



Schweizerische Eidgenossenschaft  
Confédération suisse  
Confederazione Svizzera  
Confederaziun svizra

Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK  
Division principale de la sécurité des installations nucléaires DSN  
Divisione principale della sicurezza degli impianti nucleari DSN  
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate HSK



## **Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg**

### **Zusammenfassung, Ergebnisse und Bewertung**

Würenlingen, November 2007



Schweizerische Eidgenossenschaft  
Confédération suisse  
Confederazione Svizzera  
Confederaziun svizra

Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK  
Division principale de la Sécurité des Installations Nucléaires  
Divisione principale della Sicurezza degli Impianti Nucleari  
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate

HSK 11/1100

# **Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg**

Würenlingen, 12. November 2007



# Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung.....</b>	<b>1-1</b>
1.1	Veranlassung.....	1-1
1.2	Die Periodische Sicherheitsüberprüfung .....	1-2
1.3	Vorgehensweise .....	1-2
1.4	Beurteilungsgrundlagen.....	1-4
1.5	HSK-Inspektionen.....	1-7
1.6	Eingereichte Dokumentation .....	1-8
<b>2</b>	<b>Bewilligungen sowie Erfüllung von Auflagen und Pendenzen .....</b>	<b>2-1</b>
2.1	Bewilligungen .....	2-1
2.2	Erfüllung von Auflagen und Pendenzen .....	2-2
2.2.1	Erfüllung bzw. Stand von Auflagen der Verfügung des Bundesrates vom 14. Dezember 1992.....	2-2
2.2.2	Erledigung von Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 1991.....	2-4
2.2.3	Erledigung der Pendenzen aus der Sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002.....	2-4
2.2.4	Stand von aktuellen Projekten und Tagesgeschäften .....	2-14
<b>3</b>	<b>Übersicht über die Anlage .....</b>	<b>3-1</b>
3.1	Standort .....	3-1
3.2	Übergeordnete Auslegungsmerkmale der Anlage.....	3-4
3.3	Sicherheitskonzept und wichtige Sicherheitseinrichtungen.....	3-5
3.4	Wichtige organisatorische und technische Änderungen seit 1990 .....	3-11
3.4.1	Änderungen in der Organisation .....	3-11
3.4.2	Technische Anlageänderungen .....	3-12
3.5	Betriebsführung .....	3-15
<b>4</b>	<b>Organisation und Personal.....</b>	<b>4-1</b>
4.1	Organisation .....	4-1
4.1.1	Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse .....	4-1
4.1.2	Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen.....	4-3
4.1.3	Interner Sicherheitsausschuss .....	4-5
4.1.4	Notfallorganisation .....	4-6
4.1.5	Safety Policy.....	4-6
4.2	Personal .....	4-9
4.2.1	Personalpolitik.....	4-9
4.2.2	Personalbestand .....	4-10
4.2.3	Anforderungen und Auswahl.....	4-11
4.2.4	Aus- und Weiterbildung.....	4-13
4.2.5	Simulator .....	4-19
4.2.6	Fremdpersonal .....	4-20
4.3	Vorschriften zum Betrieb der Anlage .....	4-21
4.4	Betriebsdokumentation .....	4-23

4.5	Mensch-Maschine-Schnittstelle .....	4-24
4.5.1	Arbeitsplätze im Hauptkommandoraum.....	4-25
4.5.2	Prozessvisualisierungssystem .....	4-26
4.6	Qualitätsmanagement.....	4-28
4.7	Sicherheitskultur .....	4-35
<b>5</b>	<b>Auswertung der Betriebserfahrung der Gesamtanlage .....</b>	<b>5-1</b>
5.1	Methoden der Auswertung.....	5-1
5.2	Vorkommnisse im KKM .....	5-5
5.2.1	Transienten mit Anforderungen der Reaktorschnellabschaltung .....	5-7
5.2.2	Transienten ohne Anforderung der Reaktorschnellabschaltung .....	5-12
5.2.3	Befunde .....	5-13
5.2.4	Ereignisse von öffentlichem Interesse (ohne Reaktorschnellabschaltungen).....	5-15
5.3	Für das KKM relevante Vorkommnisse in anderen Anlagen .....	5-16
5.4	Erfahrungen aus dem Normalbetrieb.....	5-18
5.4.1	Jahresablauf.....	5-18
5.4.2	Leistungserhöhung um 10 % im Jahre 1993 .....	5-19
5.4.3	Versuche, Tests .....	5-20
5.4.4	Kennwerte für Betriebssicherheit und Zuverlässigkeit.....	5-21
5.4.5	HSK-Beurteilung der Erfahrungen aus dem Normalbetrieb .....	5-24
5.5	Konzept und Ergebnisse der Instandhaltung und Alterungsüberwachung.....	5-25
5.5.1	Maschinenteknik .....	5-26
5.5.2	Elektro- und Leittechnik.....	5-33
5.5.3	Bautechnik.....	5-35
5.6	Konzept und Ergebnisse des operationellen Strahlenschutzes .....	5-39
5.6.1	Organisation des Strahlenschutzes, Personalbestand .....	5-39
5.6.2	Überwachung der Strahlenexposition .....	5-41
5.6.3	Kollektiv- und Individualdosen .....	5-43
5.6.4	Strahlenschutz-Ausbildung des Personals .....	5-46
5.6.5	Strahlenschutzplanung und -optimierung .....	5-48
5.6.6	Dosisleistung und Aktivitätskonzentration in der Anlage .....	5-49
5.6.7	Massnahmen zur Reduktion der Dosis.....	5-51
5.6.8	Zoneneinteilung, Garderoben, Schutz- und Hilfsmittel .....	5-53
5.6.9	Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz .....	5-55
5.6.10	Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone.....	5-57
5.6.11	Lüftungsanlagen, radiologische Aspekte .....	5-58
5.7	Radioaktive Emissionen und Umgebungsüberwachung .....	5-60
5.7.1	Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt.....	5-60
5.7.2	Umgebungsüberwachung .....	5-64
5.8	Konzept und Ergebnisse der Entsorgung.....	5-66
5.8.1	Konditionierung radioaktiver Abfälle .....	5-66
5.8.2	Zwischenlagerung .....	5-72
5.8.3	Brennelemententsorgung.....	5-74
5.8.4	Transporte .....	5-76
<b>6</b>	<b>Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten .....</b>	<b>6-1</b>
6.1	Konzept der Erdbebenauslegung der Gesamtanlage.....	6-1

6.2	Bautechnik .....	6-4
6.2.1	Klassierung der Gebäude .....	6-4
6.2.2	Normen und Lastfälle .....	6-5
6.2.3	Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke .....	6-7
6.3	Auslegung und Überwachung des Reaktorkerns .....	6-19
6.3.1	Kernauslegung .....	6-19
6.3.2	Brennstoffverhalten .....	6-21
6.3.3	Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben .....	6-23
6.3.4	Kernüberwachung .....	6-26
6.4	Nukleares Dampferzeugungssystem .....	6-28
6.4.1	Reaktordruckbehälter .....	6-28
6.4.2	RDB-Einbauten .....	6-40
6.4.3	Umwälzsystem .....	6-49
6.4.4	Frischdampfsystem .....	6-51
6.4.5	Speisewassersystem .....	6-53
6.5	Containment und Containmentsysteme .....	6-55
6.5.1	Primärcontainment .....	6-55
6.5.2	Sekundärcontainment (Reaktorgebäude) .....	6-58
6.5.3	Isolationssystem des Primärcontainments .....	6-59
6.5.4	Isolationssystem des Sekundärcontainments .....	6-62
6.5.5	Vakuumbrechsysteme .....	6-63
6.5.6	Systeme zur Wasserstoffbeherrschung .....	6-65
6.5.7	Notabluftsystem .....	6-66
6.6	Sicherheitssysteme .....	6-68
6.6.1	Reaktorabschaltung .....	6-68
6.6.2	Sicherheitsleittechnik .....	6-72
6.6.3	Reaktordruckbegrenzung und -entlastung .....	6-76
6.6.4	Kernnotkühlung .....	6-78
6.6.5	Nachwärmeabfuhr .....	6-84
6.6.6	Vergiftungssystem SLCS .....	6-87
6.6.7	Notstandssystem SUSAN .....	6-88
6.7	Versorgungs- und Hilfssysteme .....	6-90
6.7.1	Nukleare Kühlwassersysteme .....	6-90
6.7.2	Stromversorgung .....	6-97
6.7.3	Lüftungsanlagen .....	6-101
6.7.4	Steuerluft .....	6-107
6.7.5	Leckageüberwachung .....	6-108
6.7.6	Leitstände .....	6-109
6.7.7	Seismische Anlageninstrumentierung .....	6-112
6.8	Wichtige Betriebssysteme .....	6-113
6.8.1	Ausgewählte Regelsysteme .....	6-113
6.8.2	Turbinen-Bypasssystem .....	6-116
6.8.3	Kondensatsystem und Speisewassersystem .....	6-117
6.8.4	Brennelementlagerung und -handhabung .....	6-118
6.9	Brandschutz .....	6-121
6.10	Blitzschutz .....	6-123
6.11	Technische und administrative Massnahmen gegen auslegungsüberschreitende Störfälle .....	6-124
6.11.1	Containment-Rückpumpsystem .....	6-124
6.11.2	Drywell-Sprüh- und -Flutsystem .....	6-126

6.11.3	Hochreservoireinspeisung in den Reaktordruckbehälter.....	6-127
6.11.4	Gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments .....	6-128
6.11.5	Torussprühsystem.....	6-129
6.11.6	Alternative Kernkühlung.....	6-130
6.11.7	Vorgehensweise bei schweren Unfällen.....	6-132
6.11.8	Schutz des Betriebspersonal .....	6-134
6.12	Wasserchemie und Systeme zur Behandlung von Wasser und Abgas.....	6-137
6.12.1	Einführung Wasserstoffeinspeisung zusammen mit Edelmetalleinspeisung (HWC/NMCA- oder HWC/OLNC-Fahrweise) .....	6-138
6.12.2	Chemie und Radiochemie.....	6-139
6.12.3	Ressort Chemie .....	6-142
6.12.4	Wasserbehandlung .....	6-144
6.12.5	Auswirkung der Wasserchemie auf die Dosisleistung und Kontamination in der Anlage .....	6-146
6.12.6	Systeme zur Behandlung von Abgas.....	6-148
6.13	Strahlenschutzmesstechnik.....	6-149
6.14	Flucht- und Rettungswege.....	6-158
6.14.1	Fluchtwege.....	6-158
6.14.2	Rettungswege .....	6-159
<b>7</b>	<b>Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen .....</b>	<b>7-1</b>
7.1	Grundlagen der Störfallanalysen .....	7-1
7.2	Transienten.....	7-12
7.2.1	Absinken der Reaktorkühlmittel-Temperatur .....	7-12
7.2.2	Anstieg des Reaktordrucks .....	7-13
7.2.3	Reduktion der Kühlmittelumwälzmenge.....	7-15
7.2.4	Anstieg der Kühlmittelumwälzmenge.....	7-17
7.2.5	Überspeisung des Reaktordruckbehälters.....	7-18
7.2.6	Langsamer Reaktorleistungsanstieg (TOPPS).....	7-19
7.2.7	Instabilität des Reaktorkerns.....	7-20
7.2.8	ATWS .....	7-21
7.3	Reaktivitätsstörfälle .....	7-23
7.3.1	Unbeabsichtigte Kritikalität beim Beladen des Kerns .....	7-24
7.3.2	Steuerstab-Fall.....	7-24
7.4	Kühlmittelverluststörfälle.....	7-26
7.4.1	Kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle .....	7-27
7.4.2	Fehlerhaftes Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils .....	7-28
7.4.3	Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüche.....	7-30
7.4.4	Bruch einer Umwälzschleife.....	7-30
7.4.5	Leitungsbrüche und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus.....	7-32
7.5	Systemübergreifende interne Einwirkungen.....	7-35
7.5.2	Auswirkungen von Bruchstücken hoher kinetischer Energie infolge Komponentenversagens .....	7-36
7.5.3	Anlageinterne Überflutungen .....	7-37
7.5.4	Brand.....	7-38
7.5.5	Brennelement-Handhabungsstörfälle .....	7-40
7.6	Externe Ereignisse .....	7-41
7.6.1	Erdbeben.....	7-42
7.6.2	Blitzschlag .....	7-44

7.6.3	Externe Überflutung .....	7-45
7.6.4	Niedrigwasser .....	7-47
7.6.5	Windlasten.....	7-49
7.6.6	Einwirkungen von Gasen und Explosionen .....	7-50
7.6.7	Flugzeugabsturz.....	7-51
7.7	Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen .....	7-53
7.7.1	Rechenmodelle zur Bestimmung der radiologischen Auswirkungen .....	7-54
7.7.2	Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen.....	7-59
<b>8</b>	<b>Auslegungsüberschreitende Störfälle .....</b>	<b>8-1</b>
8.1	PSÜ-Pendenzen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK 2002 .....	8-1
8.2	Beurteilungsgrundlagen.....	8-2
8.3	Stufe-1-PSA für Volllastbetrieb .....	8-2
8.3.1	Zuverlässigkeit von Komponenten .....	8-3
8.3.2	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen .....	8-4
8.3.3	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien .....	8-7
8.3.4	Interne Ereignisse .....	8-8
8.3.5	Interne systemübergreifende Ereignisse .....	8-14
8.3.6	Externe Ereignisse .....	8-21
8.3.7	Ergebnisse der Stufe-1-Volllast-PSA .....	8-28
8.4	Stufe-2-PSA für Volllastbetrieb .....	8-31
8.4.1	Kernschadenzustände der Anlage .....	8-32
8.4.2	Containmentkapazität und Containmentbelastungen .....	8-34
8.4.3	Unfallablaufanalyse .....	8-36
8.4.4	Quelltermanalyse .....	8-38
8.4.5	Ergebnisse der Stufe-2-Volllast-PSA .....	8-38
8.4.6	Sensitivitätsuntersuchungen .....	8-39
8.5	Stufe-1-PSA für den Anlagestillstand .....	8-41
8.5.1	Anlagekonfiguration bei Stillstand.....	8-41
8.5.2	Zuverlässigkeit von Komponenten.....	8-43
8.5.3	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen .....	8-44
8.5.4	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien.....	8-45
8.5.5	Interne Ereignisse .....	8-45
8.5.6	Interne systemübergreifende Ereignisse .....	8-48
8.5.7	Externe Ereignisse .....	8-50
8.5.8	Ergebnisse der Stufe-1-Stillstand-PSA .....	8-52
8.6	Zusammenfassende Bewertung .....	8-54
<b>9</b>	<b>Organisation des Notfallschutzes .....</b>	<b>9-1</b>
9.1	Allgemeines .....	9-1
9.2	Anlageinterner Notfallschutz.....	9-1
9.3	Anlageexterner Notfallschutz.....	9-3
9.4	Notfallübungen .....	9-5
<b>10</b>	<b>Betrieb von mehr als 40 Jahren: Beurteilung von Schlüsselkomponenten.....</b>	<b>10-1</b>
10.1	Reaktordruckbehälter .....	10-1
10.2	Kernmantel .....	10-4
10.3	Primärcontainment.....	10-12



10.4	Sicherheitstechnisch wichtige Bauten .....	10-12
<b>11</b>	<b>Gesamtbewertung und HSK-Forderungen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme zur PSÜ2005 .....</b>	<b>11-1</b>
11.1	Gesamtbewertung aus Sicht des Betreibers .....	11-1
11.1.1	Übersicht über den erweiterten Beurteilungszeitraum aus Sicht des KKM .....	11-2
11.1.2	Bewertung der Schutzzielerfüllung .....	11-2
11.1.3	Nachweisziele der Richtlinie HSK-R-48.....	11-6
11.1.4	Sicherheitskultur, OSART-Mission und -Folgemission .....	11-6
11.1.5	Personalentwicklung .....	11-7
11.1.6	Leistungserhöhung.....	11-7
11.1.7	Konventionelle Sicherheit, Arbeitssicherheit und Umweltauswirkungen .....	11-7
11.1.8	Nachrüstungen, Verbesserungen, Erneuerungen und Instandhaltung .....	11-7
11.1.9	Ausblick auf die Betriebsperiode 2003 bis 2012.....	11-8
11.1.10	Ausblick auf eine Betriebsperiode bis 2032.....	11-9
11.2	Gesamtbewertung aus der Sicht der HSK.....	11-9
11.2.1	Organisation und Betrieb .....	11-9
11.2.2	Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten .....	11-10
11.2.3	Deterministische Störfallanalysen.....	11-11
11.2.4	Probabilistische Sicherheitsanalysen.....	11-12
11.2.5	Notfallorganisation .....	11-12
11.2.6	Schlussfolgerungen.....	11-13
11.3	HSK-Forderungen aus der KKM PSÜ 2005 .....	11-13
	<b>Anhang A: Abkürzungen .....</b>	<b>A 1</b>
	<b>Referenzen.....</b>	<b>R 1</b>

## Verzeichnis der Abbildungen

		Seite
Abb. 3.3-1	Systeme zur Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr	3-10
Abb. 5.2-1	Klassierte Vorkommnisse im Bewertungszeitraum 1990-2005	5-6
Abb. 5.2.3-1	Klassierte Befunde der Kategorie B im Bewertungszeitraum 1990 - 2005	5-15
Abb. 5.4.4-1	Arbeitsausnutzung	5-23
Abb. 5.4.4-2	Zeitverfügbarkeit	5-23
Abb. 5.4.4-3	Geplante Nichtverfügbarkeit	5-23
Abb. 5.4.4-4	Ungeplante Nichtverfügbarkeit	5-23
Abb. 5.4.4-5	Nichtverfügbarkeit der Hochdruckeinspeisesysteme	5-23
Abb. 5.4.4-6	Nichtverfügbarkeit der Wärmeabfuhrsysteme	5-23
Abb. 5.4.4-7	Nichtverfügbarkeit der Notstrom- und Dieselgeneratoren	5-24
Abb. 5.4.4-8	Chemieindikator	5-24
Abb. 5.4.4-9	Brennstoffzuverlässigkeitsindikator	5-24
Abb. 5.6.3-1	Jahreskollektivdosen der schweizerischen Kernkraftwerke	5-45
Abb. 5.6.3-2	Verteilung der Anzahl Personen mit Individualdosen grösser 5 mSv im KKM, Eigen- und Fremdpersonals von 1988 bis 2005	5-45
Abb. 5.7.1-1	Normierte Abwasserabgaben (ohne Tritium) des KKM im Vergleich mit einer Gruppe ähnlicher Siedewasserreaktoren (Vergleichsgruppe) und den Siedewasserreaktoren weltweit	5-62
Abb. 5.7.1-2	Abwasserabgaben (ohne Tritium) des KKM im Vergleich mit anderen europäischen Reaktoren	5-64
Abb. 5.7.2-1	Langzeitverlauf der Ortsdosisleistung der MADUK-Sonde M-03 im Messring Mühleberg	5-66
Abb. 6.4.1-1	Änderung der 4 RDB-Speisewasserstutzen 1997	6-33
Abb. 6.4.2-1	Aufsummierte Risslängen der Rissbereiche 1, 2, und 3 der Schweissnaht Nr. 11, bestimmt in den Revisionsstillständen der Jahre 1993 bis 2002	6-42
Abb. 6.12-1	Co-60-Konzentration im Reaktorwasser zwischen 1990 und 2005	6-141
Abb. 7.1-1	Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle für Brennstäbe mit Urandioxidbrennstoff	7-7

## Verzeichnis der Tabellen

		Seite
Tab. 3.3-1	Sicherheitstechnische Einstufung von mechanischen Ausrüstungen	3-8
Tab. 5.5.3-1	Präventive Instandhaltungsmassnahmen an Gebäuden	5-36
Tab. 5.5.3-2	Stand der Basisinspektionen im AÜP Bautechnik	5-37
Tab. 5.5.3-3	Im erweiterten Beurteilungszeitraum durchgeführte präventive Instandhaltungsmassnahmen an Gebäuden	5-38
Tab. 6.1-1	Vergleich der Bodenbeschleunigungen und der Bemessungsspektren	6-3
Tab. 6.1-2	Gebäudespezifische Erdbebenklassierung und Auslegungsbasis	6-3
Tab. 6.4-1	Stand der Rissbefunde nach der Prüfung 2005 (Übersicht)	6-44
Tab. 6.4-2	Vergleich der berechneten zulässigen Durchrisslängen mit den gemessenen und vorausgesagten Risslängen	6-45
Tab. 7.1-1	Übersicht über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke gemäss Richtlinie HSK-R-100	7-3
Tab. 7.1-2	Einordnung der Auslegungsstörfälle durch das KKM vom 15.12.2006 unter Berücksichtigung des Einzelfehlers gemäss Richtlinie HSK-R-100	7-8
Tab. 7.7.2-1	Zusammenstellung der Folgedosen für das Personal bei einem Brennelementabsturz	7-78
Tab. 7.7.2-2	Zusammenfassung der Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen	7-80
Tab. 8.3.4-1	MUSA2005-Resultate zu den internen Ereignissen	8-13
Tab. 8.3.7-1	Übersicht zu den PSA-Resultaten der MUSA2005 und des HSK-Modells	8-29
Tab. 8.4.1-1	Kernschadenzustände in der MUSA2005	8-32
Tab. 8.4.3-1	KKM Freisetzungspfade (Containment-Endzustände) bei schweren Unfällen	8-37
Tab. 8.4.6-1	Sensitivitätsanalyse in MUSA2000	8-40
Tab. 8.5.1-1	Stillstandsphasen in der SMUSA2005	8-43
Tab. 8.5.5-1	FDf für verschiedene Stillstandsphasen (interne Ereignisse)	8-47
Tab. 8.5.8-1	FDf für verschiedene auslösende Ereignisse	8-53
Tab. 10.2-1	Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge und die Anforderungen im Zusammenhang mit Komponenten	10-5
Tab. 10.2-2	Zustände des Kernmantels seit der Inbetriebnahme	10-6
Tab. 10.2-3	Bewertung des Zustands III des Kernmantels	10-7
Tab. 10.2-4	Bewertung des Zustands IV des Kernmantels	10-8
Tab. 10.2-5	Zusammenfassung der Bewertung nach dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge	10-10

## **Hinweis zur Lesbarkeit der vorliegenden sicherheitstechnischen Stellungnahme**

Die letzte sicherheitstechnische Stellungnahme der HSK zur PSÜ2000 des Kernkraftwerks Mühleberg wurde im Jahr 2002, also fünf Jahre vor dem Erscheinen der vorliegenden Stellungnahme veröffentlicht. Da innerhalb einer Zeitspanne von fünf Jahren nicht mit einer grundlegenden Neueinschätzung einer Kernanlage zu rechnen ist, wurden die Inhalte der sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK aus dem Jahr 2002<sup>1</sup>, soweit dies auf Grund der Ende 2005 eingereichten Dokumente des KKM adäquat erschien, unverändert zitiert, der vorliegenden neuen HSK-Stellungnahme zu Grunde gelegt und durch die neueren Erkenntnisse aus der erweiterten Beurteilungsperiode 2000 – 2005 ergänzt.

Textzitate aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002, die den Aussagen und Bewertungen in diesem Dokument zugrunde gelegt werden, werden durch einen einleitenden Satz und kursive Schrift des eigentlichen Zitats klar kenntlich gemacht. Dies betrifft insbesondere die Kapitel in der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002, in denen die Aussagen des KKM aus der PSÜ 2000 zusammengefasst resp. durch die HSK beurteilt wurden. Weglassungen in Textzitatensätzen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 sind mit [...] gekennzeichnet.

Bei reiner statischer Hintergrundinformation wie der Beschreibung von Systemen wird hingegen darauf verzichtet, kenntlich zu machen, ob der Text aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 übernommen wurde, da diese Information für das Verständnis nicht relevant ist.

## **1 Einleitung**

### **1.1 Veranlassung**

Der schweizerische Bundesrat hat in zwei Verfügungen die BKW FMB Energie AG (BKW) verpflichtet, das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) in regelmässigen Abständen einer sicherheitstechnischen Gesamtüberprüfung (Periodische Sicherheitsüberprüfung) zu unterziehen.

In der Verfügung des schweizerischen Bundesrates vom 14. Dezember 1992 zum Gesuch der BKW vom 9. November 1990 um Erteilung der unbefristeten Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das KKM legte der Bundesrat in einer Auflage fest, dass der Betreiber des KKM in Abständen von ungefähr 10 Jahren jeweils einen Bericht über die Sicherheit der Anlage bei der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) einzureichen hat. Dieser Bericht soll eine zusammenfassende Bewertung des Zustandes der Anlage enthalten; insbesondere ist auf die Betriebserfahrung, Vorkommnisse im KKM und in ähnlichen Anlagen, den Alterungszustand und die Ergebnisse der Probabilistischen Sicherheitsanalyse einzugehen.

Mit Gesuch vom 8. Mai 1996 hat die BKW einen Antrag auf Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung vom 14. Dezember 1992 gestellt. Der schweizerische Bundesrat hat in der Verfügung vom 28. Oktober 1998 zum Gesuch den Antrag auf eine unbefristete Betriebsbewilligung abgelehnt, die Betriebsbewilligung für das KKM weiterhin befristet und um 10 Jahre bis zum 31. Dezember 2012 verlängert. Er legte darin wiederum fest, dass die BKW die Sicherheit der Anlage periodisch nachzuweisen hat. Dazu war der HSK bis zum Jahr 2001 eine umfassende Dokumentation für eine periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) einzureichen. Diese erstellte anschliessend eine sicherheitstechnische Stellungnahme<sup>1</sup> bis Ende 2002. Für eine Zwischenbewertung des KKM musste die BKW bis

zum Ende des Jahres 2005 die PSÜ-Dokumentation aktualisieren und der HSK zur Bewertung einreichen. Zu dieser aktualisierten PSÜ-Dokumentation hat die HSK gemäss bundesrätlicher Verfügung bis Ende 2007 wiederum Stellung zu nehmen. Dies erfolgt mit der vorliegenden sicherheitstechnischen Stellungnahme 2007 der HSK.

## 1.2 Die Periodische Sicherheitsüberprüfung

Im November 2001 wurde die Richtlinie HSK-R-48<sup>2</sup> „Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken“ in Kraft gesetzt. In dieser Richtlinie sind die Grundsätze und Inhalte der Periodischen Sicherheitsüberprüfung festgelegt.

Im Dezember 2004 ist die neue Kernenergiegesetzgebung (Kernenergiegesetz<sup>3</sup> (KEG) und -verordnung<sup>4</sup> (KEV)) in Kraft getreten. Die Grundsätze der Periodischen Sicherheitsüberprüfung werden in Art. 34 KEV geregelt.

Die Periodische Sicherheitsüberprüfung stellt eine Ergänzung zur laufenden Aufsichtstätigkeit der HSK dar. Sie ist vom Betreiber eines Kernkraftwerks ab dessen Inbetriebnahme im Abstand von 10 Jahren durchzuführen. Die Bewilligungsbehörde kann jedoch ein anderes Intervall festlegen, was in der bundesrätlichen Verfügung vom 28. Oktober 1998 für das KKM der Fall war. Ziel der PSÜ ist die ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung des Kernkraftwerks. Hierbei ist einerseits die kraftwerksspezifische Betriebserfahrung der Beurteilungsperiode auszuwerten und mit relevanten Betriebserfahrungen anderer Kernkraftwerke zu vergleichen. Andererseits ist der aktuelle Zustand des Kernkraftwerks mit dem Stand von Wissenschaft und Technik zu vergleichen. Anhand dieser Vergleiche ist die Notwendigkeit von Nachrüstmassnahmen zu überprüfen. Im vorliegenden Fall wird gemäss der bundesrätlichen Verfügung bereits nach 5 Jahren eine Aktualisierung der KKM-PSÜ und der nachfolgenden sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK durchgeführt.

## 1.3 Vorgehensweise

Das KKM führte die PSÜ 2000 schwerpunktmässig im Jahre 2001 durch. Die inhaltlichen Schwerpunkte und die Einreichungstermine für die einzelnen PSÜ-Dokumente wurden zwischen dem KKM und der HSK zu Beginn und auch während der Periodischen Sicherheitsüberprüfung in Fachgesprächen und regelmässigen Projektgesprächen vereinbart. Die eingereichten PSÜ-Dokumente enthielten eine Darstellung des Sicherheitskonzepts, eine Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens, eine Deterministische Sicherheitsstatusanalyse und eine Probabilistische Sicherheitsanalyse. Im Rahmen einer Gesamtbewertung ist unter anderem aufzuzeigen, dass die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“, „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ im Normalbetrieb sowie bei Auslegungsstörfällen eingehalten werden.

Zu Beginn der PSÜ, Anfang des Jahres 2001, wurde neben den Beurteilungsgrundlagen (Kap. 1.4) und dem Umfang der einzureichenden PSÜ-Dokumente (Kap. 1.6) Folgendes vereinbart:

- Die einzureichenden PSÜ-Dokumente beschreiben den Zustand der Anlage am Stichtag 5. September 2000, d.h. am Ende der Revisionsabstellung des Jahres 2000. Sie enthalten eine Beurteilung des Sicherheitsstatus der Anlage und eine Prognose, inwieweit ein sicherer Anlagebetrieb bis zur nächsten PSÜ gewährleistet ist.
- Die Auslegung von Systemen und Komponenten wird bewertet, wenn an diesen Systemen innerhalb des 10-jährigen Bewertungszeitraums, das heisst ab dem 8. September 1990 (Ende

Stillstand 1990) bis zum 5. September 2000 (oben festgelegter Stichtag), Änderungen durchgeführt wurden oder wenn sich die Beurteilungsgrundlagen in diesem Zeitraum geändert haben. Die letzte Überprüfung des KKM durch die HSK (HSK 11/250)<sup>5</sup> wurde im Oktober 1991 abgeschlossen.

- Die Betriebsführung und das Betriebsverhalten werden schwerpunktmässig im festgelegten Bewertungszeitraum dargestellt und bewertet. Für die Bewertung der Ergebnisse der Alterungsüberwachung gilt der oben genannte Bewertungszeitraum nicht. Die Ergebnisse der Alterungsüberwachung werden seit Inbetriebnahme der Sicherheitseinrichtungen dargestellt und der Stand der Alterungsüberwachung wird in die Bewertung mit einbezogen.
- Auf wesentliche Änderungen an Sicherheitseinrichtungen, die in naher Zukunft geplant sind, wird hingewiesen.

Die HSK führte bis Ende 2002 eine unabhängige Prüfung und Beurteilung der vom KKM eingereichten Dokumente zur PSÜ 2000 durch. Die aus dieser Prüfung resultierenden Ergebnisse wurden in der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 der HSK zusammengefasst.

Die Aktualisierung der PSÜ 2000 wurde vom KKM grösstenteils bis Ende 2005 abgeschlossen (PSÜ 2005). Die inhaltlichen Schwerpunkte und die Einreichungstermine für die einzelnen PSÜ-Dokumente wurden in einem Konzept des KKM zur Periodischen Sicherheitsprüfung Anfang 2004 festgelegt, welches von der HSK anschliessend beurteilt wurde. Die eingereichten PSÜ-Dokumente umfassen einen aktualisierten Sicherheitsbericht, eine Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens, aufgeteilt in „Organisation und Personal“ sowie in die „Betriebserfahrung der Gesamtanlage“, einen Bericht zu systemtechnisch wichtigen Gebäuden und systemübergreifenden Aspekten, eine Zusammenstellung der Systembewertungen, eine neue Probabilistische Sicherheitsanalyse und eine abschliessende Gesamtbewertung. Im Rahmen der Gesamtbewertung wird unter anderem aufgezeigt, dass die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“, „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ im Normalbetrieb sowie bei Auslegungstörfällen eingehalten werden. Gemäss Art. 34 der Kernenergieverordnung<sup>4</sup> sind in einer PSÜ durch den Betreiber die folgenden Aspekte darzulegen und zu bewerten: ein Sicherheitskonzept, die Betriebsführung und das Betriebsverhalten, eine deterministische Sicherheitsstatusanalyse, eine probabilistische Sicherheitsanalyse, Organisation und Personal sowie eine Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus. KKM hat im Vorfeld der Einreichung der PSÜ-Dokumente dargelegt, dass alle diese Aspekte vollständig dargestellt und bewertet werden. So werden beispielsweise das Sicherheitskonzept und die deterministische Sicherheitsstatusanalyse im Sicherheitsbericht abgehandelt.

Die Aktualisierung der PSÜ durch das KKM umfasst den Zeitraum vom Ende der Revision 2000 bis zum Ende der Revision 2005. Die vollständige Dokumentation zur PSÜ 2005 wurde Ende 2005 eingereicht, wobei insbesondere zur probabilistischen Erdbebenanalyse anschliessend noch Dokumente nachgeliefert und revidiert wurden.

Die HSK führte wiederum eine unabhängige Prüfung und Beurteilung der vom KKM eingereichten Dokumente zur PSÜ 2005 durch. Die aus der Prüfung resultierenden Ergebnisse sind in der vorliegenden Stellungnahme zusammengefasst.

Da innerhalb einer Zeitspanne von fünf Jahren nicht mit einer grundlegenden Neueinschätzung einer Kernanlage zu rechnen ist, wurden die Inhalte der sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK aus dem Jahr 2002<sup>1</sup>, soweit dies auf Grund der Ende 2005 eingereichten Dokumente des KKM adäquat erschien, der vorliegenden neuen HSK-Stellungnahme zu Grunde gelegt und durch die neueren

Erkenntnisse aus der erweiterten Beurteilungsperiode 2000 – 2005 ergänzt. Dies bedeutet, dass die vorliegende sicherheitstechnische Stellungnahme 2007 insgesamt einen Beurteilungszeitraum zwischen 1990 und 2005 abdeckt.

Konkret wurde dabei für das Dokument, mit Ausnahme der einleitenden Kapitel 1 und 2, die folgende Struktur gewählt:

Jedes Unterkapitel zu einem Teilaspekt gliedert sich in der Regel in drei Unterabschnitte, nämlich in die Beschreibung des beurteilten Systems resp. Teilaspekts, die Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente, welche auch die Beurteilung des KKM als Betreiber beinhaltet sowie abschliessend die Beurteilung durch die HSK. Für alle drei Unterabschnitte wurde, sofern sich gegenüber der Stellungnahme von 2002 keine grundlegenden Änderungen ergeben haben, der Text aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 wörtlich übernommen – geändert wurden lediglich die Referenzen, welche nicht mehr aktuell waren und die damals formulierten PSÜ-Pendenzen wurden zur besseren Referenzierbarkeit durchnummeriert. Textzitate, welche eine Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ2000 eingereichten Dokumente und die diesbezügliche HSK-Beurteilung aus der Sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 sind im vorliegenden Dokument *kursiv* dargestellt.

Anschliessend an die Textzitate werden in zwei weiteren Unterabschnitten jeweils die für den erweiterten Berichtszeitraum angepassten oder neuen Fakten und Beurteilungen durch Betreiber und HSK dargelegt.

In einigen Fällen, wie z.B. dem Kapitel 8 zur Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), hat das KKM eine neue Studie eingereicht. In anderen Fällen waren die Änderungen in der erweiterten Bearbeitungsperiode so grundlegend (z.B. in Teilbereichen der Kapitel 6.12 „Wasserchemie“ und 7.7 „Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen“), dass der Text aus der Stellungnahme 2002 in weiten Teilen nicht mehr zutreffend oder vollständig wäre. In solchen Fällen wurde auf eine Übernahme des Textes aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 verzichtet. Stattdessen wurde in solchen Fällen in der vorliegenden Stellungnahme 2007 der HSK ein neues Kapitel erstellt.

Auf die Beurteilungsgrundlagen wird im folgenden Abschnitt 1.4 eingegangen.

Bei neuen Erkenntnissen aufgrund von Erfahrung und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik wurde deren Einfluss auf die Sicherheit der Anlage geprüft. Dabei wurde geklärt, ob Nachrüstmassnahmen notwendig oder im Rahmen der Verhältnismässigkeit geboten sind. Bei bestehenden Anlagen wie dem KKM müssen wesentliche Fortschritte des Standes von Wissenschaft und Technik in angemessener Weise berücksichtigt werden. Es ist dabei von der Einhaltung allgemeiner Schutzziele auszugehen, die bei älteren Anlagen auch mit anderen Mitteln als bei Neuanlagen erreicht werden können.

Zusätzlich zur Sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002<sup>1</sup> werden im vorliegenden Dokument im Kapitel 10 wichtige Schlüsselkomponenten im Hinblick auf einen Weiterbetrieb der Anlage über das Jahr 2012, d.h. über 40 Betriebsjahre hinaus, beurteilt.

## **1.4 Beurteilungsgrundlagen**

Die wichtigsten Beurteilungsgrundlagen bilden Gesetze und Verordnungen (insbesondere die Kernenergie- und Strahlenschutzgesetzgebung), welche im Falle von Gesetzen von der Bundesversammlung, bei Verordnungen vom Bundesrat bzw. von den Departementen verabschiedet und in Kraft gesetzt werden und die in jedem Fall einzuhalten sind.

Gemäss diesen Gesetzgebungen sind verschiedene Bereiche von der HSK durch Richtlinien detaillierter zu regeln. Somit bilden auch die Richtlinien der HSK eine wichtige Beurteilungsgrundlage.

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hatte sich die HSK im Kapitel 2.3 zu der Bedeutung einiger wichtiger Richtlinien wie folgt geäußert:

*Die Richtlinien der HSK, die Auslegungskriterien enthalten, gelten grundsätzlich für neue Anlagen. Bei bestehenden Anlagen sind die Auslegungskriterien, soweit zweckmässig und zumutbar, anzuwenden. Von einem Auslegungskriterium kann abgewichen werden, sofern nachgewiesen werden kann, dass durch andere Massnahmen ein gleichwertiger Sicherheitsgrad erreicht wird. Dies betrifft insbesondere die Richtlinie HSK-R-101<sup>6</sup>, in der die Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Leichtwasserreaktoren festgelegt sind.*

*Die Richtlinie HSK-R-06<sup>7</sup>, welche die sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen beschreibt, wurde und wird bei Änderungen berücksichtigt, falls dabei Ausrüstungen sicherheitstechnisch höher klassiert werden. Bestehende Klassierungen wurden belassen, falls sie höher sind als die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-06<sup>7</sup>. Dies betrifft im KKM z.B. die Klassierung der Frischdampf- und Speisewasserleitungen im Maschinenhaus, die im KKM der Sicherheitsklasse SK2 zugeordnet sind, in der Richtlinie HSK-R-06<sup>7</sup> jedoch als nicht klassiert gelten.*

*Richtlinien zum Strahlenschutz dienen dem Schutz des Personals und der Bevölkerung und sind immer zu berücksichtigen. Ein Beispiel ist die Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup>, in welcher die Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken festgelegt sind. Die Einhaltung der Forderungen der Strahlenschutz-Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> werden in Kap. 5.6 und 5.7 dieser Stellungnahme bewertet. Die Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup>, welche die Grundlagen und die Vorgehensweise für die Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund der Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen festlegt, ist ebenfalls für alle schweizerischen Kernanlagen gültig.*

[...]

Die Richtlinie HSK-R-102<sup>10</sup>, welche Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz festlegt, ist für bestehende Kernkraftwerke zum Vergleich hinsichtlich Einhaltung der Auslegungskriterien nicht geeignet. KKM ist mit Ausnahme des SUSAN nicht speziell gegen Flugzeugabsturz ausgelegt. Zudem sind alle Kernkraftwerke der Schweiz vor 1986, dem Datum der Veröffentlichung der Richtlinie, gebaut worden. In Kap. 7.6.7 wird speziell auf den Schutz des KKM gegen Flugzeugsabsturz eingegangen.

Diese Aussagen sind grundsätzlich auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, es ist aber zu beachten, dass inzwischen eine Reihe relevanter gesetzlicher Grundlagen und HSK-Richtlinien revidiert, in Kraft gesetzt oder gültig erklärt wurden, welche einen Einfluss auf die aktuelle Bewertung und Beurteilung des KKM haben können. Eine Zusammenstellung wird im Folgenden gegeben:

- Kernenergiegesetzgebung (Kernenergiegesetz<sup>3</sup> und –verordnung<sup>4</sup>), in Kraft seit dem 1. Februar 2005 als Ersatz für die vorherige Atomenergiegesetzgebung<sup>49,50</sup>
- Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup>: Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen (Revision Mai 2003): Die früher vorhandenen Störfallaspekte wurden im Rahmen dieser Revision in die Richtlinie HSK-R-100 verschoben, so dass die Richtlinie HSK-R-11 nun ausschliesslich Normalbetriebsaspekten umfasst.
- Richtlinie HSK-R-13<sup>11</sup>: Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen (Freimessrichtlinie, neu im Februar 2002)



- Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup>: Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken (Revision November 2004)
- Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup>: Organisation von Kernkraftwerken (Revision Juni 2002)
- Richtlinie HSK-R-18<sup>43</sup>: Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen (Revision Dezember 2000)
- Richtlinie HSK-R-23<sup>44</sup>: Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen (Revision Januar 2003)
- Richtlinie HSK-R-29<sup>73</sup>: Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle (neu im März 2004)
- Richtlinie HSK-R-31<sup>12</sup>: Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen (Revision Oktober 2003)
- Richtlinie HSK-R-37<sup>54</sup>: Anerkennung von Strahlenschutz - Ausbildungen und - Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK (Revision Juli 2001)
- Richtlinie HSK-R-45<sup>110</sup>: Planung und Durchführung von Notfallübungen im Bereich der schweizerischen Kernanlagen (Revision Januar 2004)
- Richtlinie HSK-R-46<sup>13</sup>: Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken (neu im April 2005)
- Richtlinie HSK-R-48<sup>2</sup>: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken (neu im November 2001)
- Richtlinie HSK-R-49<sup>14</sup>: Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen (neu im März 2001, Revision Dezember 2003)
- Richtlinie HSK-R-50<sup>15</sup>: Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen (neu im März 2003)
- Richtlinie HSK-R-51<sup>46</sup>: Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen (neu im November 2004)
- Richtlinie HSK-R-52<sup>16</sup>: Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung (neu im Juli 2003)
- Richtlinie HSK-R-60<sup>17</sup>: Überprüfung der Brennelementherstellung (neu im März 2003)
- Richtlinie HSK-R-61<sup>90</sup>: Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren (neu im Juni 2004)
- Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup>: Nachweis ausreichender Vorsorge gegen Störfälle in Kernkraftwerken (Störfall-Richtlinie, Revision Dezember 2004)

Im Rahmen dieser sicherheitstechnischen Stellungnahme stellen die Referenzen auf Gesetze, Verordnungen und Richtlinien jeweils den zum Zeitpunkt der Erstellung der Texte gültigen Stand dar. Dies bedeutet, dass sich die Referenzen in den Textzitate, die aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 übernommen wurden, auf den damaligen Gesetzes- und Richtlinienstand beziehen, während in den Textpassagen zum erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005 der Gesetzes- und Richtlinienstand Ende 2005 angesprochen wird. In der Referenzliste am Ende dieses Dokuments wird grundsätzlich der aktuelle Stand der Dokumente angegeben. In den einzelnen Kapiteln dieser Stellungnahme wird nur dann auf neue Gesetze resp. Revisionen von Gesetzen, Verordnungen und

Richtlinien eingegangen, sofern sie für die Bewertung des KKM in seiner PSÜ2005 oder der HSK in dieser sicherheitstechnischen Stellungnahme von Bedeutung sind.

Neben Gesetzen, Verordnungen und Richtlinien ist für die Beurteilung bei Periodischen Sicherheitsüberprüfungen der aus Erfahrungen abgeleitete Stand von Wissenschaft und Technik (Art. 9 StSG<sup>18</sup>, Art. 36 KEV<sup>4</sup>) heranzuziehen.

Der aktuelle Stand der Technik wird festgelegt durch:

- Die anerkannten technischen in- und ausländischen Normen (z.B. des schweizerischen Vereins für technische Inspektionen, SVTI);
- Die kerntechnischen Regelwerke des Lieferlandes der Kernanlage und ausgewählter Länder mit einer langen Kernenergetradition wie die USA, Deutschland und Frankreich;
- Die Empfehlungen internationaler Gremien (z.B. IAEA, ICRP);
- Den Stand der Technik in vergleichbaren Kernanlagen und in anderen relevanten technischen Anlagen.

Zu berücksichtigen sind dabei Dokumente, welche vor dem August 2005 Gültigkeit erlangten.

Unter dem Stand der Wissenschaft werden Erkenntnisse aus der Forschung verstanden, die allgemein anerkannt sind oder unabhängig überprüft wurden.

## 1.5 HSK-Inspektionen

Bei der Aufsicht über die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz stellen Inspektionen der HSK einen wichtigen Teil dar. Ergänzend zum Vergleich des aktuellen Zustands des Kernkraftwerks mit dem Stand von Wissenschaft und Technik sowie der Auswertung der Betriebserfahrung ermöglichen Inspektionen durch die Kontrollen vor Ort ein Urteil über den Anlagenzustand und den Anlagenbetrieb.

Im Jahre 2000 führte die HSK ein eigenes Managementsystem ein, das Ende 2001 ISO-zertifiziert wurde. Damit begann die systematische Strukturierung der Inspektionen. Ein Basisinspektionsprogramm stellt das Grundgerüst dar, mit dessen Hilfe über einen periodisch wiederkehrenden Zeitraum von rund 10 Jahren die Kontrollen in wichtigen Aufsichtsbereichen sichergestellt werden. Zudem wird jedes Jahr ein Schwerpunktsthema in den Kontrollumfang aufgenommen. Ergänzend finden weitere in der Jahresplanung nicht spezifizierte Inspektionen statt, welche die Abklärung von aktuell interessanten Sachverhalten zum Ziel haben. Diese reaktiven Inspektionen werden meist aufgrund von kurzfristig geplanten Instandhaltungs- und Anlageänderungen oder allfälligen Vorkommnissen durchgeführt. Die Inspektionsthemen erstrecken sich über den gesamten Aufsichtsbereich der HSK und reichen vom Strahlenschutz über Reaktorsicherheit, Behandlung radioaktiver Abfälle bis hin zum Notfallschutz. Zusätzlich werden diese Inspektionen durch einen Fragenkatalog zur Erfassung menschlicher und organisatorischer Aspekte ergänzt.

Die HSK wird in ihrer Aufsichtstätigkeit durch den SVTI im Bereich der wiederkehrenden Werkstoffprüfungen an druckführenden sicherheitsklassierten Komponenten unterstützt. Die Überwachungstätigkeit des SVTI erfolgt vorwiegend während der Revisionsstillstände.

Seit einigen Jahren unterscheidet die HSK bei ihrer Vor-Ort-Präsenz zwischen Inspektionen und Aufsichtsgesprächen (Fachgesprächen). Die Erkenntnisse sowohl der Inspektionen wie der Aufsichtsgespräche sind in den einzelnen Kapiteln jeweils in die HSK-Bewertung der KKM PSÜ 2005 eingeflossen.

## 1.6 Eingereichte Dokumentation

Das KKM reichte im Rahmen der PSÜ 2000 folgende PSÜ-Dokumente ein:

- Als Beschreibung des anlagenspezifischen Sicherheitskonzeptes legte das KKM den aktualisierten Sicherheitsbericht, das Kraftwerksreglement, die Störfall- und Notfallvorschriften sowie Zusatzberichte zum anlageninternen Notfallschutz, zum Brand- und Blitzschutz, zum Instandhaltungskonzept, zum Standort, zur Erdbebenqualifikation und zu den Flucht- und Interventionswegen vor.
- Die Betriebsführung und das Betriebsverhalten der Anlage beschrieb und bewertete das KKM in einer Reihe von Berichten zu den Themen Organisation und Personal, Sicherheitskultur, Qualitätsmanagement, Betriebserfahrung der Gesamtanlage, Entsorgung von radioaktiven Abfällen, Transport und Behandlung von Kernbrennstoff, Wasserchemie und radioaktive Abgaben. Diese Berichte wurden mit Trendanalysen über Änderungen, Ersatz und Reparaturen in Sicherheitssystemen sowie einer Analyse der Lastfälle und der klassierten meldepflichtigen Vorkommnisse ergänzt.
- In der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse beurteilte das KKM die Beherrschung eines Spektrums von Auslegungsstörfällen durch die Sicherheitseinrichtungen. Dazu gehörte auch der Nachweis, dass die für die Vorkommnisse der Ereigniskategorien Betriebsstörung, Zwischenfall und Unfall geforderten Dosisgrenzwerte eingehalten sind. Daneben reichte das KKM eine Überprüfung der Auslegung und des Qualitätszustandes von 38 Sicherheitseinrichtungen ein. Diese Systembeschreibungen wurden ergänzt mit Zusatzberichten zur Betriebserfahrung wichtiger Betriebs- und Regelsysteme.
- Das KKM dokumentierte die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufe 1 für die Zustände Vollast und Stillstand. Darüber hinaus wurde eine PSA der Stufe 2 erstellt.

In der Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus der Anlage führte das KKM, gemäss den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-48<sup>2</sup>, die Ergebnisse der Bewertung der vier oben aufgeführten Bereiche zusammen. Dabei stand der Nachweis der Einhaltung der Schutzziele als übergeordnetes Bewertungskriterium im Vordergrund.

Ergänzend wurden in der Gesamtbewertung weitere Aspekte wie die Sicherheitskultur, die Leistungserhöhung auf 110 %, die Alterungsüberwachung, die Entsorgung von radioaktiven Abfällen, die konventionelle Sicherheit, insbesondere die Arbeitssicherheit, die Umweltauswirkungen sowie die Nachrüstungen, Verbesserungen, Erneuerungen und Instandhaltungen im Bewertungszeitraum dargestellt und bewertet. Auch wurde ein Ausblick auf die Betriebsperiode 2003 bis 2012 gegeben.

Ende 2005 reichte das KKM die folgenden aktualisierten PSÜ-Dokumente ein, welche eine Beschreibung und Bewertung der Situation im erweiterten Beurteilungszeitraum umfassen:

- Den aktualisierten Sicherheitsbericht: Darin behandelt das KKM das anlagenspezifische Sicherheitskonzept.
- Ein Berichtspaket zur Betriebsführung und zum Betriebsverhalten (Organisation und Personal): Das KKM beschreibt und bewertet darin die Themen „Organisation“, „Personal“, „Vorschriften zum Betrieb der Anlage“, „Betriebsdokumentation“, „Mensch-Maschinen-Schnittstelle“, „Qualitätsmanagement“, „Sicherheitskultur“ und „Betriebsführung“.
- Ein Berichtspaket zur Betriebsführung und zum Betriebsverhalten (Betriebserfahrung der Gesamtanlage): Das KKM beschreibt und bewertet darin die Themen „Methoden der Auswer-

- tung“, „Vorkommnisse im KKM“, „Für das KKM relevante Vorkommnisse anderer Anlagen“, „Erfahrungen aus dem Normalbetrieb“, „Ergebnisse der Instandhaltung und Alterungsüberwachung“, „Ergebnisse des operationellen Strahlenschutzes“, „Radioaktive Emissionen und Umgebungsüberwachung“, „Konzept und Ergebnisse der Entsorgung“ und „Transporte“.
- Ein Berichtspaket zu sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden und systemübergreifenden Aspekten: Darin werden vom KKM die folgenden Themen beschrieben und bewertet: „Erdbebenauslegung der Gesamtanlage“, „Bautechnik“, „Auslegung und Überwachung des Reaktorkerns“, „Brandschutz“, „Blitzschutz“, „Vorgehensweise bei auslegungsüberschreitenden Störfällen“, „Schutz des Betriebspersonals“, „Wasserchemie und deren radiologische Auswirkung auf die Anlage“, „Strahlenschutzmesstechnik“, „Flucht- und Interventionswege“, „Störfallinstrumentierung“.
  - Ein Berichtspaket zu Systembewertungen: Darin werden alle wichtigen Einzelsysteme durch das KKM ausführlich beschrieben und bewertet.
  - Eine neu erstellte probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA/MUSA 2005) der Stufe 1 für die Zustände Vollast und Stillstand sowie eine PSA der Stufe 2 für den Vollastzustand.
  - Eine Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus der Anlage: Darin führt das KKM nach den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-48<sup>2</sup> die Inhalte und die Ergebnisse der Bewertungen der oben aufgeführten Bereiche zusammen. Dabei steht der Nachweis der Einhaltung der Schutzziele als übergeordnetes Bewertungskriterium im Vordergrund. Weiterhin wird ein Ausblick auf die Betriebsperiode bis 2012 und darüber hinaus auf einen möglichen Betrieb bis 2032 gegeben.



## 2 Bewilligungen sowie Erfüllung von Auflagen und Pendenzen

### 2.1 Bewilligungen

In der Sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK den Stand der Bewilligungen wie folgt zusammengefasst:

*Das Eidgenössische Verkehrs- und Energiedepartement (EVED)\* erteilte für das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) am 21. Juli 1965 die Standortbewilligung sowie am 21. März 1967 und 7. März 1968 je eine Teilbaubewilligung. Die Inbetriebnahme und Aufnahme des Leistungsbetriebs des KKM erfolgte aufgrund von zwei Bewilligungen des EVED vom 24. Februar 1971 und vom 13. Mai 1971, die sich auf das KSA-Gutachten 11/16 vom Februar 1971 abstützen. Bis Ende 1980 hatte das EVED die Betriebsbewilligung jeweils nur um relativ kurze Zeitabschnitte von einem halben bzw. einem ganzen Jahr verlängert. Grund war die Entwicklung der Notkühlkriterien in den USA und deren allfällige Auswirkungen auf das KKM. In ihrem Statusbericht 11/72 von Ende 1980 hat die KSA die Sicherheit des KKM neu beurteilt. Diese Stellungnahme führte am 23. Dezember 1980 zur Verlängerung der Betriebsbewilligung bis 31. Dezember 1985, in der mit einer Auflage die Nachrüstung eines autarken, redundanten Notstandsystems verlangt wurde. Das EVED erteilte die Bewilligung zum Bau und Betrieb des von der BKW vorgeschlagenen Notstandsystems (SUSAN) am 5. Juli 1984. Aufgrund des HSK-Gutachtens 11/130, Rev. 1, vom September 1985 verlängerte der Bundesrat die Betriebsbewilligung am 13. November 1985 bis Ende 1992. Das Notstandsystem ist seit Herbst 1989 betriebsbereit.*

*Die BKW stellten am 9. November 1990 an den Bundesrat das Gesuch um die Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für das KKM mit einer thermischen Reaktorleistung von 1097 MW. Das Gesuch beinhaltete somit eine Erhöhung der thermischen Reaktorleistung von 997 MW auf 1097 MW. Gestützt auf das HSK-Gutachten<sup>5</sup> vom Oktober 1991 und die KSA-Stellungnahme vom Dezember 1991 genehmigte der Bundesrat am 14. Dezember 1992 die Leistungserhöhung, befristete jedoch die Betriebsbewilligung bis zum 31. Dezember 2002. Am 8. Mai 1996 beantragte die BKW erneut die unbefristete Betriebsbewilligung. Den Antrag beantwortete der Bundesrat mit der Verfügung vom 28. Oktober 1998, in der er die Betriebsbewilligung bis zum 31. Dezember 2012 befristete.*

Diese Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Gestützt auf das Atomgesetz von 1959 hat die BKW FMB Energie AG am 25. Januar 2005, wenige Tage vor dem Inkrafttreten des Kernenergiegesetzes (KEG), ein Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Mühleberg beim Bundesrat eingereicht. Mit Entscheidung vom 10. Juni 2005 ist der Bundesrat auf das Gesuch der BKW nicht eingetreten. Aus Zuständigkeitsgründen hat er das Gesuch an das UVEK überwiesen, um die Frage der Aufhebung der Befristung materiell zu prüfen. Die BKW hat am 2. November 2005 in einer weiteren Eingabe das Gesuch vom 25. Januar 2005 präzisiert und beantragt, es sei ohne Durchführung eines Betriebsbewilligungsverfahrens festzustellen, dass die Befristung der Betriebsbewilligung mit dem Inkrafttreten des KEG dahin gefallen sei. Als Eventualbegehren brachte die BKW vor, dass die

---

\* Heute Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK)

Befristung aufzuheben sei, falls diesem Antrag nicht stattgegeben werde. Mit Verfügung vom 13. Juni 2006 hat das UVEK die Anträge der BKW abgelehnt bzw. ist darauf nicht eingetreten. Am 13. Juli 2006 hat die BKW gegen diesen Entscheid Beschwerde erhoben.

Das Bundesverwaltungsgericht hat mit Urteil vom 8. März 2007 die Beschwerde der BKW mit Bezug auf den Hauptantrag (Nichtigkeit der Befristung der Betriebsbewilligung mit dem Inkrafttreten des KEG) abgewiesen. Mit Bezug auf das Eventualbegehren (Aufhebung der Befristung) wurde die Beschwerde der BKW teilweise gutgeheissen und die Sache an die Vorinstanz, d.h. an das UVEK, zurückgewiesen. Das Bundesverwaltungsgericht hat festgehalten, dass die Durchführung eines Verfahrens nach KEG um Änderung der Betriebsbewilligung nicht angemessen sei. Den Antrag der BKW um Aufhebung der Befristung habe das UVEK nach den Regeln der Wiedererwägung bzw. des Widerrufs einer Verfügung zu behandeln. Das UVEK hat gegen dieses Urteil des Bundesverwaltungsgerichts am 27. April 2007 beim Bundesgericht Beschwerde erhoben.

Losgelöst von diesem hängigen Rechtsverfahren zu Fragen der anwendbaren Bewilligungsgrundlagen hat die HSK eine vertiefte Beurteilung der Alterungsaspekte im Hinblick auf einen möglichen Weiterbetrieb des KKM nach 2012 über eine Betriebsdauer von 40 Jahren hinaus durchgeführt. Die HSK geht im Kapitel 10 dieses Berichtes auf diesen Aspekt speziell ein.

## **2.2 Erfüllung von Auflagen und Pendenzen**

In diesem Kapitel werden die Erfüllung bzw. der aktuelle Stand der Auflagen und Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 19915 und von neu dazugekommenen Geschäften kommentiert. Zusätzlich wird auf die Erfüllung der von der HSK geforderten Massnahmen gegen schwere Unfälle in schweizerischen Kernkraftwerken (MSU) eingegangen. Am Ende des Kapitels wird die Erledigung der Pendenzen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 der HSK dargelegt.

### **2.2.1 Erfüllung bzw. Stand von Auflagen der Verfügung des Bundesrates vom 14. Dezember 1992**

Im Folgenden wird der Text aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 zur Erfüllung bzw. zum Stand von Auflagen der Verfügung des Bundesrates vom 14. Dezember 1992 zitiert:

*Aufgrund des HSK-Gutachtens<sup>5</sup> aus dem Jahre 1991 verfügte der Bundesrat am 14. Dezember 1992 14 Bedingungen und Auflagen (4.1 - 4.14). Die Auflage 4.13 bezüglich der nuklearen Sicherheit und die Auflage 4.14 bezüglich der Evaluation alternativer Energieproduktionen liegen ausserhalb des Aufsichtsbereiches der HSK und werden nicht betrachtet. Auch KKM hat die Erfüllung der Auflagen in der Gesamtbewertung der PSÜ kommentiert.*

*Die HSK beurteilt die Erfüllung der Auflagen wie folgt:*

*Die Auflage 4.1 befristet die Betriebsbewilligung für das KKM bis zum 31. Dezember 2002.*

*Die Betriebsbewilligung wurde mit der Verfügung des Bundesrates vom 28. Oktober 1998 zum Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für das KKM bis zum 31. Dezember 2012 verlängert.*

*Die Auflage 4.2 begrenzte die thermische Reaktorleistung im stationären Betrieb auf 1097 MW.*

*Die Leistungsgrenze wurde im Bewertungszeitraum eingehalten.*

*Die Auflage 4.3 begrenzt die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt aus dem KKM.*

*Die vorgeschriebenen Grenzwerte für die Abgaben an die Atmosphäre und an die Aare wurden im Bewertungszeitraum eingehalten.*

Die Auflage 4.4 verlangte die Qualifikation und nötigenfalls die Nachrüstung von noch nicht seismisch qualifizierten Ausrüstungen innerhalb des Reaktorgebäudes, welche die SUSAN-Funktion beeinträchtigen könnten, inkl. ihrer Verankerung im Bauwerk für das Sicherheitserdbeben.

Die erforderlichen Qualifikationen und Nachrüstungen wurden bis Ende 1993 durchgeführt. Es handelte sich dabei im Wesentlichen um die an das Reaktorkühlsystem bzw. den Torus angeschlossenen Leitungen.

Die Auflage 4.5 verlangte die Überprüfung des Brandschutzes im Torusbereich des Reaktorgebäudes bezüglich aktiver und passiver Massnahmen auf der Kote -11 m. Zudem war für das Löschwassernetz des Reaktorgebäudes der Erdbebennachweis zu erbringen.

Bei der Überprüfung der Brandschutzmassnahmen wurden zwei Verbesserungsmassnahmen eruiert, die zur Installation eines Rauch- und Wärmeabzugs und zur Begrenzung der Brandlasten führten. Diese Massnahmen wurden umgesetzt und die Auflage im Jahre 1997 abgeschlossen. Der Erdbebennachweis für das Löschwassernetz wurde 1994 erbracht.

Die Auflage 4.6 verlangte die Einführung eines systematischen Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) für Bauwerke sowie elektrische und mechanische Ausrüstungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung bis Mitte 1993.

Das Konzept des AÜP wurde termingerecht vorgelegt und von der HSK gutgeheissen. Die Umsetzung in der Anlage ist in Arbeit und wird von der HSK weiterverfolgt.

Die Auflage 4.7 verlangte, dass der Betreiber alle 10 Jahre einen Bericht über die Sicherheit der Anlage bei der HSK einreicht.

Die BKW hat im Jahre 2002 erstmals eine PSÜ durchgeführt und dazu Berichte bei der HSK eingereicht. In der vorliegenden Stellungnahme bewertet die HSK diese PSÜ.

Die Auflage 4.8 verlangte die jährliche Überprüfung und allfällige Revision des Sicherheitsberichtes. Der Sicherheitsbericht wurde im Berichtszeitraum periodisch revidiert.

Die Auflage 4.9 verlangte die periodische Nachführung der Risikoanalyse bei Änderungen in der Anlage und in Vorschriften.

Die BKW hat im Jahre 1995 eine Stillstands- und Schwachlast-PSA (SMUSA) bei der HSK eingereicht und im Rahmen der PSÜ die Volllast-PSA Stufe 1 und 2 vollständig überarbeitet und nachgeführt.

Die Auflage 4.10 über die stichprobenweise Prüfung des Zustandes der Abfallfässer im Zwischenlager und über die Anpassung der Abluftüberwachung des Zwischenlagers wurde erfüllt. Die Konditionierung von Brennelementkästen, Steuerstäben, Pulver- und Kugelharzen sowie der Sumpfschlämme entspricht heute dem Stand der Technik.

Die Auflage 4.11 verlangte, dass vor einer Leistungserhöhung Massnahmen zu ergreifen sind, die geeignet sind, die Dosisleistung insbesondere an den Umwälzschleifen zu reduzieren. Zudem war zu belegen, dass die Grenz- bzw. Richtwerte für die Strahlenbelastung des Personals (Einzel- und Kollektivdosis) auch bei erhöhter Leistung eingehalten werden können.

KKM hat 1993 und 1994 die so genannten „Pins und Rollers“ (stark kobalthaltige Führungselemente für die Steuerstäbe) durch kobaltarme Gleitstücke ersetzt, wodurch der Eintrag von Kobalt in das Reaktorwasser erheblich reduziert wurde. Ferner wurde dem Reaktorwasser von 1991 bis 1998 Eisen und ab 1998 abgereichertes Zink zugesetzt. In der Folge ist die mittlere Dosisleistung an den Umwälzschleifen bis 1999 kontinuierlich gesunken. Die HSK hat die von KKM ergriffenen Massnahmen als Erfüllung der Auflage 4.11 akzeptiert.



Wie in Auflage 4.12 verlangt, wurde die Erhöhung der thermischen Reaktorleistung auf 1097 MW in zwei Stufen von je 50 MW vorgenommen. Auch wurde vor jeder Erhöhung eine HSK-Freigabe eingeholt.

Zusammenfassend kommt die HSK, wie auch KKM, zum Schluss, dass alle vom Bundesrat am 14. Dezember 1992 verfügten Bedingungen und Auflagen erfüllt sind oder umgesetzt werden.

Diese Einschätzung ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005 uneingeschränkt gültig.

### **2.2.2 Erledigung von Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 1991**

Im Folgenden wird der Text aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 zur Erledigung von Pendenzen aus dem HSK-Gutachten<sup>5</sup> von 1991 zitiert.

Die Pendenzen aus dem HSK-Gutachten<sup>5</sup> von 1991 lassen sich folgendermassen gruppieren:

1. Verbesserungen bzw. Abklärungen auf Grund der bisherigen Betriebserfahrungen
2. Ergänzende Untersuchungen zur Auslegung, zur Ausführung und zum Zustand der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile sowie Nachrüstungen
3. Forderungen aufgrund der Beurteilung von Auslegungsstörfällen und von auslegungsüberschreitenden Störfällen
4. Forderungen zum Bereich „Organisation und Personal“
5. Forderungen zum Notfallschutz für die Umgebung

Alle Pendenzen des HSK-Gutachtens<sup>5</sup> von 1991 wurden geschlossen.

### **2.2.3 Erledigung der Pendenzen aus der Sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In der HSK Stellungnahme<sup>1</sup> vom Dezember 2002 zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) wurden Verbesserungsmassnahmen in verschiedenen Bereichen gefordert.

Alle Pendenzen aus der Sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 aus den Bereichen „Betriebserfahrung der Gesamtanlage“, „sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, Systeme und Komponenten“ und „deterministischen Störfallanalysen“ wurden durch das KKM bis Ende 2006 erfüllt respektive werden, falls es sich um periodisch zu erfüllende Aufgaben handelt, umgesetzt. Ein Spezialfall stellen die Pendenzen aus dem Bereich der probabilistischen Störfallanalysen dar, da sich das KKM hier entschloss, für die MUSA2005 ein vollständig neu entwickeltes Modell zu verwenden (vgl. dazu den diesbezüglichen Abschnitt unten).

Die folgende Zusammenstellung gibt Auskunft zur Erledigung der einzelnen Pendenzen:

#### **Pendenzen im Bereich der Betriebserfahrung der Gesamtanlage**

- Eine Neuausgabe der mechanischen Komponentenlisten ist für die sicherheitsrelevanten Systeme bis zum April 2003 zu erstellen. (Kap. 5.5.1.1, Pendezenz P01/2002):

Das KKM hat bis Mitte 2003 die geforderten mechanischen Komponentenlisten eingereicht. Die HSK hat diese Komponentenlisten überprüft und die Pendezenz P01 daraufhin anfangs 2005 geschlossen.

- *Die Priorität weiterer Qualifizierungen von Prüfsystemen für die wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen an mechanischen Komponenten ist zu ermitteln und die HSK ist darüber bis Ende 2003 zu informieren. (Kap. 5.5.1.1, Pendenz P02/2002):*

Das KKM hat der HSK im Dezember 2004 eine Liste der geplanten Qualifizierungen von Prüfsystemen zur zerstörungsfreien Prüfung bis 2010 vorgelegt. Die HSK hat die Vollständigkeit und Reihenfolge der Qualifizierungsvorhaben überprüft und akzeptiert. Die Pendenz wurde daraufhin 2005 geschlossen.

- *Die Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 gemäss Festlegung der NE-14<sup>19</sup>, Rev. 5, ist zu überprüfen und ggf. zu revidieren. Die Zuordnung der Schadensindizes muss mittels der Alterungsüberwachungsprogramme und die Zuordnung der Konsequenzindizes sowohl mit probabilistischen als auch deterministischen Überlegungen durchgeführt werden. Bis Ende 2003 sind das Methodik-Konzept zur Indizierung der Versagenskonsequenzen der Komponenten und ein Zeitplan für die Überarbeitung vorzulegen. (Kap. 5.5.1.1, Pendenz P03/2002):*

Das KKM führte die geforderten Überprüfungen durch und kam zum Schluss, dass keine Anpassungen bei der Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 notwendig sind. Die HSK hat die Pendenz daraufhin Ende 2005 formal geschlossen.

- *Das Alterungsüberwachungsprogramm ist weiter auszuarbeiten und für die mechanischen Anlageteile sind folgende Informationen und Planungsgrundlagen einzureichen (Kap. 5.5.1.2, Pendenz P04/2002):*

a) *Bis Mitte 2003 eine Übersicht aller Systeme der SK 2 und 3 (unter Einschluss noch nicht behandelte Teile der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlkreislaufes) mit einer Begründung für die Priorisierung bei der Bearbeitung im AÜP zusammen mit einem verbindlichen Terminplan.*

b) *Bis Ende 2003 eine Liste von Komponenten der SK 4 oder unklassiert (nach der HSK-Richtlinie R-06), deren Funktionsverlust besondere sicherheitstechnische Konsequenzen nach sich zieht. Eine Überprüfung, ob diese Komponententeile im Bearbeitungsumfang für die Systeme der SK 2 und 3 mit behandelt werden und falls erforderlich ein separater Bearbeitungsplan.*

Das KKM hat die Planungsunterlagen für die weitere Bearbeitung der Berichte des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) termingerecht eingereicht. Insbesondere wurde eine Übersicht aller Systeme für die Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3 sowie eine Komponentenliste für besonders sicherheitsrelevante SK4 und unklassierte Komponenten erstellt. Weiterhin wurden ein Konzept und die Zeitplanung für die Erarbeitung der AÜP-Dokumentation eingereicht. Die Pendenz wurde daraufhin von der HSK in den Jahren 2003 (Teil a) und 2005 (Teil b) geschlossen.

- *Die pendente Dokumentation der Basisinspektionen mit den entsprechend nachgeführten Steckbriefen des Alterungsüberwachungsprogramms ist bis Mitte 2003 einzureichen. Für das SUSAN- und Aufbereitungsgebäude gilt der Abgabetermin Ende 2003. (Kap. 5.5.3, Pendenz P05/2002):*

Das KKM hat im erweiterten Beurteilungszeitraum die noch ausstehenden Basisinspektionen durchgeführt und die Ergebnisse der HSK mit der aktualisierten Dokumentation zur Überprü-

fung eingereicht. Die HSK hat die die eingereichten Unterlagen zur PSÜ-Pendenz P05 als vollständig und fachgerecht beurteilt und die Pendenz Anfang 2005 geschlossen.

- *Massnahmen zur Erhöhung des Bestandes an Strahlenschutz-Sachverständigen sind bis Ende 2003 zu ergreifen. (Kap. 5.6.1, Pendenz P06/2002):*

Die HSK beurteilt die Anzahl von drei Strahlenschutz-Sachverständigen im Vergleich zu anderen Schweizer und ausländischen Kernkraftwerken nach wie vor als knapp bemessen. Da aber der Strahlenschutz-Sachverständige ausserhalb des Ressorts Strahlenschutz im Gegensatz zur Situation im Jahr 2000 seine Funktion im Anforderungsfall vollumfänglich wahrnehmen kann, hat die HSK die diesbezügliche Pendenz P06 im Jahr 2004 geschlossen.

- *Die Zonenpläne sind bis Mitte 2003 entsprechend der HSK-Richtlinie R-07 für die kontrollierten Zonen zu vervollständigen und auf dem aktuellen Stand zu halten. (Kap. 5.6.8, Pendenz P07/2002):*

Mit dem Einreichen der aktuellen Zonenpläne gemäss der Richtlinie HSK-R-07 durch das KKM wurde die PSÜ-Pendenz P07 Ende 2003 geschlossen.

- *Die Anzahl der sanitären Einrichtungen und die Platzverhältnisse in den Garderoben sind bis Ende 2004 zu verbessern. KKM legt bis Mitte 2003 ein Konzept für die Sanierung vor. (Kap. 5.6.8, Pendenz P08/2002):*

Anlässlich einer gemeinsamen Inspektion des SECO, des beco und der HSK zur Erledigung der Pendenz P08 im Jahr 2004 legte das KKM dar, dass die Sanierung der Garderoben mit grossem zeitlichen und finanziellen Aufwand verbunden und damit sinnvollerweise mit dem Antrag der BKW FMB AG auf eine Bewilligungsverlängerung des KKM, welcher bis spätestens 2007 erfolgen müsse, zu koppeln sei. Das SECO, das beco und die HSK stimmten diesem Antrag zu, schlossen die Pendenz P08 formell und legten fest, dass ihnen das Sanierungskonzept für die Garderoben bis 2007 zur gemeinsamen Beurteilung vorzulegen sei. Mitte 2007 reichte das KKM ein Übergangskonzept bis zur endgültigen Sanierung der Garderoben ein, welches von der HSK freigegeben wurde.

- *Die Alarmschwellen der Personenkontaminationsmonitore sind zu überprüfen und bis Ende 2003 so einzustellen, dass die Empfehlungen in der HSK-Richtlinie R-07 erfüllt sind. (Kap. 5.6.9, Pendenz P09/2002):*

Das KKM die Alarmschwellen der Personenmonitore auf die in der Richtlinie HSK-R-07 genannten Werte eingestellt. Nach Ausführung und Dokumentation der geforderten Anpassungen und Umbaumaassnahmen durch das KKM hat die HSK 2004 dem Antrag zur Schliessung der Pendenz P09 entsprochen.

- *Bis Ende 2004 ist zu überprüfen (Kap. 5.6.11, Pendenz P10/2002),*
  - a) *ob die Schiebeluft aus Behältnissen und Rohrleitungen, die in den kontrollierten Zonen installiert sind, über die Raumluft in die Lüftungssysteme gelangt und*
  - b) *wie diese Schiebeluft mit angemessenen Mitteln direkt in die Abluftkanäle eingekoppelt werden kann.*

Zur Erledigung der Pendenz P10 erstellte eine externe Firma im Auftrag des KKM Ende 2004 einen Bericht, welcher die Behältnisse und Leitungen auflistet und bewertet, aus welchen Schiebeluft über die Raumluft in die Lüftungssysteme gelangt. Dieser Bericht wurde der HSK

anfangs 2005 mit dem Antrag, die Pendeuz damit zu schliessen, eingereicht. Die HSK schloss daraufhin die Teilpendenz 10a, verlangte aber hinsichtlich der Teilpendenz 10b vom KKM zusätzliche Abklärungen und Angaben insbesondere zur Abgabe der Schiebeluft aus dem Kaltkondensatbehälter KAKO. Daraufhin wurde vom KKM in der ersten Jahreshälfte 2006 ein Konzept für die Einleitung der KAKO-Schiebeluft direkt in die Maschinenhausabluft erstellt und in der Revision umgesetzt. Damit konnte auch die Teilpendenz 10b Mitte 2006 geschlossen werden.

- *Die Möglichkeiten hinsichtlich einer Reduktion der bei der Sortierung der Mischabfälle akkumulierten Kollektivdosis durch eine Verringerung der auszusortierenden Abfälle und/oder durch die Realisierung von weiteren Strahlenschutzmassnahmen bei der Sortierung sind bis Mitte 2004 abzuklären. (Kap. 5.8.1, Pendeuz P11/2002):*

Hinsichtlich der PSÜ-Pendeuz P11/2002 teilte das KKM der HSK anfangs 2004 mit, dass die Möglichkeit der Behandlung von Abfällen im ZZL und die Sortierkriterien wesentlich geändert und der Sortieraufwand deutlich verringert wurden, die Abfallpresse im KKM mit einer Abschirmung versehen wurde, das Sortierpersonal durch interne Schulungen hinsichtlich der mit einer Sortierung verbundenen Dosis sensibilisiert wurde und „Management by Objectives“ mit gezielten Dosisvorgaben eingeführt wurde. Dank dieser Änderungen konnten im Jahr 2003 sowohl die Kollektivdosis als auch die höchste Einzeldosis bei der Sortierung der Mischabfälle auf etwa die Hälfte reduziert werden. Auf Grund dieser Angaben schloss die HSK die Pendeuz P11.

- *Für das Zwischenlager ist bis Ende Juni 2003 eine Sicherheitsanalyse zu erstellen, in der nachgewiesen wird, dass das Schutzziel 2 gemäss der HSK-Richtlinie R-14 eingehalten ist. Dabei sind die Individualdosen für Personen der Bevölkerung bei einem Flugzeugabsturz mit Folgebrand zu ermitteln. (Kap. 5.8.2, Pendeuz P12/2002):*

Nach Prüfung der vom KKM im Jahr 2004 eingereichten Sicherheitsanalyse kam die HSK zum Schluss, dass der Nachweis erbracht worden war, dass das Zwischenlager des KKM das Schutzziel 3 gemäss der Richtlinie HSK-R-29<sup>73</sup> (im April 2004 in Kraft getretener Ersatz für das Schutzziel 2 der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup> in der Fassung von 1988) erfüllt, sofern die pro Lagerkammer eingelagerte Aktivität und der entsprechende Nuklidvektor dem der vorgelegten Sicherheitsanalyse zugrunde liegenden Inventar und Nuklidvektor (Inventar und Nuklidvektor der voll belegten Lagerkammer 11) nicht überschreiten. Die Pendeuz wurde daraufhin Mitte 2004 geschlossen.

### **Pendenzen im Bereich der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, Systeme und Komponenten**

- *Eine aktuelle und komplette Dokumentation des Befestigungskonzepts KKM ist bis Ende 2003 zu verfassen. Damit sollen die heute für bestehende und für neue Befestigungen geltenden Auslegungsgrundlagen übersichtlich und klar dargestellt werden. Hauptziel soll eine konsistente Spezifikation für zukünftige Anwendungen sein. (Kap. 6.2.3.12, Pendeuz P13/2002):*

Das KKM hat das Befestigungskonzept, das für Nachweise von bestehenden Befestigungen sowie auch für neue Projekte gilt, erstellt. Das eingereichte Befestigungskonzept wurde von der HSK überprüft und akzeptiert. Damit wurde die PSÜ-Pendeuz P13 im Jahr 2006 geschlossen. Bei der Überprüfung ergaben sich aber einige Zusatzforderungen der HSK insbesondere zu systemspezifischen Ermüdungssicherheiten, welche im Rahmen eines Folgege-

schäftes weiter zu bearbeiten sind. KKM wird diesbezüglich bis September 2007 eine Stellungnahme zur Umsetzung der genannten Forderungen einreichen.

- *Das Inventar der sekundären Bauteile ist bis Mitte 2003 zu komplettieren und bezüglich Gefährdung von sicherheitsrelevanten Systemen und Ausrüstungen vollständig zu beurteilen. Allenfalls muss die Übersicht auch auf die andern, bisher nicht erfassten Gebäude erweitert werden. (Kap. 6.2.3.13, Pendeuz P14/2002):*

Zur Erledigung dieser Pendeuz wurde vom KKM ein Inventar erstellt, in welchem die Erdbbensicherheit und das Gefährdungspotential der sekundären Bauteile erfasst und beurteilt wurden. Kritische Bauteile wurden verstärkt oder gegen Einsturz gesichert. Das obgenannte Inventar wurde von der HSK mit dem Hinweis akzeptiert, dass es bei relevanten Anlageänderungen nachgeführt werden muss. Die Pendeuz P14 wurde damit 2004 geschlossen.

- *Ein langfristiges Programm zur weiteren Überwachung der thermischen Versprödung und der Neutronenversprödung des Reaktordruckbehälters ist bis Ende 2003 vorzulegen. Dabei ist der internationale Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet vollumfänglich mit einzubeziehen. (Kap. 6.4.1.1, Pendeuz P15/2002):*

Das KKM legte Ende 2003 entsprechend der Pendeuz ein Konzept zur weiteren Überwachung der Neutronenversprödung im RDB vor. Die HSK hat dieses Konzept, welches die Möglichkeit der direkten Bestimmung bruchmechanischer Kennwerte an Kleinproben enthält, genehmigt. Ein Zeitplan für die Probenentnahme des vierten Bestrahlungssatzes liegt vor. Die Pendeuz wurde somit umfassend erfüllt und konnte geschlossen werden.

- *Für die ermüdungsrelevanten Komponenten des Nuklearen Dampferzeugungssystems ist die Überwachung und Aufzeichnung der Transienten mit EDV, entsprechend dem heutigen Stand der Technik weiterzuführen und mit einer periodischer Berichterstattung (alle 5 Jahre, erstmals Ende 2005) an die HSK zu ergänzen. (Kap. 6.4.1.2, Pendeuz P16/2002):*

Zu dieser Pendeuz wurden vom KKM die Vorgehensweise der Messwerterfassung und die Bestimmung des tatsächlichen Ausnutzungsgrades für ermüdungsrelevante Komponenten des nuklearen Dampferzeugersystems mit einem Bericht der HSK zur Beurteilung eingereicht. Im Bericht ist die Ermüdungsausnutzung für den Reaktordruckbehälter und die daran anschliessenden Rohrleitungssysteme auf der Grundlage thermischer Transienten bewertet. Die Transienten wurden durch die Erfassung von Temperaturen und Massenströmen an verschiedenen Messstellen charakterisiert. Die periodische Berichterstattung wurde etabliert, die Pendeuz somit erledigt.

- *Die Prüfbarkeit der bisher nicht gemäss den Vorschriften der NE-14<sup>19</sup> geprüften Schweissnähte des Reaktordruckbehälters ist unter Berücksichtigung des gegenwärtigen Standes der Manipulatortechnik und möglicher Massnahmen zur Reduktion der Ortsdosisleistung bis Ende 2003 neu zu beurteilen. (Kap. 6.4.1.4, Pendeuz P17/2002):*

Dazu wurde vom KKM ein Konzept eingereicht, in dem gezeigt wird, wie die bisher nicht gemäss den Vorschriften der NE-14<sup>19</sup> geprüften Schweissnähte des Reaktordruckbehälters in Zukunft wiederkehrend untersucht werden sollen. Erste Prüfungen wurden bereits durchgeführt und wichtige Erfahrungen konnten gewonnen werden. Die Pendeuz wurde mit dem eingereichten Konzept und den eingeleiteten Massnahmen erfüllt. Die HSK hat das weitere Vorgehen akzeptiert und wird die Prüfungen überwachen.

- *Die Auslegungstransienten für den Reaktordruckbehälter sind bis mindestens 18 Monate vor der nächsten Druckprobe zu überprüfen (Anzahl, Prüfdruck, Temperatur für Druckprobe) und anzupassen (Kap. 6.4.1.4, Pendenz P18/2002):*

In einem Fachgespräch zwischen dem KKM und der HSK das Vorgehen für weitere Druckproben behandelt. Demnach wird das KKM rechtzeitig vor der nächsten Druckprobe die Prüfbedingungen definieren sowie deren Auswirkung auf die Strukturintegrität des RDB bestimmen. Diese Vorgehensweise des KKM stimmte die HSK zu und schloss die Pendenz P18.

- *Der Nutzen der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung zum Schutz der RDB-Einbauten ist zu verifizieren, wobei mögliche positive Aspekte (Verminderung des Risswachstums im Kernmantel) und mögliche negative Aspekte (Strahlenschutz, BE-Schadenspotential) nach einer angemessenen Applikationsdauer bis Ende 2004 zu bewerten sind. (Kap. 6.4.2.1, Pendenz P19/2002):*

Die Zielsetzung der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung war, die Initialisierung von neuen Rissen zu verhindern und die Risswachstumsgeschwindigkeit bestehender Risse zu reduzieren. Beide Ziele konnten bisher nicht erreicht werden. Das KKM hat ab der Jahresrevision 2005 ein verändertes Verfahren (OnLine-NobleChem) angewandt, um das Ziel zu erreichen. Ergebnisse liegen bisher noch nicht vor. Weiterhin sollte das KKM mögliche negative Auswirkungen der bisher verwendeten HWC/ NMCA-Technologie, insbesondere bezüglich Strahlenschutz und Brennelement-Schadenspotential, bewerten. Das KKM konnte zeigen, dass nach der Einführung der HWC/NMCA-Fahrweise im KKM keine wesentlichen negativen Nebenwirkungen beim Strahlenschutz und an den Brennelementen aufgetreten sind. Die HSK konnte sich dieser Meinung anschliessen und führte zur Kontrolle eigene Messungen der Ortsdosisleistung am Arealzaun durch. Die Pendenz P19 wurde von der HSK Mitte 2005 geschlossen.

- *Die Möglichkeiten zur Prüfung der potenziell schadensrelevanten Bereiche der Abstützkonstruktion des Kernmantels (siehe Alterungsüberwachungsprogramm) sind zu untersuchen und bis Ende 2003 sind der HSK entsprechende Vorschläge einzureichen. (Kap. 6.4.2.2, Pendenz P20/2002):*

Zu dieser Pendenz wurde der Bericht zur Alterungsüberwachung sowie das Wiederholungsprüfprogramm für die Reaktordruckbehälter-Einbauten von General Electrics (GE) und vom KKM überarbeitet. Darin sind die potentiell durch Alterungsmechanismen beeinträchtigten Bereiche der Abstützkonstruktion des Kernmantels aufgeführt. Der AÜP-Bericht enthält auch spezifische Prüfempfehlungen für die Kernmantel-Abstützkonstruktion für ausgewiesene Prüfbereiche mit einer verbesserten VT-1-Prüftechnik. Die HSK betrachtete damit die Pendenz als erledigt und schloss diese Ende 2004.

- *Die Alterungsüberwachung des Primärcontainments ist periodisch dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik gemäss zu prüfen und anzupassen, auch unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen und Erkenntnissen aus vergleichbaren Anlagen (internationaler Erfahrungsaustausch). Die erste Überprüfung und Anpassung ist bis Ende 2003 durchzuführen. (Kap. 6.5.1, Pendenz P21/2002):*

Die Pendenz wurde von der HSK nach Überprüfung des vom KKM Ende 2003 fristgerecht eingereichten, aktualisierten Konzeptes zur Alterungsüberwachung Anfang 2004 geschlossen, gleichzeitig wurde aber eine Steckbrief des Primärcontainments nachgefordert. Dieser Steckbrief wurde vom KKM im Februar 2004 nachgereicht.

- *In den Technischen Spezifikationen ist bis Ende August 2003 der Minimalwert des Ladewasserdrucks sowie der Minimal- und Maximalwert des Gasdrucks der Steuerstab-Scram-Akkumulatoren aufzunehmen. (Kap. 6.6.1, Pendenz P22/2002):*

Die Technische Spezifikation wurde termingerecht vom KKM angepasst. Die HSK schloss die Pendenz daraufhin Mitte 2003.

- *Eine Erhöhung des Alarm-Auslösegrenzwerts für den minimalen Gasdruck der Scram-Akkumulatoren ist bis Ende August 2003 zu prüfen. (Kap. 6.6.1, Pendenz P23/2002):*

Die geforderte Überprüfung wurde vom KKM fristgerecht durchgeführt und die Technische Spezifikation wurde anschliessend angepasst. Die HSK schloss die Pendenz daraufhin Mitte 2003.

- *Die Technischen Spezifikationen für die Nachwärmeabfuhr mittels des TCS und des STCS sind bis Ende August 2003 so zu formulieren, dass der weitere Anlagenbetrieb bei einer Verminderung des Redundanzgrades in den zugeordneten Kühlwassersystemen zeitlich begrenzt wird. (Kap. 6.6.5.1, Pendenz P24/2002):*

Das KKM beantragten gemäss dieser Pendenz fristgerecht eine Änderung der Technischen Spezifikation, welcher von der HSK stattgegeben wurde. Die Pendenz wurde damit Mitte 2003 geschlossen.

- *Das Konzept zur Brandabschnittsbildung und dessen Umsetzung in den sicherheitsrelevanten Gebäuden ist bis Ende 2003 abzuschliessen. (Kap. 6.9, Pendenz P25/2002):*

Im Bewertungszeitraum erfolgten bauliche Nachrüstungen der Brandabschnitte gemäss den Vorgaben im Brandschutzkonzept. Ebenfalls wurden alle Löschanlagen sowie die Brandmeldeanlage durch eine zertifizierte Stelle überprüft. Die baulichen, technischen und betrieblichen Brandschutzmassnahmen erfüllen die Vorgaben des Brandschutzkonzeptes des KKM. Die Pendenz wurde daraufhin auf Antrag des KKM Anfang 2004 von der HSK geschlossen.

- *Die begrenzenden Betriebsbedingungen und wiederkehrenden Prüfungen des Torussprühsystems sind bis Ende August 2003 in den Technischen Spezifikationen festzulegen. (Kap. 6.11.5, Pendenz P26/2002):*

Die Änderung der Technischen Spezifikation gemäss der Pendenz wurde vom KKM termingerecht beantragt. Die HSK stimmte dieser Änderung zu und schloss die Pendenz Anfang 2003.

- *Eine Severe Accident Management Guidance (SAMG) ist nach folgendem Zeitplan bei KKM einzuführen. (Kap. 6.11.7, Pendenz P27/2002):*

- a) *Die technischen Grundlagen zum Verhalten des KKM bei schweren Unfällen sind bis Ende 2002 zu dokumentieren.*
- b) *Strategien und schriftliche Entscheidungshilfen für die Bewältigung von schweren Unfällen sind bis Ende Juni 2003 zu entwickeln und zu verifizieren. SAMG ist dabei auf die bestehende KKM-Notfallorganisation abzustimmen.*
- c) *SAMG ist bis Ende Juni 2004 im Rahmen einer Notfallübung zu validieren.*
- d) *Ein Konzept für die Aufrechterhaltung von SAMG ist bis Ende 2003 zu erstellen.*

Im Berichtszeitraum wurden von KKM in Kooperation mit einer US-amerikanischen Beraterfirma anlagenspezifische SAMG für den Betriebszustand „Vollast“ entwickelt. Im Zuge dieser wurden die KKM-Stör- und Notfallvorschriften überarbeitet und dabei insbesondere mit Aus-

stiegs punkten versehen, welche den Einstieg in die SAMG regeln. Ein Konzept zur Aufrechterhaltung der SAMG soll sicherzustellen, dass die SAMG stets dem aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet schwerer Unfälle entsprechen. Die Zweckmässigkeit der SAMG-Unterlagen sowie der gewählten SAM-Organisation konnte KKM der HSK anlässlich der SAMG-Validierungsübung „Fresko-SAMG-Test“ im Juni 2004 demonstrieren.

Zu Beginn des Jahres 2007 wurde von KKM eine spezielle „Guidance“ für den Betriebszustand „Revisionsstillstand“ nachgereicht, da schwere Unfälle auch im Stillstandsbetrieb nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden können. Die Prüfung und Beurteilung dieser Stillstands-SAMG durch die HSK ist zum aktuellen Zeitpunkt noch ausstehend. Die Pendeuz P27 wurde nach dem Einreichen des Projektplans zur Erstellung dieser Guidance für den Revisionsstillstand Ende 2005 geschlossen.

- *In internen Vorschriften, zum Beispiel in den SAMG-Prozeduren, sind bis Ende 2003 folgende Punkte aufzunehmen (Kap. 6.11.8, Pendeuz P28/2002):*
  - a) *Das Vorgehen zum Schutz des Personals im Notfallraum (Simulatorraum im Mehrzweckgebäude).*
  - b) *Die Iod-Überwachung der Atemluft im SUSAN-Kommandoraum. Insbesondere ist beim Überschreiten einer bestimmten Iod-Konzentration die Schilddrüsenblockade entsprechend dem medizinischen Notfallplan oder andere geeignete Schutzmassnahmen vorzusehen und das dazu benötigte Material bereitzuhalten.*

Zum Schutz des Personals bei luftgetragenen Aktivitäten hat das KKM die Notfallanweisungen so geändert, dass bei erhöhter Iodkonzentration in der Atemluft eine Iodprophylaxe für das betroffene Personal vorgesehen ist. Zu diesem Zweck wurde im SUSAN-Kommandoraum ein Strahlenschutzkoffer deponiert, der mit den nötigen Utensilien zur Raumluftüberwachung und für die Iodprophylaxe ausgerüstet ist. Die HSK beurteilte die Pendeuz damit als erfüllt und hat sie Ende 2004 geschlossen.

- *Bis Mitte 2003 ist nachzuweisen, dass die Abschirmung und der Standort von bewilligten Anlagen oder radioaktiven Strahlenquellen den Art. 59 und 60 der Strahlenschutzverordnung<sup>20</sup> (StSV) entsprechen. (Kap.6.13, Pendeuz P29/2002):*

Das KKM hat Mitte 2003 ein Ortsdosisleistungskataster für die Orte ausserhalb der kontrollierten Zone aber innerhalb des Betriebsareals erstellt und hinsichtlich der Einhaltung des Artikels 59 StSV<sup>20</sup> bewertet. Dabei identifizierte das KKM eine Reihe von organisatorischen/administrativen Massnahmen (z.B. ausgewählte Nutzung von Räumen und Limitierung von Aufenthaltszeiten) und technischen Massnahmen (z.B. das Anbringen von zusätzlichen bzw. optimierten Abschirmungen im Maschinenhaus und die Einzäunung des KAKO-Behälters). Das KKM setzte die Massnahmen termingerecht im Hinblick auf den Ablauf der 10-jährigen Übergangsfrist der StSV<sup>20</sup> am 30. September 2004 um. Die Pendeuz wurde nach dem Einreichen einer revidierten Dokumentation des Ortsdosisleistungskatasters im Januar 2005 geschlossen.

- *Im Gesamtkonzept zur Überwachung der radioaktiven Aerosole in der Raumluft bzw. Raumabluft und der Fortluft des Betriebsgebäudes, das bis Ende 2004 entwickelt und umgesetzt wird, sind folgende Aspekte zu berücksichtigen (Kap. 6.13, Pendeuz P30/2002):*
  - a) *Die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-47, insbesondere an die Gesamtübertragungsraten, sind einzuhalten.*



- b) *Ein Verfahren zur periodischen Reinigung der Probenahmesysteme oder der Verifikation der Gesamtübertragungsraten ist zu etablieren.*
- c) *Im Sinne einer Ergänzung ist das Notabluftsystem mit einer geeigneten Aerosolüberwachung, die eine kontinuierliche Überwachung der radiologischen Situation auch beim Betrieb des Notabluftsystems ermöglicht, auszurüsten (Kap. 5.6.11).*

Das KKM hat im März 2003 ein Konzept zur Überwachung der Raumluft bzw. Raumabluft und der Fortluft des Betriebsgebäudes bei der HSK eingereicht. Die Bereinigung des Konzeptes mit der HSK und seine Umsetzung erfolgte in mehreren Teilschritten. Da viele technische Änderungen anstanden, verzögerte sich die Umsetzung. Jedoch war ein grosser Teil des Konzeptes bereits Ende 2005 umgesetzt. Der letzte Teilschritt, die Realisierung der Fortluftüberwachung des Betriebsgebäudes ist Ende 2006 abgeschlossen worden.

- *Der Kohlenstoff-14 und das Tritium sind in der Kaminfortluft in Ergänzung zum Abgabereglement während mindestens einem Jahr zu bilanzieren. Die Messungen sind bis Ende 2004 vorzunehmen. (Kap. 6.13, Pendeuz P31/2002):*

Das KKM hat die Kohlenstoff-14- und die Tritiummessungen in der Kaminfortluft im März 2003 in Betrieb genommen. Eine offizielle Messkampagne über ein zusammenhängendes Jahr konnte wegen eines technischen Defekts an der Messapparatur erst im Oktober 2005 abgeschlossen werden. Die HSK hat die Pendeuz im April 2006 geschlossen.

- *Die Weitbereichs-Ortsdosisleistungsmessungen im Fortluftkamin/Notabluftleitung (17MR10A, 17MR10B) sind bis Mitte 2003 in Bezug auf Anzeige, Registrierung und Alarmierung im SUSAN-Kommandoraum sowie eine allfällige Integration in das RABE-Konzept in einer Studie zu untersuchen und sachgemäss zu dokumentieren. (Kap. 6.13, Pendeuz P32/2002):*

Das KKM zeigte in einer Studie, dass im SUSAN-Kommandoraum eine 1E-qualifizierte Anzeige der Weitbereichs-Ortsdosisleistungsmessung im Fortluftkamin bzw. an der Notabluftleitung nicht gerechtfertigt ist, da alternative Messungen (Nutzung der RABE-Sonden) mit einer ausreichenden Genauigkeit zur Bewertung der Situation zur Verfügung stehen. Das KKM reichte die Studie termingerecht im Juni 2003 ein. Die HSK war mit dem Ergebnis der Studie einverstanden und schloss die Pendeuz im Oktober 2003.

- *Bis Ende 2003 ist nachzuweisen, dass das obere Messbereichsende der Ortsdosisleistungsmonitore im Maschinenhaus 18MR1.17 und 18MR1.18 die zu erwartenden Dosisleistungen bei allen möglichen Störfallszenarien abdeckt und dass die Messgeräte bei den Umgebungsbedingungen (Temperatur, Druck, Feuchte usw.), die während eines Störfalls herrschen, funktionieren. Zusätzlich ist zu prüfen, ob eine Anzeige, Registrierung und Alarmierung im SUSAN-Kommandoraum nötig ist. (Kap. 6.13, Pendeuz P33/2002):*

Das KKM hat im Dezember 2003 termingerecht die Störfallfestigkeit der Ortsdosisleistungsmonitore im Maschinenhaus, das obere Ende ihres Messbereichs und die Notwendigkeit der Anzeige ihrer Messwerte im SUSAN-Kommandoraum analysiert. Darin erbrachte das KKM die Nachweise, dass das obere Ende des Messbereichs die zu erwartenden Dosisleistungen während eines Störfalls abdeckt und auf eine Anzeige der Messwerte im SUSAN-Kommandoraum verzichtet werden kann. Zusätzlich identifizierte es einen Handlungsbedarf hinsichtlich der Störfallfestigkeit der Monitore. Das KKM schützte die Monitore im Maschinenhaus durch zusätzliche Hardware-Massnahmen und zeigte, dass sie nun gegen die Umweltbedingungen bei

einem Störfall ausgelegt sind. Die HSK war mit der Analyse und der Umsetzung dieser Massnahme einverstanden und schloss die Pendeuz im Februar 2005.

- *Die Repräsentativität der Reaktorwasserproben, die mit dem Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System - PASS) genommen werden, ist bis Ende 2003 nachzuweisen. (Kap. 6.13, Pendeuz P34/2002):*

Das KKM hat die Repräsentativität des Post-Accident-Sampling-Systems (PASS) für flüssige Proben mit Messungen termingerecht nachgewiesen. Die HSK schloss die Pendeuz im September 2003.

- *Die Richtlinie HSK-R-47 ist hinsichtlich den periodischen Prüfungen bis Ende 2004 vollständig umzusetzen (Kap. 6.13, Pendeuz P35/2002). Dazu gehört unter anderem:*
  - a) Bis Ende 2003 sind halbjährlichen Funktionsprüfungen an der Störfallinstrumentierung zur Bestimmung der Ortsdosisleistungen im Reaktorgebäude sowie in und vor der Drywellschleuse durchzuführen.*
  - b) Bis Ende 2003 sind die periodischen Prüfungen der Personenkontaminationsmonitore und der Freimessschranke mit einer dreijährigen Kalibration zu ergänzen.*
  - c) Bis Ende 2004 ist ein Verfahren zur periodischen Überprüfung der Dichtheit des Probenahmesystems der Kaminfortluftüberwachung zu etablieren.*
  - d) Bis Ende 2004 sind zertifizierte Prüfquellen für die Aktivitätsüberwachung der Kaminfortluft anzuschaffen.*

Das KKM hat alle Vorgaben der Richtlinie HSK-R-47<sup>59</sup> hinsichtlich der periodischen Prüfungen der Strahlenmessinstrumentierung termingerecht umgesetzt. Die HSK schloss die Pendeuz im Oktober 2004.

### **Pendenzen im Bereich der deterministischen Störfallanalysen**

- *Für den Einturbinenbetrieb ist eine automatische Anpassung des CPR-Betriebsgrenzwertes im Rechenprogramm der Kernüberwachung bis Ende August 2004 zu realisieren. (Kap. 7.2.2, Pendeuz P36/2002):*

Mit einer Modifizierung der Kernüberwachung 3D-MONICORE wurde die Pendeuz fristgerecht erfüllt. Die HSK hatte sich anlässlich einer Inspektion von der ordnungsgemässen Installation der Modifikationen bei der Kernüberwachung 3D-MONICORE überzeugt und anschliessend die Pendeuz Ende 2004 geschlossen.

- *Für den Betrieb mit einer Umwälzschleife ist eine automatische Anpassung des CPR-Betriebsgrenzwertes im Rechenprogramm der Kernüberwachung bis Ende August 2004 zu realisieren. (Kap. 7.2.3, Pendeuz P37/2002):*

Mit einer Modifizierung der Kernüberwachung 3D-MONICORE wurde die Pendeuz fristgerecht erfüllt. Die HSK hatte sich anlässlich einer Inspektion von der ordnungsgemässen Installation der Modifikationen bei der Kernüberwachung 3D-MONICORE überzeugt und anschliessend die Pendeuz Ende 2004 geschlossen.

- Hinweis zu Pendeuz P38/2002: Diese Nummer wurde von der HSK fehlerhaft für ein Geschäft (Dosis bei einem Sicherheitserdbeben) vergeben, welches weder als PSÜ-Pendeuz noch als laufende Pendeuz in der Sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 erwähnt wurde.

- *Die Aare-Querprofile im Bereich der Wasserfassung des CWS und des stromabwärts gelegenen natürlichen Staus der Aare müssen in periodischen Abständen von höchstens 10 Jahren, zum ersten Mal bis Ende 2003, erneut aufgenommen werden. (Kap. 7.6.4, Pendenz P39/2002):*

Das KKM hat im März 2003 entsprechend der obigen Pendenz Messungen der Aare-Querprofile durchführen lassen. Die HSK stellt fest, dass mit den dazu eingereichten Unterlagen der Nachweis einer ausreichenden Kühlwasserversorgung des SUSAN bei Niedrigwasser erbracht wurde. Die nächste Messung ist gemäss dieser Pendenz somit im Jahr 2013 notwendig (periodisch zu erfüllende Pendenz).

- *Das Aktivitätsinventar für den Referenz-Reaktorkern ist entsprechend der aktuellen Beladestrategie und der aktuellen Abbrandlimiten bis Ende 2003 neu zu berechnen. Dies impliziert Neuanalysen der Störfälle Steuerstab-Fall, Kühlmittelverlust und Brennelementabsturz, bei denen Brennstabchäden postuliert werden. Bei diesen Neuanalysen sind auch die störfallspezifischen HSK-Beurteilungen zu berücksichtigen. (Kap. 7.7.1.1, Pendenz P40/2002):*

Das KKM hat seine Annahmen und Parameter gemäss der obigen Pendenz fristgerecht angepasst. Die HSK hat die Parameter geprüft und die Berechnungen des Kerninventars mit alternativen Rechenprogrammen nachvollzogen. Sie ist mit dem Aktivitätsinventar im Reaktorkern einverstanden. Die Pendenz wurde Mitte 2004 geschlossen.

### **Pendenzen im Bereich der probabilistischen Sicherheitsanalysen**

Bei der Überprüfung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten KKM-PSA („Mühleberg Safety Assessment“, MUSA2000) ergaben sich im Kapitel 8 „Auslegungsüberschreitende Störfälle“ eine Reihe von Pendenzen (Pendenzen P41/2002 bis P58/2002). Das KKM fasste den Beschluss, das damalige PSA-Modell MUSA2000 nicht in den spezifischen Punkten zu verbessern, sondern durch ein komplett neu entwickeltes Modell (MUSA2005) zu ersetzen. Zu den einzelnen Pendenzen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme von 2002 wurden vom KKM entweder die geforderten Untersuchungen durchgeführt, oder es wurde mit der HSK vereinbart, dass diese im Rahmen der neuen MUSA2005 behandelt werden. Die vorliegende Stellungnahme nimmt im Kapitel 8 nur dann Bezug auf diese Pendenzen, wenn dies sinnvoll erscheint. Sie konzentriert sich ansonsten auf das neu entwickelte Modell MUSA2005.

#### **2.2.4 Stand von aktuellen Projekten und Tagesgeschäften**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 wurden folgende Projekte und deren Stand aufgelistet:

Optimierung des Betriebes (Hybridzyklus): Die BKW hatte ein Gesuch um Freigabe einer alternierenden Fahrweise mit kürzeren und längeren Revisionszeiten zur Optimierung des Betriebs bei der HSK eingereicht. Das Ansuchen wurde von der HSK im Juli 2000 freigegeben.

Massnahmen gegen Spannungsrisskorrosion der Reaktoreinbauten (HWC&NMCA): Zum Schutz der Reaktoreinbauten vor Spannungsrisskorrosion wurde die kontinuierliche Dosierung von Wasserstoff ins Speisewasser (HWC = Hydrogen Water Chemistry) kombiniert mit der periodischen Zugabe von Edelmetallverbindungen ins Reaktorwasser (NMCA = Noble Metal Chemical Addition) eingeführt. Die Freigabe für das Vorhaben wurde seitens der HSK im Mai 2000 erteilt.

Brennstoffverhalten bei Hochabbrand für GE11 und GE14 Brennelemente (HIGHBU): Dieses Projekt betrifft die vom Betreiber zur besseren Brennstoffausnutzung beantragte Erhöhung des Brennelementabbrandes. Das Projekt ist im Gang.

Severe Accident Management Guidance (SAMG): Dieses Projekt behandelt die Erstellung von Dokumenten zur Beherrschung und Milderung schwerer Unfälle in den Kernkraftwerken. Das Projekt ist im Gang.

Probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die KKW-Standorte in der Schweiz (PEGASOS): Zurzeit wird im Rahmen des Projekts PEGASOS eine probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die Kernkraftwerkstandorte in der Schweiz, einschliesslich Mühleberg, durchgeführt.

Im Folgenden wird der Stand dieser Projekte Ende 2007 dargelegt, sofern sie nicht bereits bei der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 abgeschlossen waren:

#### Massnahmen gegen Spannungsrisskorrosion der Reaktoreinbauten

Im Berichtszeitraum wurde die Edelmetalleinspeisung fortgesetzt, allerdings wurde vom NMCA-Verfahren auf ein On-Line NobleChem (OLNC) Verfahren umgestellt. Dabei wurde in einem ersten Schritt das Ziel verfolgt, die künftige Einsatzmöglichkeit des On-Line NobleChem-Verfahrens (OLNC) im KKM nachzuweisen. Dieser Nachweis wurde vollumfänglich erbracht. Im Zusammenhang mit dem Hauptziel, das Risswachstum durch OLNC zu reduzierenden bzw. das Entstehen neuer Risse zu verhindern, wurden während der Jahresrevision 2005 verschiedene Proben aus dem Reaktor entnommen, um weitere Erkenntnisse bezüglich Ablagerungen vom Platin an den Oberflächen der RDB-Einbauten und in die Risspitzen zu erhalten. Eine spezielle Probe wird hinsichtlich des Eintrages von Platin in einem eingebrachten Riss untersucht. Abschliessende Ergebnisse dazu liegen noch nicht vor, KKM hat sich aber entschieden, das OLNC-Verfahren auch in den nächsten Jahren weiter einzusetzen.

#### Brennstoffverhalten bei Hochabbrand für GE14 Brennelemente

Im Beurteilungszeitraum wurde der Grenzwert für den mittleren Brennelement-Abbrand eliminiert und der lokale Abbrand von 70 MWd/kgU als allein gültiger Grenzwert eingeführt. Die Einführung dieses Grenzwerts war mit einer Erhöhung des zulässigen mittleren Brennelementabbrands um ca. 10 MWd/kgU verbunden. Die Freigabe der Abbranderhöhung hat die HSK mit einer Forderung nach Brennelementinspektionen verbunden, mit denen nachgewiesen werden soll, dass sich die Brennelemente im KKM auslegungsgemäss verhalten. Auf der Basis der positiven Inspektionsergebnisse der Brennelemente bis zu einem lokalen Abbrand von 70 MWd/kgU konnte die Forderung der HSK im April 2006 geschlossen werden.

Severe Accident Management Guidance (SAMG): Ausführliche Angaben zu diesem Projekt werden im Kapitel 6.11.7 gemacht.

#### Probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die KKW-Standorte in der Schweiz (PEGASOS)

Das Projekt wurde im Beurteilungszeitraum fertig gestellt. Seit Abschluss des Projektes PEGASOS sind die KKW-Betreiber dabei, die Ergebnisse auf Ihre Umsetzbarkeit hin zu prüfen und Schwerpunkte für Zusatzarbeiten zu PEGASOS zu identifizieren. Auf Basis der Erkenntnisse aus dem Projekt PEGASOS hat die HSK für die PSA der Schweizer KKW neue, verschärfte Erdbebengefährdungsannahmen festgelegt. Ferner hat die HSK die Betreiber der Schweizer KKW aufgefordert, die Möglichkeiten und den Nutzen von risikomindernden seismischen Ertüchtigungen laufend zu untersuchen.

Im erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005 sind die folgenden neuen Projekte erwähnenswert:

#### Ersatz Hochdruck-Vorwärmer (HD)

Der Ersatz der seit der Inbetriebsetzung betriebenen HD-Vorwärmer wurde im erweiterten Beurteilungszeitraum abgeschlossen. Die neuen Kondensationsvorwärmer mit eingebautem Kühler und neuen Expansionsgefäßen zeigen einen störungsfreien Betrieb mit verbessertem Wirkungsgrad.

#### Sanierung des RDB-Stutzens N9

Beim Wärmeschutzrohr traten Umfangs- und radiale Risse am Teller des Wärmeschutzrohres sowie axiale Risse im Safe End Bereich auf. Die Risse entstanden durch thermische Ermüdung (Temperaturschichtung und turbulente Mischung am Teller). Um ein weiteres Risswachstum zu verhindern, war bereits 2004 eine Systemmodifikation vorgenommen worden, wobei das bis dahin durch die CRD-Rückföhrleitung strömende kalte Wasser neu über die Steuerstabantriebe in den RDB geleitet wird. Bei der geplanten und von der HSK geforderten Entfernung des Wärmeschutzrohres in der Jahresrevision 2005 mit einem mechanischen Schneidsystem kam es zu Schwierigkeiten in der Zugänglichkeit der Schneidpositionen innerhalb des Wärmeschutzrohres, da dieses leichte Deformationen aufwies. Vor allem um Schäden an der RDB-Plattierung zu vermeiden, wurde entschieden, zunächst nur den gerissenen Teller abzutrennen und später ein modifiziertes Verfahren zu entwickeln, das ein gefahrloses Entfernen des restlichen Wärmeschutzrohres während des Revisionsstillstands 2006 gewährleistet. Im Revisionsstillstand 2006 wurde das Wärmeschutzrohr dann problemlos entfernt und der Stutzen mit einer Kappe verschlossen.

#### Ersatz Kreislaufstrahlungsüberwachung

Im erweiterten Beurteilungszeitraum wurde das System zur Kreislaufstrahlungsüberwachung total erneuert. Es wurden neue Monitore, Schränke und Verkabelungen installiert. Es erfolgte grösstenteils ein Eins-zu-eins-Ersatz. Die ODL-Messung am Abluftkanal Reaktorgebäude wurde von zwei auf vier Kanäle ausgebaut. Damit erfüllt die Kreislaufüberwachung nun die Anforderung des Reaktorschuttsystems hinsichtlich einer 4-kanaligen Anregung (1 von 2 zweimal) von Auslösekriterien.

#### Lagerumbau Hauptkühlwasser- und Hilfskühlwasserpumpen

Aufgrund der guten internationalen Erfahrungen mit Faserkeramiklagern ohne Fettschmierung wurden im erweiterten Beurteilungszeitraum die Lager der Hauptkühlwasserpumpe A und Hilfskühlwasserpumpe B auf diesen Lagertyp umgebaut. Durch diesen Umbau und durch die Optimierung der Schmierintervalle der übrigen Pumpen wurde der Fetteintrag in die Aare um 85 % reduziert. Die übrigen Pumpen werden schrittweise bis 2008 umgebaut.

#### Ersatz Generator-Lastschalter

Im Beurteilungszeitraum wurde der Generator-Lastschalter B durch einen modernen SF<sub>6</sub> Schalter ersetzt. Der Ersatz des Lastschalters A erfolgte in der Revision 2006.

#### Elektronische Brennelement-Lageübersicht (EBL)

Die EBL ersetzt die bisher mittels Tafel und Tags erfolgte Lagedarstellung im Reaktorgebäude und Hauptkommandoraum durch äquivalente Anzeigen an Bildschirmen. Die Ausgangs- und Zielpositionen sowie die Orientierung des zu bewegenden Objekts werden an zwei elektronischen Anzeigetafeln farbcodiert dargestellt. Im Beurteilungszeitraum wurde deren Praxistauglichkeit nachgewiesen.

## 3 Übersicht über die Anlage

### 3.1 Standort

Der Standort des Kernkraftwerks Mühleberg (KKM) liegt am linken Aareufer, flussabwärts und westlich der Stadt Bern im Gemeindegebiet von Mühleberg, Kanton Bern. Das Kernkraftwerksgelände grenzt im Norden an die Aare und ist im Osten von offener Feldflur und im Süden und Westen von Wald umschlossen.

In der Umgebung des KKM bildet die Aare ein in Ost-West-Richtung verlaufendes U-förmiges Tal. Am Kraftwerksstandort beträgt die Breite der Talsohle rund 500 m und die teilweise bewaldeten Talhänge steigen um 100 m an.

Flussaufwärts befinden sich in einer Entfernung von 1 km der Staudamm des Wohlensees und das Wasserkraftwerk Mühleberg. In einer Entfernung von 1,6 km flussabwärts mündet die Saane in die Aare. Weitere 3 km flussabwärts steht der Staudamm des Stausees Niederried.

In einer Distanz von 500 bis 900 Meter befinden sich die ersten Einzelhäuser und kleinere Wohnsiedlungen. Die Zone 1 umfasst Gebiete der Gemeinden Ferenbalm, Golaten, Mühleberg, Radelfingen, Seedorf, Wileroltigen und Wohlen. Die Entfernungen zu den Zentren der nächstgelegenen Städte betragen 14 km bis Bern, 19 km bis Biel und 20 km bis Fribourg.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

#### Bevölkerungsverteilung

*Das KKM zeigte in Form einer Tabelle, dass sich die Bevölkerungsverteilung im Bewertungszeitraum nur unwesentlich verändert hat. Die Bevölkerung nahm in einem Umkreis von 20 km, welcher den Rand der Zone 2 gemäss Notfallschutzverordnung definiert, von 1990 bis 1999 von 544'650 auf 541'493 Personen ab. Davon lebten 1999 in der Zone 1 (Umkreis von 2,8 km) 2'398 Personen.*

#### Bodennutzung

*Bei der Bodennutzung ergaben sich keine nennenswerten Änderungen. Im Bewertungszeitraum wurden ungefähr 2 % der Gesamtfläche der Zone 1 und 2 von landwirtschaftlicher Nutzfläche in Siedlungsfläche überführt.*

#### Industrie und Verkehr

*Im Bereich Industrie und Verkehr gab es im Bewertungszeitraum keine Änderungen und Ereignisse, die die Sicherheit der Anlage beeinflussten. Das Verkehrsaufkommen auf den Hauptverkehrsstrassen erhöhte sich um 10 bis 20 %.*

#### Meteorologie

*Die Analyse der meteorologischen Daten deckt im Sicherheitsbericht den Zeitraum von 1981 bis 1987 ab. Das KKM argumentierte, dass diese Analyse auch für den Bewertungszeitraum gültig ist, da die Zeitkonstanten für Änderungsprozesse in der Meteorologie weit grösser sind als der doppelte Berichtszeitraum. Im Weiteren stützte das KKM diese Aussage durch die Berichte „Projekt Windbank oberes Aaretal“ des Paul Scherrer Instituts und „Datenverfügbarkeit und -qualität der ANETZ-Stationen der Kernanlagen“ der Meteo Schweiz sowie durch die MADUK-ANPA Quartals- und Jahresberichte der HSK ab.*

Der Sturm Lothar, der Ende Dezember 1999 auch in der Umgebung des KKM wütete, richtete auf dem Areal, dank seiner geschützten Lage, keine Schäden an.

#### Geologie und Baugrund

Die Geologie am Standort hat sich naturgemäss nicht verändert. Das KKM beurteilte die Tragfähigkeit des Baugrunds nach wie vor als sehr gut und bezieht sich dabei auf die bisher durchgeführten Setzungsmessungen und auf die für das SUSAN-Projekt durchgeführten Baugrunduntersuchungen. Mit Ausnahme von unbedeutenden oberflächlichen Erdrutschen in der Umgebung des Areals ist auch die Topografie nicht verändert worden. Der Grundwasserspiegel liegt 3 bis 5 m unter der Terrainoberfläche. Er korrespondiert mit dem Wasserstand der Aare und hat sich ansonsten nicht verändert.

#### Hydrologie

Die im folgenden in Kurzform beschriebenen Gefährdungen „Überflutung“ und „Niedrigwasser“ werden im Kapitel 7.6.3 und 7.6.4 ausführlich dargestellt und beurteilt.

Für das Verhindern der Arealüberflutung ist der Zustand der im Einzugsbereich des KKM gelegenen Stauanlagen an der Aare und an der Saane massgebend. Das KKM berichtete, dass alle Talsperren der Stauanlagenverordnung unterstehen und dementsprechend in einem 5-Jahres-Intervall geprüft und beurteilt werden. Sie sind in einwandfreiem Zustand. Die einzige im Zeitraum 1990 bis 2000 ausgeführte Systemänderung betrifft das Wasserkraftwerk Mühleberg. Durch die 1997/98 ausgeführte Erneuerung des Grundablasses kann der Wohlensee rascher als bisher abgesenkt werden. Zudem wird zurzeit an Studien zur Erneuerung des Wehres und des Maschinenhauses des Wasserkraftwerks Mühleberg gearbeitet. Zusätzlich beschrieb das KKM das aussergewöhnliche Hochwasser im Mai 1999, das durch ergiebige Niederschläge zur Zeit der einsetzenden Schneeschmelze ausgelöst wurde. Die Aare ist im Areal des KKM zwar nicht über die Ufer getreten, der ansteigende Grundwasserspiegel führte aber zu Wassereintrüben in die Keller verschiedener nicht überflutungssicher ausgelegter Gebäude. Das Wasser konnte mit Saugern und mobilen Sumpfpumpen abgeführt werden. Die betroffenen Gebäude sind nicht sicherheitsrelevant.

Die Gefährdung durch Niedrigwasser beurteilte das KKM anhand von periodischen Aufnahmen der Querschnittsprofile der Aare im Bereich des KKM. Die letzte Aufnahme des Querschnittsprofils wurde 1990 durchgeführt. Das KKM beurteilte das Aarebett aufgrund der bisherigen Messungen als stabil und beantragte, entsprechend einer Vereinbarung mit dem Bundesamt für Wasser und Geologie, die nächste Aufnahme im Zeitraum zwischen 2005 und 2010 durchzuführen.

Das KKM stellte die während des Leistungsbetriebs gemessenen jährlichen Maximal- und Minimalwerte der Aaretemperatur dar. Sie haben sich im Zeitraum 1990 bis 2000 nicht signifikant verändert. Die Auswertung der Jahresmittelwerte der Aare durch die beauftragte Spezialfirma Aquarius zeigt jedoch für diese Werte einen ansteigenden Trend im Ausmass von rund 1°C im Zeitraum von 1975 bis 2000. Ein Ansteigen der Jahresmittelwerte kann den Leistungsbetrieb beeinflussen, indem bei deutlich erhöhten Wassertemperaturen die Bedingungen für Lastabsenkungen früher und öfter erreicht werden. Die Ökologen kommen zum Schluss, dass die Leistungserhöhung im KKM das Ökosystem Aare nicht nachweisbar beeinflusst.

#### Seismologie

Die seismologischen Grundlagen entsprechen immer noch dem Stand zum Zeitpunkt des letzten HSK-Gutachtens<sup>5</sup> von 1991. Das KKM wies im Abschnitt „Seismologie“ des Berichts „Bewertung Standort“ lediglich auf die Aufzeichnung der seismischen Anlageninstrumentierung hin (Kap. 6.7.7).

*Zusammenfassend kam das KKM zum Schluss, dass sich im Berichtszeitraum keine wesentlichen Änderungen bei den Standortfaktoren ergeben haben, noch waren Ereignisse zu verzeichnen, die zu einer Neubeurteilung des Standortes führen würden.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 zu den Umgebungseinflüssen folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK schliesst sich der allgemeinen Beurteilung des KKM an. Aufgrund der sich nur unwesentlich geänderten Standortfaktoren während des Berichtszeitraums ist eine Neubeurteilung des Standortes zurzeit nicht nötig. Für den Standortfaktor Hydrologie, insbesondere der Gefährdung durch Niedrigwasser, wird KKM das 10 Jahresintervall bei der Aufnahme der massgebenden Aareprofile beibehalten. Es wurde vereinbart, dass KKM die nächste Aufnahme bis Ende 2003 durchführen lässt (Kap. 7.6.4).*

*Eine Neubeurteilung der Erdbebengefährdung am Standort wird nach Abschluss des gegenwärtig laufenden Projekts PEGASOS (Probabilistische Erdbeben-Gefährdungsanalyse für die KKW-Standorte der Schweiz) erfolgen. Damit werden die neusten Erkenntnisse aus der erdwissenschaftlichen Forschung berücksichtigt. Insbesondere wird dann die Interpretation historischer Erdbebenaten und der methodische Umgang mit daten- und modellbedingten Unsicherheiten dem aktuellen Wissensstand entsprechen.*

*Zusätzlich hat die HSK die Öffnung des letzten Teilstücks der Autobahn A1 Bern-Genf im Jahre 2001, die ausserhalb des Bewertungszeitraums der PSÜ liegt, beurteilt. Die Öffnung des letzten Teilstückes führte zu einer weiteren Erhöhung des Verkehrs auf der Autobahn A1, die in einem Abstand von 1 km am Kernkraftwerk vorbeiführt. Die HSK kommt zum Schluss, dass diese Erhöhung keinen Einfluss auf die Sicherheit des Kernkraftwerks hat, da aufgrund der Topographie und des Abstands zum Kernkraftwerk ein Brand oder eine Explosion eines mit feuergefährlichen Stoffen beladenen Lastzuges keine Gefährdung für das Kernkraftwerk darstellt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Bei der Bevölkerungsverteilung und der Bodennutzung liegen die Veränderungen im erweiterten Beurteilungszeitraum im Rahmen der zu erwartenden Schwankungen. Keine für den Betrieb der Anlage signifikanten Veränderungen sind bei der Meteorologie sowie naturgemäss auch bei der Geologie des Standortes resp. dem Baugrund zu verzeichnen.

Das Verkehrsaufkommen hat insbesondere nach der Öffnung des letzten Teilstücks der Autobahn A1 Bern-Genf im Jahr 2001 signifikant zugenommen: Zwischen 2000 und 2003 beträgt die Zunahme des Verkehrsaufkommens auf dieser Achse etwa 37 %.

Im Teilbereich Hydrologie ist das Hochwasser im August 2005 bedeutsam, es wurden ähnliche Abflussmengen erreicht wie beim oben beschriebenen „Jahrhunderthochwasser“ im Mai 1999. In beiden Fällen wurde die Sicherheit der Anlage nicht beeinträchtigt.

Im Juli 2003 erreichte die Temperatur des Aarewassers seit der Inbetriebsetzung des KKM mit 23°C ihren bisherigen Maximalwert.



## HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch unter Berücksichtigung der im erweiterten Beurteilungszeitraum erfolgten Änderungen im Grundsatz weiterhin gültig. Für detailliertere Beurteilungen wird auf die jeweiligen Spezialkapitel verwiesen.

Wie bereits in der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 erwähnt, sieht die HSK in der Erhöhung des Verkehrsaufkommens auf der A1 keinen Einfluss auf die Sicherheit des KKM.

Bei der Seismik ist zu erwähnen, dass auf Grund der neuen Erdbebenstudie PEGASOS die Erdbebenwahrscheinlichkeiten und -intensitäten an den KKW-Standorten neu bestimmt wurden. Die HSK hat auf Basis der Erkenntnisse aus dem Projekt PEGASOS für die PSA der Schweizer KKW neue, verschärfte Erdbebengefährdungsannahmen festgelegt (vgl. Kap. 6.1).

Die hohe Aarewassertemperatur im Sommer 2003 führte dazu, dass das KKM seine Leistung von anfangs Juni bis zum Beginn des Stillstands reduzieren musste, um die zulässigen Wassertemperaturen am Kühlwasseraustritt einzuhalten. Dies war dann auch in den Folgejahren jeweils für einige Tage notwendig (vgl. Kap. 5.4.1)

Das für Niedrigwasser massgebende Aareprofil wurde gemäss PSÜ-Pendenz P39/2002 im Jahr 2003 aufgenommen (vgl. Kap. 7.6.4).

## 3.2 Übergeordnete Auslegungsmerkmale der Anlage

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 wurden die Auslegungsmerkmale in Anlehnung an Kap. 1 des Sicherheitsberichts im Überblick wie folgt zusammengefasst:

*Im Zentrum der Anlage dominiert das zylindrische Reaktorgebäude, mit welchem die umliegenden Gebäude durch Verbindungsbrücken oder -bauten verbunden sind. Im Reaktorgebäude befinden sich neben dem Reaktor und dem Brennelementlagerbecken die meisten Sicherheitssysteme. An dessen östlicher Seite schliesst sich das Maschinenhaus an, in dem die beiden Turbogruppen, die Kondensatoren, das Kondensatsystem mit der Abgas- und der Kondensatreinigungsanlage und das Speisewassersystem untergebracht sind.*

*Das Betriebsgebäude mit dem Hauptkommandoraum, elektrischen Schaltanlagen, Leittechnikräumen, Gleichstromversorgungssystemen und dem Eingang in die kontrollierte Zone liegt auf der Nordseite des Maschinenhauses. Der im Maschinenhaus angeordnete Notstromdieselraum ist vom Betriebsgebäude aus zugänglich. In dem an der Westseite des Reaktorgebäudes angeschlossenen SUSAN-Gebäude sind Teile des Notstandsystems SUSAN und der Notkommandoraum untergebracht. Am Aareufer liegen das Pumpenhaus mit den Haupt- und Hilfskühlwasserpumpen. Die Kühlwasserfassung des SUSAN liegt getrennt, etwa 100 m flussabwärts vom Pumpenhaus entfernt. Weitere Bauten auf dem Kraftwerksareal sind der 125 m hohe Abluftkamin, der Stickstofftank, der Kaltkondensatbehälter (KAKO), das Aufbereitungsgebäude, der Maschinenhaus Anbau Süd, das Zwischenlager für schwach- und mittelaktive Abfälle, das Mehrzweckgebäude mit dem Simulator, das Werkstatt- und Lagergebäude sowie das Verwaltungsgebäude.*

*Das KKM verfügt über einen General-Electric-Siedewasserreaktor der Baulinie BWR/4 mit einem Primärcontainment des Typs Mark-I. Die thermische Reaktorleistung beträgt 1097 MW. Im Siedewasserreaktor wird der Prozessdampf zum Antrieb der Turbogruppen direkt im Reaktor erzeugt. Daher befinden sich der Wasserabscheider und der Dampftrockner zur Dampfbehandlung im Reaktordruckbehälter (RDB). Die Zwangsumwälzung des Kühlmittels im Kern erfolgt über zwei ausserhalb des Reaktordruckbehälters liegende Schleifen des Reaktorumwälzsystems mit je einer Umwälz-*

pumpe. Das Treibwasser wird benutzt, um im RDB mittels Strahlpumpen (Jetpumpen) eine gegenüber der Treibwassermenge ca. doppelt so grosse Wassermenge im Kern umzuwälzen. Dem Reaktorwasser-Reinigungssystem (RWCU) wird kontinuierlich ein Teil des Reaktorwassers aus einer Reaktorumwälzschleife zugeführt.

Typische Kennzeichen von Siedewasserreaktoren sind:

- Der naturgemäss negative Brennstofftemperaturkoeffizient der Reaktivität (Dopplerkoeffizient).
- Ein negativer Dampfblasenkoeffizient (Voidkoeffizient), so dass die Reaktorleistung bei Erhöhung des Dampfanteils im Kern sinkt.
- Die Steuerung der Reaktorleistung mittels Umwälzmenge und Steuerstäben sowie am Zyklusende auch mittels Absenkung der Speisewassertemperatur.
- Das von unten erfolgende Einschiessen der Steuerstäbe in den Kern bei einer Schnellabschaltung (unter Verwendung individueller Druckspeicher und des Reaktordrucks).
- Der Naturumlauf des Reaktorkühlmittels bei Störfällen mit Ausfall der Zwangsumwälzung.
- Das Primärcontainment mit Druckabbausystem.

Der im Reaktor bei einem Betriebsdruck im Dampfdom von 72,3 bar (abs.) erzeugte Sattedampf wird durch die Frischdampfleitungen ins Maschinenhaus zu den beiden Turbogruppen geleitet. Die Dampfturbinen treiben die beiden Generatoren an, deren erzeugte elektrische Energie in den Haupttransformatoren umgeformt und ins 220-kV-Netz eingespeist wird. Der entspannte Dampf wird in den Kondensatoren zu Wasser kondensiert. Das Kondensat wird über die Kondensatpumpen, die Kondensatreinigungsanlage, die Kondensatvorwärmer und die Speisewasserpumpen in den Reaktor zurückgefördert.

Die in den Kondensatoren anfallende Abwärme wird durch das Hauptkühlwassersystem (MCWS) abgeführt, welches das Kühlwasser der Aare entnimmt und dorthin zurückfördert. Zwischen dem radioaktiven Prozessdampf und dem Aarewasser bilden die Kondensatorkühlrohre die einzige Barriere. Bei einer Rohrleckage wird trotzdem keine Radioaktivität an die Umwelt abgegeben, da im Kondensator ständig ein Unterdruck herrscht und bei einem Verlust des Kondensatorvakuums die Dampfeinspeisung in den Kondensator automatisch unterbrochen und der Reaktor abgeschaltet wird.

Diese Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### 3.3 Sicherheitskonzept und wichtige Sicherheitseinrichtungen

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK das Sicherheitskonzept und die wichtigen Sicherheitseinrichtungen des KKM in Anlehnung an Kapitel 1 des Sicherheitsberichts des KKM wie folgt zusammengefasst:

Zur Rückhaltung der radioaktiven Stoffe ist in allen westlichen Leichtwasserreaktoren das Barrierenkonzept realisiert. Die Aktivität des Reaktorkerns ist weitgehend im Brennstoff gebunden, dessen Keramikstruktur als erste Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe zählt. Die zweite Barriere ist das Brennstabhüllrohr, das die flüchtigen radioaktiven Stoffe zurückhält. Die dritte Barriere ist aus Stahl gefertigt und besteht aus dem Reaktordruckbehälter und der Umhüllung des Reaktorkühlkreislaufes. Die vierte Barriere wird durch eine massive, den Reaktordruckbehälter umschliessende Betonstruktur gebildet, welche die Gammastrahlung aus dem Reaktorkern abschirmt. Die fünfte Barriere ist

das Primärcontainment, das die Systeme des Reaktorkühlkreislaufs umschliesst. Als sechste Barriere dient das Reaktorgebäude aus Stahlbeton, welches das Primärcontainment umschliesst, vor allem dem Schutz gegen äussere Einwirkungen.

Das Primärcontainment besteht aus dem Drywell und dem Torus. Der Drywell ist ein birnenförmiger Stahlbehälter, der den RDB und das Reaktorkühlsystem mit den Anschlussrohrleitungen umschliesst und durch Überströmrohre mit dem Torus verbunden ist. Die Überströmrohre münden in den Ringverteiler innerhalb des Torus, von dem Kondensationsrohre in die Wasservorlage im Torus eintauchen. Die grosse Wasservorlage im Torus dient als Wärmespeicher zur Aufnahme der Nachwärme, falls die Hauptwärmesenke (Kondensatoren) ausgefallen ist. Dabei wird der im Reaktor erzeugte Dampf über die Sicherheits-/Abblaseventile direkt in diese Wasservorlage geleitet.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Drywells werden Primärkühlmittel (Wasser und Dampf) freigesetzt. Infolge der Druckerhöhung strömt der Dampf zusammen mit den im Drywell vorhandenen Gasen durch die Überströmrohre in die Wasservorlage im Torus, wo der Dampf kondensiert und damit der Druckaufbau im Drywell begrenzt wird. Die Atmosphäre des Primärcontainments ist im Normalbetrieb durch Stickstoff „inertiert“, wodurch bei schweren Unfällen die Bildung eines zündfähigen Gasgemisches durch die Zirkonium-Wasser-Reaktion verhindert wird.

Im Normalbetrieb wird das Reaktorgebäude oder Sekundärcontainment mit dem betrieblichen Lüftungssystem auf leichtem Unterdruck gehalten. Im Störfall übernimmt das Notabluftsystem (SGTS) diese Aufgabe. Bei einer grossen Dampfleckage im Reaktorgebäude würde Dampf durch Kondensationsrohre in die Wasservorlage des äusseren Torus geleitet und dort kondensiert.

Zur Beherrschung von Störfällen sind verschiedene Sicherheits- und Versorgungssysteme installiert (Abb. 3.3-1), welche vier Strängen zugeordnet sind. Zu den Strängen I und II gehören:

- Die Steuerstäbe (CR) und das Steuerstabantriebssystem (CRD) zur Schnellabschaltung des Reaktors durch Einschiessen der Steuerstäbe in den Kern.
- Das Vergiftungssystem (SLCS) zur Abschaltung des Reaktors mittels Boreinspeisung bei Versagen der Schnellabschaltung.
- Das zweisträngige Niederdruck-Kernsprühsystem (CS).
- Isolationsarmaturen des Primärcontainments zur Verhinderung der Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Reaktorgebäude und in die Umgebung.
- 2 Sicherheitsventile (SV) und 1 Sicherheits-/Abblaseventil (SRV) zur Druckbegrenzung und Druckentlastung des Reaktors.
- Das zweisträngige Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) zur Kühlung des druckentlasteten Reaktors beim normalen Abfahren und zur Wärmeabfuhr aus dem Torus bei Störfällen.
- Das Hilfskühlwassersystem im Reaktorgebäude und Maschinenhaus (SWS), das die Wärmetauscher des Toruskühlsystems STCS und das Zwischenkühlwassersystem „Reaktorgebäude“ versorgt.
- Die Notstromeinspeisung vom Wasserkraftwerk Mühleberg.
- Die Notstromdieselanlage (System Nr. 90).

Zum Notstandssystem SUSAN (Spezielles Unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme), das die Stränge III und IV umfasst, gehören:

- Das zweisträngige Hochdruckeinspeisesystem zur Notspeisewasserversorgung (RCIC.)
- Das zweisträngige Niederdruckeinspeisesystem zur Kernkühlung und zur Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern (ALPS).
- 3 Sicherheits-/Abblaseventile (SRV), welche dem automatischen Druckabbausystem ADS zugeordnet sind.
- 2 Druckentlastungsventile zur langsamen Reaktordruckentlastung und Nachwärmeabfuhr (PRV).
- Isolationsarmaturen des Reaktorkühlkreislaufs.
- Das zweisträngige Toruskühlsystem zur Nachwärmeabfuhr aus dem Torus (TCS).
- Das SUSAN-Kühlwassersystem (CWS), das den Wärmetauscher des Toruskühlsystems TCS im Reaktorgebäude und den Wärmetauscher des Zwischenkühlwassersystems im SUSAN-Gebäude (ICWS) versorgt.
- 2 SUSAN-Notstromdieselanlagen.

Zur Durchführung von technischen Notfallmassnahmen bei schweren Unfällen stehen folgende Systeme zur Verfügung:

- Das Containment-Rückpumpsystem (CRS), das im Reaktorgebäude anfallende Leckagen in den Torus zurückfördert.
- Das Drywell-Sprüh- und -Flutsystem (DSFS), das im Falle eines Kernschmelzens die Drywell-Atmosphäre und die Kernschmelze kühlt.
- Die Hochreservoir-Einspeisung zur Kernflutung über eine RCIC-Leitung bei abgesenktem Reaktordruck.
- Die gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments (CDS) zur Abfuhr von Dampf und von Gasen aus dem Primärcontainment über den Aussentorus zum Abluftkamin.
- Das Torussprühsystem, mit dem ein Druckanstieg im Torus reduziert werden kann. Als Sprüh-pumpen können die Abfahrkühlpumpen (STCS) oder die Toruskühlpumpen (TCS) eingesetzt werden.
- Die alternative Kernkühlung direkt vom KAKO via ALPS unter Umgehung der Saugsiebe des Torus.

Die sicherheitstechnische Einstufung mechanischer Ausrüstungen des KKM (Sicherheitsklasse SK und Erdbebenklasse EK) gemäss Richtlinie HSK-R-06<sup>7</sup> ist in Tab. 3.3-1 zusammengestellt.

Tab. 3.3-1: Sicherheitstechnische Einstufung von mechanischen Ausrüstungen

<b>Ausrüstung</b>	<b>System-Nr.<sup>a</sup></b>	<b>SK<sup>b</sup></b>	<b>EK<sup>c</sup></b>	<b>Funktion bei SSE gewährleistet<sup>d</sup></b>
Reaktordruckbehälter (RDB)	02	1	I	ja
Frischdampf- und Speisewasserleitungen bis und mit der zweiten Isolationsvorrichtung	02/102/202	1	I	ja
2 Sicherheitsventile (SV)	02	1	I	ja
1 Sicherheits-/Abblaseventil (SRV)	02	1	I	nein
3 Sicherheits-/Abblaseventile (SRV)	102/202	1	I	ja
Druckentlastungsventile (PRV)	102/202	1	I	ja
Reaktoreinbauten	02	2	I	ja
Steuerstäbe (CR) mit Steuerstabantriebssystem (CRD)	03	1 (2)	I	ja
Reaktorummwälzsystem	04	1	I	nein
Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS)	10	2	I	nein
Vergiftungssystem (SLCS)	11	2	I	nein
Kernsprühsystem (CS)	14	2	I	nein
Primärcontainment (Drywell und Torus)	16	2	I	ja
Toruskühlsystem (TCS)	110/210	2	I	ja
Torussprühsystem vom TCS	110/210	2	I	ja
Kernisolationskühlsystem (RCIC)	113/213	2	I	ja
Alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS)	114/214	2	I	ja
Containment-Druckentlastungssystem (CDS)	316	2 (4)	I	ja
Drywell-Sprüh- und -Flutsystem (DSFS)	326	2 (4)	I	ja
Brennelementbecken-Lagergestelle	08	3	I	ja
Brennelementbecken-Kühlsystem	19	3	I	nein
Hilfskühlwassersystem (SWS) im Reaktorgebäude	49	3	I	nein
Abgassystem	51	3	I	nein
Notabluftsystem (SGTS)	73	3	I	nein

Tab. 3.3-1: Fortsetzung

<b>Ausrüstung</b>	<b>System-Nr.<sup>a</sup></b>	<b>SK<sup>b</sup></b>	<b>EK<sup>c</sup></b>	<b>Funktion bei SSE gewährleistet<sup>d</sup></b>
Notstromdieselanlage (Stränge I und II)	90	3	I	nein
SUSAN-Notstromdieselanlagen (Stränge III und IV)	190/290	3	I	ja
Steuerluftsysteme	96	3	I	nein
SUSAN-Steuerluftsysteme	196/296	3	I	ja
SUSAN-Kühlwassersystem (CWS)	149/249	3	I	ja
SUSAN-Zwischenkühlwassersystem (ICWS)	150/250	3	I	ja
SUSAN-Lüftungssystem	171/271	3	I	ja
Reaktorwasser-Reinigungssystem (RWCU)	12	3 (4)	I (II)	nein
Containment-Rückpumpsystem (CRS)	110/210	4 (2)	II (I)	nein
Inertierungssystem des Primärcontainments	16	4	II	nein
Zwischenkühlwassersystem „Reaktorgebäude“	50	4	II	nein
Hochreservoir-Einspeisung	13	Unklassiert	Unklassiert	nein
Notstromversorgung vom Wasserkraftwerk Mühleberg (Stränge I und II)	62	Unklassiert	Unklassiert	nein

<sup>a</sup> Systeme mit Nr. < 100 sind den Strängen I und II zugeordnet.

Systeme mit Nr. > 100 und < 300 sind den Strängen III und IV zugeordnet.

Für Systeme mit Nr. > 300 trifft eine solche Zuordnung nicht zu.

<sup>b</sup> SK = Sicherheitsklasse des Systems:

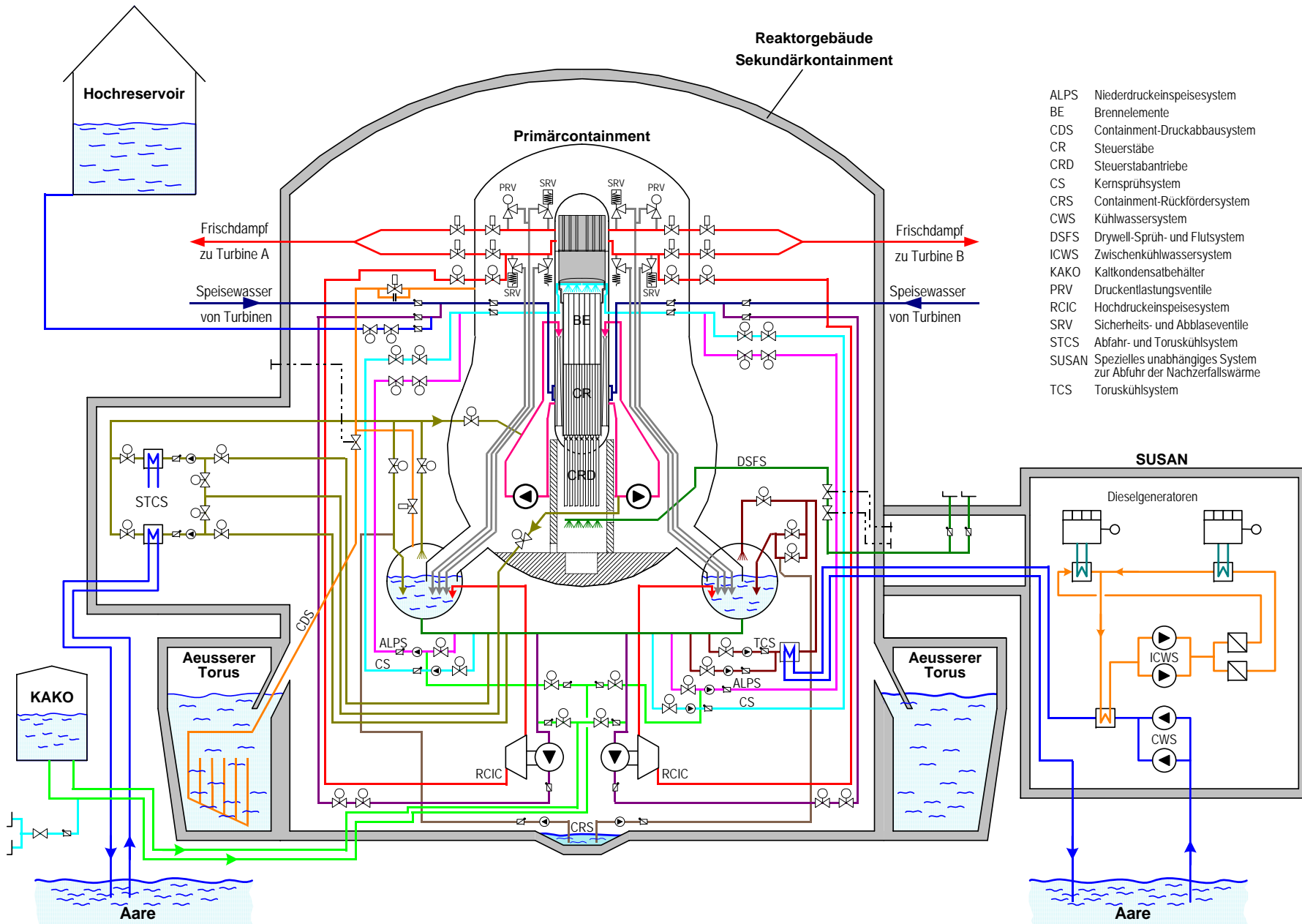
Angegeben ist die vorherrschende Sicherheitsklasse; die Angaben in Klammern treffen für gewisse Systemteile zu.

<sup>c</sup> EK = Erdbebenklasse des Systems gemäss seiner mechanischen Auslegung:

Angegeben ist die vorherrschende Erdbebenklasse; die Angaben in Klammern treffen für gewisse Systemteile zu. Die Integrität eines Systems der Klasse EK I ist während und nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) gewährleistet.

<sup>d</sup> Die Sicherheitsfunktion des Systems ist nur gewährleistet, wenn auch das Gebäude, in dem das System angeordnet ist, und seine Notstromversorgung gegen das SSE ausgelegt sind.

Abb. 3.3-1: Systeme zur Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr (Quelle: BKW FBM Energie AG)



- ALPS Niederdruckeinspeisesystem
- BE Brennelemente
- CDS Containment-Druckabbausystem
- CR Steuerstäbe
- CRD Steuerstabantriebe
- CS Kernsprühsystem
- CRS Containment-Rückfördersystem
- CWS Kühlwassersystem
- DSFS Drywell-Sprüh- und Flutsystem
- ICWS Zwischenkühlwassersystem
- KAKO Kaltkondensatbehälter
- PRV Druckentlastungsventile
- RCIC Hochdruckeinspeisesystem
- SRV Sicherheits- und Abblaseventile
- STCS Abfahr- und Toruskühlsystem
- SUSAN Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallwärme
- TCS Toruskühlsystem

Die elektrischen Ausrüstungen sind gemäss Richtlinie HSK-R-06<sup>7</sup> wie folgt eingeteilt:

- Klasse 1E:
  - a) Elektrische Ausrüstungen zu den in die Sicherheitsklassen SK 1 bis SK 3 eingestuften mechanischen Systeme und Komponenten, sofern sie für die Sicherheitsfunktion oder deren Bedienung und Überwachung benötigt werden.
  - b) Elektrische Sicherheitssysteme wie z. B. Reaktorschutzsystem, Notstromgeneratoren, Notstrombatterien, Notstromverteilanlagen, Störfallinstrumentierung.
- Klasse 0E:

Übrige elektrische Systeme und Ausrüstungen, die nicht 1E-klassiert sind.

Diese Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### 3.4 Wichtige organisatorische und technische Änderungen seit 1990

Dieses Kapitel enthält eine Liste der wichtigen organisatorischen und technischen Anlageänderungen, die im KKM in der Regel aufgrund einer Freigabe der HSK während des erweiterten Bewertungszeitraums 1990 bis 2005 durchgeführt wurden. Änderungen, die bereits in Kap. 3 des HSK-Gutachtens<sup>5</sup> von 1991 aufgeführt sind, werden hier nicht erwähnt. In Klammern beigefügt sind das Realisierungsjahr, ein Hinweis auf Kapitel dieser Stellungnahme, sofern dort eine ausführlichere Beschreibung und Bewertung der jeweiligen Anlageänderung erfolgt und die Angabe, ob die Anlageänderung aufgrund einer Auflage (A) oder einer Pendenz (P) aus dem HSK-Gutachten<sup>5</sup> von 1991 resp. der sicherheitstechnischen Stellungnahme von 2002 erfolgte.

Eine Übersicht über die seit der Inbetriebnahme ausgeführten Nachrüstungen und Requalifikationen von Anlageteilen ist in Kapitel 1 des Sicherheitsberichts zusammengestellt.

#### 3.4.1 Änderungen in der Organisation

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 wurden folgende Änderungen in der Organisation aufgelistet:

- Schaffung der Qualitätssicherungsstelle (1992, Kap. 4.1.2, P)
- Bildung der Abteilung Dienste mit den Ressorts Technische Dienste, Verwaltung, Betriebswache und Planung & Control (1996, Kap. 4.1.2)
- Neuorganisation des Qualitätsmanagement, Aufhebung der Qualitätssicherungsstelle (1998, Kap. 4.1.2)
- Überführung der Abteilung Kernbrennstoffe von der BKW in KKM (2001)
- Neudefinition der Funktionen zweier Abteilungen mit entsprechender Zuordnung der Ressorts (2001)\*

Im erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005 ergab sich zusätzlich eine organisatorische Änderung:

- Die BKW wurde in die Geschäftsfelder Konzernsteuerung, Finanzen und Dienste, Netze und Technik sowie Energie aufgeteilt. Das KKM ist dem Bereich Energie unterstellt (2001).



### 3.4.2 Technische Anlageänderungen

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 wurden folgende technische Anlageänderungen aufgelistet:

- *Stromlossschalten der Antriebe der Isolationsventile des Abfahrkühlsystems (STCS) und der RDB-Deckelsprühleitung im Leistungsbetrieb, um Fehlauflösungen zu verhindern (1991, Kap. 6.5.3, P)*
- *Einbau des neuen Reaktorschutzsystems in EDM-Technik (Erweitertes Dynamisches Magnetkernsystem) (1991, Kap. 6.6.2)*
- *Einbau eines zweiten Isolationsventils in die redundante Entwässerungsleitung des Scramablasbehälters (1992, Kap. 6.5.3, Kap. 7.4.5, P)*
- *Einbau einer Abschirmung der Notabluftfilter (1992, Kap. 6.5.7, P)*
- *Änderungen am Steuerstabantriebssystem zur Verbesserung der SUSAN-Scramauslösung (1992, Kap. 6.6.2, P)*
- *Einbau je einer Rückschlagarmatur in den beiden Druckleitungen der RCIC-Pumpen zum Schutz von Niederdruck-Systemteilen gegen Hochdruck (1992, Kap. 6.6.4, P)*
- *Einbau des Containment-Druckentlastungssystems CDS mit Filtern (1992, Kap. 6.11.4, P)*
- *Einbau des Drywell-Sprüh- und -Flutsystems DSFS (1992, Kap. 6.11.2, P)*
- *Inbetriebnahme der Schutzlogik „Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude“ (1992, Kap. 7.4.5, P)*
- *Einführung einer Scramauslösung durch hohen Druck im Maschinenhaus (1992, Kap. 7.4.5, P)*
- *Installation eines seismischen Freifeldinstruments und Erneuerung der gesamten seismischen Instrumentierung (1992 und 1993, Kap. 6.7.7, P)*
- *Leistungserhöhung in zwei Stufen von je 50 MW auf die bewilligte thermische Reaktorleistung von 1097 MW (März und November 1993, Kap. 5.4.2, A)*
- *Verstärkung der Abschirmwand und Montage einer Schiebetür am Eingang des Dampftunnels (1993 und 1996, Kap. 7.5.1, P)*
- *Ausbau der beiden Vakuumbrecharmaturen zwischen Reaktorgebäude und Torus (1993, Kap. 6.5.5)*
- *Ertüchtigung von Halterungen und Stützkonstruktionen zur seismischen Requalifikation mechanischer Ausrüstungen im Reaktorgebäude, welche die SUSAN-Funktion beeinträchtigen könnten (1993, Kap. 6.1, A)*
- *Erstmaliger Einsatz von Brennelementen des Typs GE11 mit einer 9x9-Brennstabanordnung (1993, Kap. 6.3.3)*
- *Modifikation der Hochdruckturbinen und Bypassventile der beiden Turbogruppen (1992 und 1993, Kap. 6.8.1, Kap. 6.8.2)*
- *Austausch und Vergrößerung der 3 Ansaugsiebe zur Torusringleitung (1993, Kap. 6.6.4)*
- *Erneuerung von elektro- und leittechnischen Einrichtungen an der Notstromdiesel-Generatoranlage (1993, Kap. 6.7.2, P)*

- *Austausch der oberen Führungsrollen an Steuerstäben durch kobaltarme Gleitstücke und Einführung neuer Steuerstäbe mit kobaltarmen Materialien (1993 und 1994, Kap. 6.3.3, Kap. 6.12, A)*
- *Montage von drei zusätzlichen Containment-Isolationsventilen im Zwischenkühlwassersystem „Reaktorgebäude“ (1994, Kap. 6.5.3, Kap. 6.7.1)*
- *Einbau des Weitbereichs-Messsystems zur Messung des Neutronenflusses im Anfahr- und Übergangsbereich (1994, Kap. 6.6.2)*
- *Verlegung der Ansteuerung eines von 4 Sicherheits-/Abblaseventilen vom SUSAN (Stränge III und IV) ins Reaktorschutzsystem (Stränge I und II) (1994, Kap. 6.6.3)*
- *Einbau des ADS-Verhinderungsschalters zur Überbrückung einer automatischen Druckentlastung bei ATWS (1994, Kap. 6.6.3, Kap. 7.2.8, P)*
- *Einbau der Schutzlogik ADS-LEVEL zur Reaktordruckentlastung bei tiefem Reaktorniveau (1994, Kap. 6.6.3, Kap. 7.4.5, P)*
- *Motorisierung zweier Schieber und Einbau zweier Rückschlagklappen im ALPS-System zur Ermöglichung einer fernbedienten alternativen Kernkühlung über KAKO-ALPS unter Umgehung der Saugsiebe im Torus (1994, Kap. 6.6.4, Kap. 6.11.6)*
- *Einbau einer gefilterten Luftzufuhr für den Hauptkommandoraum und das SUSAN-Gebäude (1994, Kap. 6.7.6, Kap. 6.11.8, P)*
- *Nachrüstung des Rundlaufkrans im Reaktorgebäude (1994, Kap. 6.8.4, P)*
- *Erneuerung und Ergänzung der Dosisleistungsmessungen im Reaktorgebäude als Teil der Störfallinstrumentierung (1994, Kap. 6.13)*
- *Montage der neuen Harzverfestigungsanlage CVRS im Aufbereitungsgebäude (1994 und 1995, Kap. 5.8.1, A)*
- *Ertüchtigung der 8 Frischdampf-Isolationsventile (1994 und 1995, Kap. 6.5.3)*
- *Einbau von 4 gedämpften Speisewasser-Rückschlagventilen (1995, Kap. 6.4.5, Kap. 6.5.3)*
- *Ersatz der Regelelektronik der Speisewasser- und Reaktorkühlmittel-Umwälz-Regelungen verbunden mit einer Herabsetzung des Reaktorniveau-Sollwertes auf 0,6 m nach einem Scram (1995, Kap. 6.8.1, Kap. 7.2.4)*
- *Inbetriebnahme des integrierten Betriebsführungssystem IBFS (1995, Kap. 3.5, Kap. 4.5.1)*
- *Einbau von 4 Zugankern am Kernmantel (1996, Kap. 6.4.2)*
- *Ersatz der Kondensattöpfe der RDB-Niveaumessung (1996, Kap. 6.6.2)*
- *Teilersatz des Neutronenfluss-Messsystems im Leistungsbereich durch das programmierbare System PRNMS (Power Range Neutron Monitoring System) (1996, Kap. 6.6.2)*
- *Kombination von Teils scram SRI (Select Rod Insertion) und Reaktorkühlmittel-Umwälzpumpen-Runback nach Turbinenschnellschluss verbunden mit einer Herabsetzung des Reaktorniveau-Sollwertes auf 0,9 m (1996, Kap. 6.8.1, Kap. 7.2.2)*
- *Erweiterung des Reaktorschutzsystems um eine leistungsabhängige APRM-Neutronenfluss-Auslösung (Transient Overpower Protection System, TOPPS) (1996, Kap. 6.6.2, Kap. 7.2.6, P)*

- *Inbetriebnahme des werkseigenen Simulators (1996, Kap. 4.2.5)*
- *Requalifikation der Primärcontainment-Durchdringungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen gegen Rohrbrüche ausserhalb des Primärcontainments; Ertüchtigung der Stossbremsen und Halterungen dieser Leitungen (1995 - 1997, Kap. 6.4.4, Kap. 6.4.5)*
- *Umbau der 4 Speisewasserstutzen am RDB (1997, Kap. 6.4.1)*
- *Teilsanierung des Reaktorbeckens durch Beschichtungstechnik (1997, Kap. 6.8.4, P)*
- *Permanente Verbindung des SUSAN-Kühlwassersystems CWS und des Hilfskühlwassersystems SWS (1997, Kap. 6.7.1)*
- *Erstmaliger Einsatz von Brennelementen des Typs GE14 mit einer 10 x 10-Brennstabanordnung (1998, Kap. 6.3.3)*
- *Umbau der beiden Umwälzpumpen zur Vermeidung von Rissen an den Pumpenwellen (1998, Kap. 6.4.3)*
- *Austausch von Teilen der 6 Abblaseleitungen im Torus (1998, Kap. 6.6.3)*
- *Ersatz der Torusdurchdringungen und Tauchrohre des RCIC (1998, Kap. 6.6.4)*
- *Ersatz der Torusschieber (Erstabsperrearmaturen zur Torusringleitung) und der Anschlussleitungen bis zur jeweiligen Pumpe für CS, STCS, TCS und RCIC (1998, Kap. 6.6.4)*
- *Ersatz der Reaktorhandsteuerung RMCS und der Steuerstab-Positionsanzeige RPIS durch ein programmierbares Leittechniksystem (1998, Kap. 6.7.6)*
- *Beendigung der Eisenzugabe und Beginn der Zinkzugabe ins Speisewasser (1998, Kap. 6.12)*
- *Einführung des Stabilitätsmonitors SIMON (1998, Kap. 7.2.7)*
- *Stromlosschalten von zwei Armaturen der Spülluftleitungen zwischen Drywell und Torus während des Leistungsbetriebs (1999, Kap. 6.5.3)*
- *Ersatz der Endschalter der Turbinen- und Bypassventile durch induktive, lineare Stellungsgeber (1999, Kap. 6.8.1)*
- *Ertüchtigung der Steuerung des Notabluftsystems (1999, Kap. 6.5.7)*
- *Abschluss der Ertüchtigung der Instrumentierung der Notsteuerstellen (1999, Kap. 6.7.6)*
- *Neuberohrung beider Hauptkondensatoren mit Titanrohren (1998 und 1999, Kap. 6.8.3)*
- *Einführung eines optimierten Betriebs mit abwechslungsweise kurzen und langen Revisionsstillständen (2000, Kap. 5.4)*
- *Teilersatz der Turbinenregelung und -steuerung der beiden Turbogruppen (1999 und 2000, Kap. 6.8.1)*
- *Einführung der Edelmetalleinspeisung ins Reaktorwasser NMCA „Noble Metal Chemical Addition“ (2000, Kap. 6.4.2, Kap. 6.12)*
- *Ersatz des Emergency Response Systems ERIS durch das Prozessvisualisierungssystem PVS (2000, Kap. 4.5, Kap. 6.7.6)*

Im erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005 wurden zusätzlich die folgenden sicherheitstechnisch relevanten Anlageänderungen durchgeführt:

- Ersatz des Gehäusewerkstoffs (martensitischer Stahlguss) zur Sanierung der Druckerhöhungspumpen 10A01B (2002) und 10A01A (2003) (Kap. 5.5.1.2)
- Zum Schutz der Drywellwand bei einem hypothetischen Bruch der CS-Leitung wurden zwei Ausschlagsicherungen angebracht (2003, Kap. 6.6.4.1)
- Totaler Ersatz der KKM-Betriebsfunkanlage (2003)
- Sanierung der RDB Stutzens N9 inkl. Modifizierung des Steuerstabantriebssystems (2004, 2005 und 2006, Kap. 6.4.1.2, 6.6.1)
- Ersatz der Hochdruckvorwärmers A und B (2004 resp. 2005, Kap. 6.4.5)
- Ersatz der Kreislaufstrahlungsüberwachung (2005, Kap. 6.6.1)
- Erstapplikation der On-Line NobleChem (OLNC) inkl. Einbau eines Surface/Crack Depositon Monitors (2005, Kap. 6.12)
- Installation einer elektronischen Brennelement- Lageübersicht (2005, Kap. 2.2.4)
- Umfangreiche Einzelnachrüstungen zum Brandschutz (2001-2005, Kap. 6.9)
- Ersatz und Änderungen der Lüftungssteuerung des Betriebsgebäudes (2001-2005, Kap. 6.7.6)

### 3.5 Betriebsführung

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die Betriebsführung wie folgt dargestellt:

*Der technische Rahmen für die Betriebsführung wird durch die technischen Spezifikationen gegeben, welche die begrenzenden Betriebsbedingungen (OLC) enthalten. Der organisatorische Rahmen wird durch das Kraftwerksreglement definiert. Es gelten die in den Leitsätzen für den Betrieb des KKM enthaltenen Prioritäten: 1. Schutz der Bevölkerung, 2. Schutz des Personals, 3. Schutz der Umwelt, 4. Schutz der Anlage. Die qualitätssichernden Massnahmen sind im Qualitätssicherungshandbuch Betrieb festgelegt, welches die Basis für die zehn Teilprozesse des Betriebs mit den zugehörigen Verfahrensanweisungen bildet (Kap. 4.6).*

*Inhaltlich sind die Anweisungen für den Prozess Betrieb gegliedert in die Bereiche Normalbetrieb, vom Normalbetrieb abweichende geplante Fahrsituationen, Betriebsstörungen, Notfallsituationen sowie Einwirkung Dritter.*

*Der Betriebsverlauf wird durch Betriebsrapportbücher, ausgefüllte Checklisten, Registrierrollen und Prozesscomputer-Ausdrucke aller sicherheitsrelevanten und sonstigen für den Betrieb der Anlage wichtigen Parameter dokumentiert und während der ganzen Betriebsdauer der Anlage aufbewahrt.*

*Die operative Betriebsführung obliegt der Abteilung Betrieb, welche dafür seit 1996 über sechs Schichtgruppen mit einem Sollbestand von je acht Personen verfügt. Der Schichtleiter und sein Stellvertreter, der A-Operateur, der Reaktoroperateur und der Turbinenoperateur gehören zum lizenzierten Betriebspersonal und verfügen je über einen festen Arbeitsplatz im Kommandoraum. Die konventionelle Instrumentierung und das computergestützte Prozessvisualisierungssystem (PVS) liefern die für die Bedienung der Anlage erforderlichen Informationen. Die diensttuende Schicht kann jederzeit*

*Unterstützung durch den permanent auf dem Areal anwesenden lizenzierten Pickettingenieur anfordern. Die Abteilung Betrieb wird bei der Erfüllung ihrer Aufgaben von den Fachabteilungen unterstützt.*

*Das integrierte Betriebsführungssystem (IBFS) ist ein computergestütztes Führungsinstrument zur Unterstützung der verantwortlichen Abteilungen bei der Ausführung ihrer Aufgaben im Rahmen der Betriebsführung. Das betriebliche Auftragssystem (BASY) ist Teil des IBFS und umfasst die Bereiche Stör- und Mangelmeldungen, wiederkehrende Aufträge, Arbeitsauftragsverfahren mit Auftragsplanung und Arbeitsvorbereitung, Absicherungsverfahren, Arbeitsfreigabe und -durchführung, Berichterstattung sowie Tages- und Wochenprogramm.*

*Das Ressort Betriebsausbildung ist Teil der Abteilung Betrieb und ist für die für eine sichere Betriebsführung notwendige Ausbildung des Betriebspersonals zuständig. KKM verfügt seit 1996 über einen eigenen anlagespezifischen Simulator.*

Grundsätzlich ist diese Darstellung auf für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Mit der Revision des Qualitätsmanagementsystems haben sich auch im Bereich Betriebsführung Anpassungen an der Prozessstruktur ergeben, welche sich aber nicht grundsätzlich auf die Betriebsführung auswirken.

## 4 Organisation und Personal

Der Bereich Organisation wurde vom KKM im Kapitel Organisation des Berichts „Betriebsführung und Betriebsverhalten – Organisation und Personal“ behandelt.

### 4.1 Organisation

#### 4.1.1 Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse

##### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) befindet sich zu 100% im Besitz der BKW FMB Energie AG (BKW). Das KKM ist die wichtigste Produktionsanlage der BKW. Die KKM-Produktion beträgt knapp 30 % der Gesamtproduktion der BKW aus eigenen Kraftwerken und Beteiligungen.*

*Auf den 1. Januar 2001 hat die BKW ihre Organisation den Anforderungen des bevorstehenden Elektrizitätsmarktgesetzes (EMG) und der Öffnung des Strommarktes angepasst. Das KKM ist dem Bereich Energie unterstellt und abrechnungsmässig dem Geschäftsfeld Produktion (GF-P) zugeordnet. Der Kraftwerksleiter KKM nimmt Einsitz in der erweiterten Unternehmensleitung der BKW\*.*

*Sicherheit sowie Verantwortung gegenüber Gesellschaft und Umwelt sind in den Führungsprinzipien der BKW enthalten. Die Verantwortung für die sichere, zuverlässige, umweltschonende und wirtschaftliche Betriebsführung wird dem Kraftwerksleiter des KKM übertragen. Verwaltungsrat, Verwaltungsratsausschuss und Unternehmensleitung haben die Sicherheit des KKM stets als dessen oberste Priorität behandelt. Anlässlich der Verwaltungsratssitzung vom 14. Oktober 1999 hielt der Präsident fest, die Priorität bleibe auch im geöffneten Markt die Sicherheit des Betriebes.*

*Die BKW pflegt in allen Bereichen – Wasserkraftwerke, Stromnetze, Trafostationen und mobile Geräte – eine ausgeprägte Sicherheitskultur. Für KKM gelten in den nichtnuklearen Sicherheitsbereichen, beispielsweise bei der konventionellen Arbeitssicherheit, die Vorgaben der BKW.*

*Von 1972 bis zum 5. September 2000 hat die BKW 300 Mio. Franken (nominal zum jeweiligen Realisierungszeitpunkt) für Nachrüstungen des KKM bereitgestellt. Wirtschaftlicher Erfolg ist eine absolut notwendige Voraussetzung für die Bereitstellung der für den sicheren Betrieb notwendigen Mittel. Die Führung der BKW hat stets die für eine sichere Betriebsführung des KKM notwendigen Mittel bereitgestellt.*

*Insgesamt ist das Umfeld der BKW geeignet, die Kraftwerksleitung bei der Wahrnehmung ihrer Verantwortung für den sicheren, zuverlässigen, umweltschonenden und wirtschaftlichen Betrieb des KKM wirkungsvoll zu unterstützen.*

---

\* Seit dem 1. September 2002 ist der Kraftwerksleiter direkt dem Direktor des Geschäftsbereichs Energie unterstellt. In der Regel vertritt der Kraftwerksleiter die Belange des KKM in der Unternehmensleitung und in den Verwaltungsgremien der BKW direkt. Damit wird auch künftig die sichere, direkte und damit effiziente firmeninterne Kommunikation sichergestellt.

## HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Zur Beurteilung wurden die Vorgaben der IAEA, wie sie in der NS-R-2<sup>21</sup> festgehalten sind, herangezogen, da die HSK-Richtlinien\* diesbezüglich keine Vorgaben enthalten. Die BKW als Bewilligungsinhaberin hat die Verantwortung für die sichere Betriebsführung dem Kraftwerksleiter des KKM übertragen. Dieses Vorgehen wird im zweiten Satz des Artikels 2.1 von NS-R-2<sup>21</sup> explizit als mögliches Vorgehen genannt. Mit dem Einsitz in die erweiterte Unternehmensleitung der BKW wird dem Kraftwerksleiter KKM eine starke Stellung eingeräumt und gewährleistet, dass dieser Aspekte der Sicherheit direkt in die Unternehmensleitung einbringen kann. Die BKW nimmt ihre übergeordnete Verantwortung für die Sicherheit des KKM im Sinn von Artikel 2.1 der NS-R-2<sup>21</sup> wahr; der Verwaltungsratspräsident hat sich am 14. Oktober 1999 zu dieser Verantwortung bekannt. Die BKW erfüllte im betrachteten Zeitraum ihre Verpflichtung gemäss dem dritten Satz des Artikels 2.1 von NS-R-2<sup>21</sup>; KKM wurden die für den sicheren Betrieb notwendigen Ressourcen zugesprochen. Von Seiten der BKW wird der in Art. 10 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>22</sup> verlangte Vorrang der Sicherheit beachtet. Die Finanzmittel im Sinn von Art. 11, Abs. 1 dieses Übereinkommens standen im betrachteten Zeitraum zur Verfügung. Die bestehenden Strukturen sind geeignet, um die Erfüllung der oben genannten Vorgaben auch in Zukunft zu gewährleisten. Sollten sich diesbezüglich relevante Veränderungen ergeben, würde eine Neubeurteilung erforderlich sein. Beispiele für solche Veränderungen sind: Veräusserung des KKM durch die BKW oder wichtige Veränderungen in der Aktionärsstruktur der BKW.*

## Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum (JHR 2000 bis JHR 2005) gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Per 1. Januar 2001 passte die BKW ihre Organisation den Anforderungen des bevorstehenden Elektrizitätsmarktgesetzes (EMG) und der Öffnung des Elektrizitätsmarktes an. Die Bereiche Produktion, Übertragung, Verteilung, Handel und Vertrieb sind gemäss den Bestimmungen des EMG entflochten worden. Die Geschäftsbereiche Handel und Vertrieb verlangen von den Mitarbeitenden flexibles, oft auch risikoreiches Verhalten, während bei den traditionelleren Geschäftsbereichen Produktion, Übertragung und Verteilung von den Mitarbeitenden ein Verhalten verlangt wird, bei welchem Sicherheits- und Zuverlässigkeitsaspekte bei der Arbeitsausführung prioritär sind. Aufgrund der unterschiedlichen Anforderungen an das Personal sind die Aufgaben von BKW in unterschiedliche Geschäftsfelder aufgeteilt worden. Das KKM ist dem Geschäftsfeld Energie – vormals Energiedirektion – zugeordnet. In der Regel vertritt der Kraftwerksleiter die Belange des KKM in der Unternehmensleitung und in den Verwaltungsgremien der BKW direkt.

---

\* Dies betrifft die im Jahre 2000 gültige Version der Richtlinie HSK-R-17. Die revidierte Version von 2002 enthält entsprechende Vorgaben.

Die Verantwortung für den sicheren, zuverlässigen, umweltschonenden und wirtschaftlichen Betrieb des KKM obliegt weiterhin dem Kraftwerksleiter. Er ist, gemäss Kraftwerksreglement, auch verantwortlich für den Strahlenschutz und setzt zur Erfüllung dieser Aufgabe Sachverständige nach Art. 16 StSG ein.

Unabhängig vom negativen Volksentscheid zum EMG im Herbst 2002 behielt die BKW die neu gewählte Organisationsstruktur bei.

Dem KKM wurden auch im erweiterten Beurteilungszeitraum ausreichende Mittel zur Gewährleistung eines sicheren und wirtschaftlichen Betriebs bereitgestellt. Ungeachtet der Elektrizitätsmarktöffnung erfolgten keine Mittelkürzungen sowie auch keine Kürzungen beim Personal. Für Instandhaltungsarbeiten und Investitionen stellt die BKW jährlich die erforderlichen Mittel zur Verfügung. Seit Mai 2003 sind die Aktien der BKW FMB Energie AG an der Schweizer Börse SWX kotiert.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch unter Berücksichtigung der erfolgten Organisationsänderungen der BKW weiterhin gültig. Die im Jahre 2002 revidierte Richtlinie HSK-R-17 enthält Anforderungen zu übergeordneten Organisationsaspekten und Eigentumsverhältnissen. Die Anforderungen der HSK-R-17 sind erfüllt.

#### **4.1.2 Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen**

##### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Organisation des KKM ist im Kraftwerksreglement festgelegt, das von der Unternehmensleitung der BKW genehmigt wird. Änderungen werden der HSK gemeldet, bei grösseren Revisionen des Kraftwerksreglements wird die HSK in die Vernehmlassung einbezogen. Aufgaben, Kompetenzen und Entscheidungsbefugnisse der aufgeführten Funktionsträger sind im Kraftwerksreglement festgelegt. Für alle Mitarbeitenden existiert eine Funktionsbeschreibung, die auch Kompetenzen und Verantwortung regelt. Die Finanzkompetenzen der Abteilungs- und Ressortleiter sind im Rahmen der „BKW Führungsinstrumente“ geregelt.*

*Im Berichtszeitraum wurde das Kraftwerksreglement sechsmal überarbeitet. Die wichtigsten Änderungen waren die Bildung der Abteilung Dienste mit den Ressorts Technische Dienste, Verwaltung, Betriebswache und Planung & Control im Jahre 1996, die Einführung der Qualitätssicherungsstelle im Jahre 1992, sowie Neuorganisation des Qualitätsmanagements (QM) und daraus folgernd die Aufhebung der Qualitätssicherungsstelle im Jahre 1998.*

*Die Kraftwerksleitung erachtet die derzeitige, auf Kontinuität aufgebaute Organisation als angemessen und fähig, sich abzeichnende Veränderungen ohne Verlust an Sicherheit zu bewältigen. Die Verantwortlichkeiten werden als im Kraftwerksreglement genügend detailliert geregelt beurteilt. Die in den Funktionsbeschreibungen der Mitarbeitenden enthaltenen Detaillierungen und die Bezeichnung von Verantwortlichen für alle Systeme und Komponenten, verbunden mit einem ausgeprägten Teamgeist, erlauben eine wirkungsvolle Zusammenarbeit.*

*Weiter wird für die Selbstbeurteilung der OSART-Bericht<sup>23</sup> beigezogen. Die Verantwortung im KKM für die Sicherheit wird als klar geregelt bewertet, dem Kraftwerksleiter kommt dabei die oberste Ver-*



antwortung zu. Die führende Rolle der Abteilung Betrieb, die aktive Unterstützung durch die anderen Abteilungen und generell ein ausgeprägter Sinn für Teamwork werden als vorbildlich gelobt.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Beurteilungsgrundlage ist die Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup>.*

*Kapitel 2 „Organisation“ und Kapitel 3 „Funktionen, Aufgaben und Kompetenzen“ des Kraftwerksreglements bilden zusammen die Kraftwerksordnung gemäss Abschnitt 2.4.1 der Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup>. Betriebsordnung und Strahlenschutzordnung sind als gleichnamige Kapitel Teil des Kraftwerksreglements, wobei die in der Betriebsordnung verlangten Anweisungen für die Qualitätssicherung in einem separaten Kapitel 4 „Qualitätsmanagement“ festgehalten sind. Die Notfallordnung besteht aus Kapitel 9 „Allgemeine Notfallordnung“ des Kraftwerksreglementes und der vollständigen Notfallordnung, auf die verwiesen wird (vgl. Kap. 9 dieser Stellungnahme). Die Sicherungsordnung ist im Kraftwerksreglement als Kapitel 6 „Wachordnung“ enthalten. Pikettdienst und interner Sicherheitsausschuss sind in eigenen Kapiteln des Kraftwerksreglements geregelt. Die Vorgaben von Abschnitt 2.4.1 der Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup> sind somit erfüllt. Teilweise geht das Kraftwerksreglement über die Anforderungen der R-17<sup>24</sup> hinaus, beispielsweise wenn Aufgaben von Ressortleitern und Fachstellenleitern definiert werden. Zusammen mit den individuellen Funktionsbeschreibungen ergibt sich eine vollständige Beschreibung der Aufgaben und Verantwortlichkeiten im KKM. Änderungen des Kraftwerksreglementes wurden der HSK, wie in der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> verlangt, gemeldet; HSK-Stellungnahmen wurden von KKM bei nachfolgenden Änderungen berücksichtigt. Die im Berichtszeitraum erfolgten organisatorischen Änderungen gaben zu keinen Beanstandungen Anlass.*

*Die von der BKW dem Kraftwerksleiter des KKM übertragene Verantwortung für die sichere Betriebsführung (Kap. 4.1.1) ist im Kraftwerksreglement ausdrücklich festgehalten, Delegationen an untergeordnete Stellen und Funktionsträger sind geregelt. Die Verantwortung des Kraftwerksleiters für die sichere Betriebsführung des KKM ist explizit im Kraftwerksreglement festgehalten. Für die Leiter der Abteilungen Betrieb, Maschinentechnik, Nukleartechnik und Elektrotechnik ist die jeweilige Verantwortung für die Sicherheit ebenfalls explizit genannt. Die Verantwortung des Schichtleiters für den sicheren Betrieb der Anlage ist festgehalten. Die Ermächtigung des Schichtleiters, die Anlage aus Sicherheitsgründen abzuschalten, ist ausdrücklich aufgeführt, ebenso die Pflicht den Pikettingenieur aufzubieten, wenn bei Störungen Sicherheit oder Umwelt gefährdet sind oder sein könnten. Implizit wird das Recht, die Anlage aus Sicherheitsgründen abzuschalten, auch den lizenzierten Operateuren zugewiesen. Der in den Leitsätzen (Kap. 4.1.5) ausgedrückte Vorrang der Sicherheit im Sinn von Artikel 10 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>22</sup>, wird im Kraftwerksreglement konkretisiert. Der in Artikel 2.9 von NS-R-2<sup>21</sup> verlangte Vorrang der Sicherheit vor der Produktion wird durch das Recht des Schichtleiters, die Anlage im Interesse der Sicherheit abzuschalten, praxisbezogen formuliert.*

*Die HSK prüft im Rahmen ihrer Aufsicht Änderungen der internen Organisation, der Verantwortungen und Kompetenzen im KKM auf ihre Sicherheitsrelevanz. Insbesondere im Fall von Auslagerungen von bisher intern abgedeckten sicherheitsrelevanten Funktionen wird die HSK eine genaue Beurteilung vornehmen.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Beurteilungszeitraum wurde das Kraftwerksreglement neu überarbeitet. Am Ende des Beurteilungszeitraums war die Version vom 31. März 2003 gültig. Die Kernbrennstoffabteilung wurde vollständig in die KKM-Organisation integriert. Zwei Fachstellen – Bautechnik und Analysen – wurden neu geschaffen. Ebenfalls erfolgte die Überarbeitung der Finanzkompetenzen der BKW.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die Integration der Kernbrennstoffabteilung in die KKM-Organisation verbessert die Kommunikation zwischen dem für die Beschaffung des Kerns verantwortlichen Personal und jenem, welches während des Betriebs für die Kernüberwachung zuständig ist. Die entsprechenden Änderungen des Kraftwerksreglements wurden der HSK gemeldet. Das geänderte Kraftwerksreglement erfüllt die Vorgaben der KEV und der Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup>.

### **4.1.3 Interner Sicherheitsausschuss**

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Organisation und die Aufgaben des Internen Sicherheitsausschusses (ISA) sind im Kraftwerksreglement dokumentiert. Im Berichtszeitraum erfolgten folgende Neuerungen: Seit 1997 gehört ein externer Experte dem ISA an und auf den 1. Januar 2000 wurde der ISA zwecks Erreichen einer höheren Effizienz reorganisiert. Neben der ISA-Vollversammlung (ISA-V) existieren die Unterausschüsse ISA-Nukleare Sicherheit (ISA-N) und ISA-Arbeitssicherheit (ISA-A). Im OSART-Bericht<sup>23</sup> wird festgehalten, dass KKM den ISA effizient nutze, um sicherheitsrelevante Aktivitäten zu überprüfen. Die Unterausschüsse seien mit jungen Mitgliedern besetzt, die Dynamik, neue Ideen und eine hinterfragende Haltung (questioning attitude) einbringen. KKM betrachtet die Vorgaben von Abschnitt 3.4.13 von KSA 7/75<sup>26</sup> als erfüllt. Die neue Struktur des ISA und das Mitwirken eines externen Experten haben die Erwartungen voll erfüllt und bezüglich Pflege der Sicherheitskultur eine Verbesserung gebracht.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Vorgaben von Abschnitt 2.1.8 der Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup> sind erfüllt. Mit mindestens zwei Sitzungen der Vollversammlung und mindestens vier Sitzungen der Unterausschüsse pro Jahr übertrifft KKM die von der Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup> vorgegebene Zahl von einer Sitzung pro Jahr erheblich. Mit dem ISA und seinen Unterausschüssen verfügt KKM über ein geeignetes Instrument, um Sicher-*

heitsfragen fachübergreifend zu bearbeiten. Mit dem ISA-A zusätzlich zum ISA-N wird die Arbeitssicherheit in ein umfassendes Sicherheitsdenken mit einbezogen. Dies ist eine gute Voraussetzung für einen hohen Stand der nuklearen Sicherheit.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

#### **4.1.4 Notfallorganisation**

Die Notfallorganisation wird in Kap. 9 der vorliegenden Stellungnahme detailliert behandelt.

#### **4.1.5 Safety Policy**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Als übergeordneter Leitsatz gilt: „Im Kernkraftwerk Mühleberg der BKW FMB Energie AG produzieren wir elektrische Energie für unsere Gesellschaft sicher, zuverlässig, umweltschonend, wirtschaftlich.“*

*Im KKM bestehen Leitsätze für den Betrieb zu folgenden Themen:*

- Sichere Anlage: Einwandfreie Technik in beherrschten Prozessen gewährleistet die Sicherheitsziele mit den Prioritäten: 1. Schutz der Bevölkerung, 2. Schutz des Personals, 3. Schutz der Umwelt, 4. Schutz der Anlage.*
- Fachkompetenz: Einsatz von ausgewiesenem, erfahrenem Fachpersonal in allen Bereichen, das gemeinsam über umfassende Fachkompetenz verfügt und interdisziplinär zusammenwirkt.*
- Verantwortungsbewusstsein: Sicherheitsdenken jedes Einzelnen als Teil der Sicherheitskultur, ständiges Verantwortungsbewusstsein, Auswerten von Erfahrungen sowie ihre Nutzung als Entscheidungsgrundlage.*
- Auflagen: Einhaltung von gesetzlichen Vorschriften, behördlichen Auflagen und Herstellervorgaben beim Betrieb der Anlage und im Umgang mit radioaktiven Stoffen. Führen von bei Bedarf zugänglichen Aufzeichnungen.*
- Organisation: Fähigkeit, gesteckte Ziele zu erreichen, sowie komplexe Aufgaben zeitgerecht und effizient zu lösen.*
- Ausbildung: Umfassende, zielgerichtete Ausbildung als eine der Grundlagen für den sicheren und zuverlässigen Betrieb.*

- *Verfügbarkeit: Mit optimalem Zusammenspiel von Mensch, Technik und Organisation wird hohe Sicherheit und Verfügbarkeit erreicht, als Voraussetzung für eine wirtschaftliche Produktion.*
- *Information: Offene, sachliche und zeitgerechte Information intern und extern.*
- *Motivation: Das Personal ist hervorragend motiviert, die Anlage verantwortungsbewusst zu betreiben, sie in einem dem Stand der Technik entsprechenden Zustand zu halten, und es besitzt die dazu nötige Offenheit für Veränderungen.*
- *Betriebsfähigkeit: Die sichere, zuverlässige, umweltschonende und wirtschaftliche Energieproduktion sichert die Akzeptanz und damit den langfristigen Betrieb.*

*Die Leitsätze wurden allen Mitarbeitenden kommuniziert und bilden eine Grundlage für Kraftwerksziele und individuelle Ziele, die jährlich festgelegt werden. Für den Weiterbetrieb im liberalisierten Strommarkt wird eine hohe Sicherheit bei vertretbaren Gestehungskosten als Voraussetzungen betrachtet. Seit 1998 besteht im KKM ein auf das QM-System gestützter, formalisierter Zielsetzungsprozess. Schwergewichtig werden sicherheitsgerichtete Ziele gesetzt, ergänzt durch nachrangige wirtschaftliche Ziele. Die Kraftwerksziele fliessen in die untergeordneten Ziele auf Stufe Prozess, Teilprozess sowie in die individuellen Ziele der Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter ein. In den individuellen Zielen werden Aspekte der Sicherheitskultur berücksichtigt.*

*Für die Selbstbeurteilung geht KKM vom OSART-Bericht<sup>23</sup> aus. Leitsätze, Vision des Kraftwerksleiters, Kraftwerksreglement und QM-Weisungen weisen der Sicherheit erste Priorität zu. In seinen Äusserungen gegenüber der Belegschaft hebt der Kraftwerksleiter immer wieder die Sicherheit hervor. Die Belegschaft ist der Priorität der Sicherheit gegenüber positiv eingestellt. KKM-Angehörige haben bei der Erarbeitung von Sicherheitsindikatoren, die für alle schweizerischen KKW verwendbar sind, mitgearbeitet. Sie werden im KKM zur Anwendung kommen.*

*KKM hält fest, dass wirtschaftliche Ziele den sicherheitsgerichteten Einsatz der verfügbaren Finanzmittel überhaupt erst ermöglichen.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Zur Beurteilung werden das Übereinkommen über nukleare Sicherheit<sup>22</sup> und die Vorgaben der IAEA, wie sie in der NS-R-2<sup>21</sup> festgehalten sind, beigezogen.*

*Die Leitsätze enthalten die Umsetzung der Aussagen der BKW (Kap. 4.1.1) zur Sicherheit. Im Kraftwerksreglement vom 15. Juni 2001 wird das Primat der Sicherheit neu auch explizit genannt. Weiter hält das Kraftwerksreglement fest, dass die Leitsätze im Sinn von INSAG-4<sup>27</sup> zu verstehen sind. Damit wird der Sicherheit Vorrang eingeräumt, im Sinn von Artikel 10 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>22</sup>; die diesbezüglichen Anforderungen in Artikel 2.9 von NS-R-2<sup>21</sup> sind somit erfüllt. Die Verpflichtung zu hervorragenden Leistungen bei allen für die Sicherheit wichtigen Tätigkeiten gemäss Art. 2.9 von NS-R-2<sup>21</sup> ist zwar nicht wörtlich, jedoch implizit in den Leitsätzen enthalten. Der Leitsatz zum Verantwortungsbewusstsein enthält die in Art. 2.9 von NS-R-2<sup>21</sup> verlangte Förderung einer hinterfragenden Einstellung.*

*Der Bedeutung des wirtschaftlichen Erfolges wird von KKM im Kontext der Sicherheit gesehen.*

*Insgesamt hat KKM geeignete Rahmenbedingungen für einen sicheren Betrieb der Anlage geschaffen. Die Umsetzung der Leitsätze in der Praxis stellt eine permanente Aufgabe dar und wird von der HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit verfolgt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Bei der Vorbereitung für die Zertifizierung des Qualitätsmanagements hat die Kraftwerksleitung des KKM die Leitsätze überprüft und festgestellt, dass sie weiterhin aktuell und gültig sind und von den Mitarbeitenden akzeptiert werden. Sie sind im Kapitel Sicherheitskultur des Kraftwerksreglements integriert und bilden die Basis für das zertifizierte Qualitätsmanagement.

Die OSART führte im Juni 2002 die Folgemission durch. Das Team attestierte dem KKM dabei ein sehr hohes Engagement bei der Erfüllung der Forderungen und Hinweise im Bereich Management und Organisation. Das Team hat festgestellt, dass das KKM bis auf drei Ausnahmen alle Empfehlungen und Anregungen umgesetzt hat. Diese betreffen die Meldung von „Beinahe Ereignissen“ (Empfehlung), das Vorgehen zur Aktualisierung von Betriebsdokumenten (Anregung) und das Verfahren zur Behandlung von temporären Anlageänderungen (Empfehlung). Das KKM betrachtet die Umsetzung dieser Empfehlungen und der Anregung als Daueraufgabe.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

Das KKM macht die Aussage, dass wirtschaftliche Ziele den sicherheitsgerichteten Einsatz der verfügbaren Finanzmittel überhaupt erst ermöglichen. Dazu bemerkt die HSK, dass aus Sicht der nuklearen Sicherheit nicht primär die wirtschaftlichen Ziele, sondern die Sicherheitsziele zu erfüllen sind. Dass dazu Mittel notwendig sind, welche - unter Berücksichtigung der Sicherheit - erwirtschaftet sein müssen, ist selbstverständlich. Dieses Thema wird regelmässig an gemeinsamen Direktionssitzungen von der HSK angesprochen. Dabei betont das KKM, dass es das Werk sicher und wirtschaftlich betreiben will und dass es die Anlage ausser Betrieb nehmen wird, wenn die für die Sicherheit notwendigen Mittel nicht bereitgestellt werden können. Die HSK hat bisher bei ihrer Aufsicht keine Anzeichen festgestellt, welche den vom KKM gemachten Aussagen widersprechen.

Die HSK hat die OSART-Follow-Up-Mission aufmerksam verfolgt und sich dazu mehrfach während und nach Abschluss der Mission durch den Teamleiter informieren lassen. Dieser bestätigte das im OSART-Bericht erwähnte hohe Engagement des KKM zur Erfüllung der Empfehlungen und Anregungen. Das Vorgehen zur Aktualisierung der Betriebsdokumentation hat das KKM in der Zwischenzeit verfeinert und Verbesserungen implementiert. Die Empfehlung zur Meldung von Beinahe-Ereignissen wird von der HSK nochmals im Kapitel 5.1 angesprochen und bewertet. Die HSK teilt die Ansicht des KKM, dass beide Empfehlungen als Daueraufgabe betrachtet werden müssen. Das KKM hat das Verfahren zur Behandlung von temporären Anlageänderungen in das integrierte Betriebsführungssystem (IBFS) eingebunden. Diese Anregung ist damit umgesetzt.

Zum Einsatz der GSKL-Sicherheitsindikatoren vgl. die Kapitel 4.4 und 5.1.

## 4.2 Personal

### 4.2.1 Personalpolitik

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Personalpolitik des KKM leitet sich aus der Personalpolitik der BKW ab. Übergeordnetes Ziel der BKW-Personalpolitik ist, optimale Arbeitsergebnisse unter Berücksichtigung von Mitarbeiterinteressen zu erreichen. Drei Schwerpunkte sind durch die BKW definiert:*

- *Personaleinsatz: Leistungsbereitschaft, Leistungsfähigkeit und Flexibilität werden erwartet. Die Personalplanung berücksichtigt qualitative und quantitative Anforderungen der Unternehmensbereiche.*
- *Arbeitsgestaltung: Funktionsbezogene Handlungsspielräume und die Möglichkeit, die Arbeit ergebnisorientiert und befriedigend zu gestalten, werden geboten, ebenso Arbeitsmittel und Kompetenzen, um gesetzte Ziele zu erreichen. Initiative, Eigenverantwortung, Sicherheitsbewusstsein und Zuverlässigkeit werden verlangt.*
- *Mitwirkung: Ziel ist eine aufbauende Zusammenarbeit zwischen Mitarbeitenden und Unternehmensleitung. Interesse, Mitverantwortung und Befriedigung in der Arbeit sowie Leistungsfähigkeit der Unternehmung sollen gefördert werden.*

*KKM stellt im Berichtszeitraum in der BKW-Personalpolitik deutliche positiv zu wertende Tendenzen fest, die eine Wandlung von starren Monopolstrukturen zu dynamischen, marktgerechten Strukturen erlauben. Die Fortsetzung dieser Entwicklung ist im Gange.*

*KKM ergänzt die BKW-Personalpolitik durch zwei Schlüsselemente:*

- *Wissenserhalt durch rechtzeitige Ersatzeinstellungen: Lange interne Ausbildungszeiten und funktionsbezogene Überlappungszeiten werden berücksichtigt.*
- *Förderung einer selbstkritischen Grundhaltung, verbunden mit ausgeprägtem Teamwork: Die Kraftwerksleitung fördert diese durch Vorbild, Motivation und Ausbildung.*

*Diese bewährte Politik wird weitergeführt.*

*Im OSART-Bericht<sup>23</sup> wird der ausgezeichnete Sinn für Teamwork als „good practice“ hervorgehoben. Weiter wird festgehalten, die Reorganisation der BKW bringe bei unverändertem Personalbestand eine Verlagerung von technischen Fachkräften zu Marketingspezialisten. OSART empfiehlt der BKW sicherzustellen, dass dadurch keine Verunsicherung der KKM-Belegschaft entsteht.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Beurteilungsgrundlagen sind das Übereinkommen über nukleare Sicherheit<sup>22</sup> und INSAG-4<sup>27</sup>.*

*Die Schwerpunkte der BKW-Personalpolitik sind allgemein formuliert und enthalten keine Passagen, welche den Vorrang der nuklearen Sicherheit in Frage stellen. Eine Wandlung von starren Monopol-*

*strukturen zu dynamischen marktgerechten Strukturen kann nicht a priori als positiv bewertet werden, vielmehr gilt es die Entwicklung zu verfolgen und unter dem Gesichtspunkt der nuklearen Sicherheit zu beurteilen. Die HSK wird die Entwicklungen der BKW-Personalpolitik und die Auswirkungen auf KKM im Rahmen ihrer Aufsicht laufend verfolgen und bewerten.*

*Die rechtzeitige Ersatzanstellung ist, im Sinn von Artikel 11, Absatz 2 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>22</sup>, ein wichtiger Grundsatz, um während der ganzen Betriebsdauer eine ausreichende Anzahl von qualifiziertem Personal sicherzustellen. Mit der Forderung einer selbstkritischen Grundhaltung wird die „questioning attitude“, ein zentrales Element der Sicherheitskultur gemäss IN-SAG-4<sup>27</sup>, gefördert.*

*Die HSK hat keine grundsätzlichen Einwände gegen die Personalpolitik des KKM.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK konnte feststellen, dass die vom KKM eingeschlagene Personalpolitik auf Grund der gemachten guten Erfahrungen weiter verfolgt wird und dass die in der Zwischenzeit erfolgte Ablösung von Personen sorgfältig geplant und durchgeführt wurde.

#### **4.2.2 Personalbestand**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Der Personalbestand stieg im Berichtszeitraum von 208 (31. Dezember 1990) auf ein Maximum von 292 (31. Dezember 1997) und verminderte sich anschliessend leicht auf 284 (31. Dezember 2000). Das Maximum ergab sich durch eine temporäre Überschreitung des Sollbestands infolge altersbedingter Ablösung von Betriebspersonal. Von 1990 bis 1996 wurden 65 neue Planstellen geschaffen, ab 1997 blieb die Anzahl Planstellen konstant. Mit dem Aufbau wurde vor allem die Ingenieurkapazität erhöht. Weiter wurde eine sechste Schichtgruppe für den Anlagebetrieb geschaffen und der logistische Bereich massvoll verstärkt. Die jährlichen Austritte, inklusive Pensionierungen, bewegten sich zwischen 0.4 % und 7.2 %. Die Fluktuationen folgten der Konjunkturlage. Für die Jahre 2001 bis 2007 wird mit insgesamt 50 Altersrücktritten gerechnet, pro Jahr sind es 5 bis 10 Rücktritte. Acht Pensionierungen betreffen lizenzierte Mitarbeiter. Die Nachfolgeregelungen sind insbesondere beim lizenzierten Personal in die Wege geleitet. Bei den nicht altersbedingten Fluktuationen erwartet KKM eine leichte Zunahme.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Beurteilungsgrundlagen sind das Übereinkommen über nukleare Sicherheit<sup>22</sup> und die Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup>.*

*KKM hat im Berichtszeitraum eine wesentliche und sicherheitsgerichtete Erhöhung des Personalbestands vorgenommen. Die Voraussetzungen für den langfristigen Wissenserhalt wurden verbessert. Die Schaffung der sechsten Schichtgruppe bedeutet insbesondere, dass mehr Zeit für die Aus- und Weiterbildung zur Verfügung steht. Die Entwicklung des Personalbestands verlief im Sinn von Artikel 11, Absatz 2 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>22</sup>. KKM verfügt über einen Eigenpersonalbestand, der es erlaubt, die während des Leistungsbetriebs anfallenden Aufgaben in der Regel mit eigenem Personal zu erledigen, wie dies in Abschnitt 3.1 der Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup> vorgegeben wird. Die HSK wird die weitere Entwicklung des Personalbestands im KKM verfolgen und laufend beurteilen, ob die Vorgaben von Artikel 11, Absatz 2 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>22</sup> erfüllt sind.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im Jahre 2001 wurden im KKM 5 neue Planstellen geschaffen. Im Jahr 2005 beschäftigte das KKM 305 Personen.

Mit der Umsetzung veränderter arbeitsgesetzlicher Bedingungen erfolgte der Aufbau einer 6. Schicht bei der Betriebswache.

Im erweiterten Berichtszeitraum erfolgten im Kader zahlreiche Ablösungen insbesondere auf Grund von Pensionierungen. Mit einer Ausnahme konnten alle Kaderstellen durch interne Übertritte besetzt werden. Durch frühzeitig vorgenommene Ersatzeinstellungen beim übrigen Personal konnten Wissenstransfer und Wissenserhalt gewährleistet werden. Alle wesentlichen Schritte des langjährig geplanten Generationenwechsels im Kader und bei Fachspezialisten konnten vollzogen werden.

Das KKM verfolgt aufmerksam die Altersstruktur seines Personals und plant die Neubesetzung von Fachleuten weit voraus.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Für den erweiterten Berichtszeitraum wurden die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup> erfüllt. Das KKM ist sich der Wichtigkeit des Know-how-Erhalts und der gezielten Nachwuchsförderung bewusst. In allen Bereichen hat das KKM den Prozess des Generationenwechsels frühzeitig geplant und bereits zum grossen Teil mit Erfolg durchgeführt. Alle frei gewordenen Stellen konnten durch gut qualifiziertes Personal wieder besetzt werden.

#### **4.2.3 Anforderungen und Auswahl**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:



*Die Auswahl erfolgt aufgrund des Anforderungsprofils (Funktionsbeschreibung) für die zu besetzende Position. Grund- und Zusatzausbildung, charakterliche Eigenschaften, industrielle Praxis, Fachwissen und Erfahrung werden bei der Auswahl berücksichtigt. Externe Assessments werden bei Bedarf durchgeführt. Neueintretende vereinbaren mit ihren Linienvorgesetzten persönliche Ziele und ein massgeschneidertes Einführungsprogramm. Während der dreimonatigen Probezeit findet eine laufende Beurteilung statt, die erste formelle Leistungsbeurteilung erfolgt nach sechs Monaten.*

*Für Kaderpersonen findet in der Regel ein externes Assessment statt. Je nach Position wird die HSK und gegebenenfalls auch die Sektion Kernenergie (KE<sup>1</sup>) des Bundesamts für Energie (BfE) orientiert. Abteilungsleiter werden vom Verwaltungsratsausschuss, Ressortleiter und stellvertretende Abteilungsleiter von der Unternehmensleitung BKW ernannt. Die übrigen Kaderpositionen werden vom Kraftwerksleiter ernannt.*

*Das lizenzpflichtige Betriebspersonal wird nach den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-27<sup>28</sup> ausgewählt. Ergänzend findet ein Eignungstest am Institut für Angewandte Psychologie (IAP, neu Fachhochschule für Angewandte Psychologie, FHP) statt.*

*Im OSART-Bericht<sup>23</sup> wird das Verfahren zur Rekrutierung von technisch-wissenschaftlichem Personal als zweckmässig bewertet.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Beurteilungsgrundlagen sind die Richtlinien HSK-R-27<sup>28</sup>, HSK-R-15<sup>25</sup>, sowie die NS-R-2<sup>21</sup>.*

*Die Auswahl des lizenzpflichtigen Personals erfolgt gemäss den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-27<sup>28</sup>, die von der HSK für jeden Kandidaten vor der Lizenzprüfung kontrolliert wird. Die Meldung neuer Kaderpersonen erfolgt gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup>. Die Auswahl basierend auf einem Anforderungsprofil ist im Sinn des ersten Satzes von Artikel 3.1 der NS-R-2<sup>21</sup>.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die BKW unterhält ein Management-Development-Programm, welchem auch das KKM angeschlossen ist. In diesem Programm werden Potenzialträger und Schlüsselpersonen zu Kaderpersonen aufgebaut. Aus dem KKM wurden seit 2003 sechs Personen für dieses Programm ausgewählt. Die Stellenbesetzung der Abteilungsleiter und deren Stellvertreter werden von der Unternehmensleitung genehmigt. Die Stellen der Ressortleiter werden auf Antrag der Kraftwerksleitung durch den Kraftwerksleiter besetzt.

---

<sup>1</sup> Heute Sektion Sabotageschutz von Kernanlagen und Safeguards (SK)

Seit dem Jahr 2001 wendet das KKM das Management-by-Objective-Modell (MbO-Modell) an. Die systematische und konsequente Durchführung der Mitarbeitergespräche hat in mehreren Fällen zu gezielten Förderungs- und Ausbildungsmaßnahmen geführt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

#### **4.2.4 Aus- und Weiterbildung**

##### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM unterscheidet zwischen allgemeiner Aus- und Weiterbildung, Ausbildung des Betriebspersonals und fachspezifischer Ausbildung des Instandhaltungspersonals. Alle Teile werden im Qualitätssicherungshandbuch beschrieben.*

*Die allgemeine Ausbildung umfasst Sicherheitskultur, Notfallschutz, Strahlenschutz, Arbeitssicherheit, Unfallverhütung, Gesundheitsschutz, Qualitätsmanagement und Einführung neuer Mitarbeitenden. Seit 2000 wird sie von einer speziellen Arbeitsgruppe koordiniert.*

*Die wichtigste Neuerung für die Ausbildung des Betriebspersonals ist der im Mai 1996 übernommene werkseigene Simulator. Im 1996 bezogenen Mehrzweckgebäude finden sich weiter zwei neue Schulungsräume und Büros für das Ressort Betriebsausbildung. Das Ressort Betriebsausbildung entstand durch Ausbau der bisherigen Fachstelle Ausbildung; die Fachstelle Simulator wurde neu geschaffen.*

*Die Frequenz des Simulatortrainings für das lizenzierte Schichtpersonal wurde von einmal pro anderthalb Jahre auf zweimal pro Jahr erhöht. Teilweise werden die (nicht lizenzierten) Anlagenoperateure beim Simulatortraining mit einbezogen. Die Pikettingenieure beteiligen sich verstärkt am Simulatortraining. Technische Spezifikationen und die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup>, insbesondere die Meldepflicht bei Störungen, werden dabei standardmässig geschult. Die Grundlagenschulung am Simulator für neu zu lizenzierende Operateure wurde von 10 auf 20 Trainingstage erhöht. Das neue Prozessvisualisierungssystem (PVS) wurde vor dessen Einführung im Hauptkommandoraum am Simulator geschult. Weitere Gebiete, deren Schulung ausgebaut wurden, sind Ereignisse im KKM und anderen Anlagen, Sicherheitskultur inkl. STAR (stop, think, act, review) als Verhaltensregel, Stressbewältigung, Information und Kommunikation. Die Instruktoren der Ressorts Betriebsausbildung und Anlagebetrieb wurden in Methodik und Didaktik geschult. Für die Vollzeitausbilder des Ressorts Betriebsausbildung fand ein Instruktorenkurs statt.*

*Zur systematischen Dokumentation besuchter Kurse wurde ein Personalausbildungsblatt geschaffen und für die Requalifikation des lizenzierten Personals ein Beurteilungsformular. Neu findet eine schriftliche Kursbeurteilung durch die Teilnehmer statt.*

*Die Ausbildung des Betriebspersonals basiert auf folgenden, im Berichtszeitraum erstellten oder überarbeiteten Verfahrensanweisungen:*

- Erfassung durchgeführter Schulungen
- Kursvorbereitung und -durchführung

- *Überarbeitung von Kursunterlagen*
- *Überprüfung der Vorort-Kenntnisse*
- *Grundschulung Vorort-Operator, Schichtelektriker*
- *Erfassung und Auswertung von Simulatorübungen*
- *Grundschulung B-Operator, A-Operator, Schichtleiter, Pikettingenieur*
- *Prüfungsreglement Vorort- und Lizenzpersonal*
- *Planung der Simulatortrainings im KKM*

*Die Lenkung von Anlageänderungsanträgen ist geregelt. Dabei wird auch die Schulungsrelevanz geprüft und es werden die notwendigen Ausbildungsmassnahmen festgelegt.*

*Die fachspezifische Ausbildung des Instandhaltungspersonals für die elektrische und mechanische Instandhaltung ist je in einer Verfahrensweisung geregelt, die im Berichtszeitraum erstellt wurde.*

*Neues Personal für die elektrische Instandhaltung erhält eine Grundlagenausbildung über das Kraftwerk und dessen Betrieb sowie über allgemeine und elektrotechnische Weisungen. Vorübergehende Mitarbeit in anderen Ressorts erleichtert die zukünftige Zusammenarbeit. Jedes Ressort führt zweimal wöchentlich einen Informationsaustausch durch, in den interne Schulung integriert ist. Auf Stufe Abteilung und KKM finden übergeordnete Schulungen statt. Die BKW bietet Kurse mit Schwerpunkt Arbeitsmethodik und Management an. Externe Schulungen werden nach Bedarf besucht. Die praktische Ausbildung erfolgt „on the job“, durch Schulung bei Lieferanten und durch den Besuch technischer Seminare.*

*Die Ersts Schulung des Personals für die mechanische Instandhaltung umfasst eine Grundausbildung über das Kraftwerk und funktionsspezifische Kurse. Die Wiederholungsschulung wird jährlich vom Ressortleiter zusammen mit den Gruppenleitern festgelegt und mit den verantwortlichen System-sachbearbeitern sowie dem Ressort Betriebsausbildung koordiniert. „On the job“ Training wird an Reservekomponenten oder Modellen durchgeführt.*

*Für die Zukunft werden von KKM folgende Angaben gemacht:*

- *Die Ausbildung des Betriebspersonals soll im bisherigen, bewährten Rahmen weitergeführt werden. Ausbildungsrelevante Anlageänderungen werden weiterhin vorgängig am Simulator modelliert und geschult. Im Juni 2001 wurde die Stelle „Ausbildung Anlagenbetrieb“ im Ressort Betriebsausbildung durch einen Pikettingenieur besetzt.*
- *Das Ausbildungsprogramm für das laufende Jahr dient als Grundraster für die Planung des folgenden Jahres. Erfahrungen und Lehren aus Vorkommnissen, Erkenntnisse aus Kursbeurteilungen, Vorschläge aus anderen Ressorts, Wünsche der Kursteilnehmer und allfällige neue Auflagen werden berücksichtigt. Sicherheitskultur, STAR, Information und Kommunikation sollen regelmässig Themen der Wiederholungsschulung sein. Die methodisch-didaktische Schulung der Instruktoressen soll erweitert werden. Die intensive Ausbildung neuer Mitarbeiter im Hinblick auf den Ersatz altersbedingter Abgänge wird weiterhin eine wichtige Rolle spielen.*

- *Simulatoränderungen und Erkenntnisse aus Simulatorübungen werden weiterhin lückenlos dokumentiert. Das Konzept der Unterlagen für den SWR-Technologiekurs wird unter dem Gesichtspunkt der überarbeiteten Dokumente, wie System-Betriebsvorschriften, überprüft. Ein Konzept zur besseren zentralen Planung der diversen Schulungen wird entwickelt. Repetitionszyklen für einzelne Schulungsthemen werden festgelegt.*
- *Die OSART-Empfehlungen für die Ausbildung des Betriebspersonals und die allgemeine Mitarbeiterschulung sollen sinnvoll umgesetzt werden.*

*Zur Selbstbeurteilung verweist KKM primär auf die Ergebnisse der OSART-Mission<sup>23</sup>, die nachfolgend zusammengefasst sind.*

### Allgemeine Aspekte

*Die Ausbildungsprogramme im KKM, insbesondere für das Betriebspersonal, enthalten viele Elemente einer aufgabenorientierten Ausbildung, deren Resultate an den erforderlichen Fähigkeiten gemessen werden. Die Ausbildung unterstützt die Sicherheitskultur. Die Abteilungsleiter sind verantwortlich für die Ausbildung ihres Personals. Sie haben diese Verantwortung teilweise an ihre Ressortleiter delegiert.*

*KKM wird ermutigt, vermehrt messbare Ziele im Bereich Ausbildung zu setzen. Das Qualitätsmanagement-Programm (QMP) gibt den Rahmen und viele Details für die Ausbildung vor. Um die Ziele des QMP zu erreichen, sollen die Vorgaben im Bereich Ausbildung überprüft und wo nötig ausgebaut werden. KKM soll zudem die Methoden zur Kontrolle der Wirksamkeit von Ausbildungsveranstaltungen überprüfen. Für die personenbezogene Dokumentation von Ausbildung und Qualifikation schlägt OSART vor, die existierenden abteilungsspezifischen Systeme durch ein einheitliches System zu ersetzen. Das Fachwissen der im KKM eingesetzten Instruktoressen wird als ausgezeichnet bewertet. Obwohl die didaktischen Fähigkeiten unterschiedlich sind, wurde zwischen Instruktoressen und Kursteilnehmern eine positive Interaktion festgestellt.*

*Zur allgemeinen Ausbildung für neue Mitarbeitende wird empfohlen, die Bereiche Arbeitssicherheit und Strahlenschutz auszubauen. Weiter wird angeregt, formelle Lernzielkontrollen einzuführen. Das computerbasierte Training (CBT) zum Qualitätsmanagement wird positiv bewertet. KKM wird ermutigt, das CBT weiter auszubauen. Der Feuerwehr wird ein guter Ausbildungsstand attestiert.*

### Betriebspersonal

*Für die Ausbildung und Qualifikation des lizenzierten Betriebspersonals besteht ein sorgfältig geplanter und detaillierter Prozess. Die Ausbildungsprogramme für Operateure, Schichtleiter und Pikett-ingenieure sind sehr umfassend, das Erreichen der Ausbildungsziele wird mit verschiedenen Methoden kontrolliert. Änderungen in der Anlage und von Vorschriften fließen vor ihrer Implementierung in den Ausbildungsprozess ein. Die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-27<sup>28</sup> betrachtet OSART als erfüllt. Die Lizenzprüfungen enthalten keine Beurteilung der Simulatorarbeit der Kandidaten. OSART empfiehlt, das Lizenzprüfungsverfahren zu überprüfen und bei Bedarf zu revidieren.*

*Für die Wiederholungsschulung des lizenzierten Betriebspersonals besteht ein effizienter Prozess. Die Schulung während des Schichtbetriebs wird als „good practice“ anerkannt. Ein erhöhter prozentualer Anteil des Simulatortrainings am Gesamttraining würde die Möglichkeit schaffen, mehr praktische Erfahrungen zu sammeln und auch weniger bedeutende Vorkommnisse in der Schulung zu berücksichtigen. Das System zur Leistungsbeurteilung bei der Requalifikation am Simulator wird als genügend bewertet. Es fehlen aber Kriterien für die Auswahl der am Simulator geübten Szenarien, für*

*Bestehen und Nichtbestehen, sowie Vorgaben für Massnahmen bei Nichtbestehen der Requalifikation. Die Ausbildungsdokumentation ist zweckmässig, kann aber noch verbessert werden.*

*Ausbildung und Wiederholungsschulung der Anlagenoperateure werden in jeder Hinsicht positiv bewertet.*

#### Personal anderer Abteilungen

*Die Ausbildung des Instandhaltungspersonals wird insgesamt als zweckmässig beurteilt. Positiv hervorgehoben wird die praktische Ausbildung. Nachfolger von Kaderpersonen werden frühzeitig bestimmt, die resultierende Überlappungszeit ermöglicht einen umfassenden Wissenstransfer.*

*Die Ausbildung neuer Chemielaboranten erfolgt wesentlich durch „on the job“ Training. Angesichts der geringen Anzahl Auszubildender und dem im Ressort Chemie vorhandenen Erfahrungsschatz wird dies als sehr zweckmässig beurteilt. Im Hinblick auf den Erhalt des Ausbildungsprogramms für die Zukunft, wird das Ressort Chemie ermutigt, ein schriftliches Ausbildungsprogramm zu erstellen und während der praktischen Ausbildung erfolgreich erledigte Aufgaben detaillierter zu dokumentieren.*

*Die Ausbildung des Führungspersonals wird als den Aufgaben angemessen bewertet. Sie berücksichtigt gegenwärtige Aufgaben und die vorgesehene weitere Entwicklung. Die Mehrheit des Kadern ist intern aufgestiegen und bringt daher eine grosse Erfahrung mit. Extern rekrutierte Führungspersonen werden entsprechend intensiver ausgebildet.*

*Zusätzlich zu OSART hält KKM fest, dass sich das Konzept der Simulatorenausbildung mit einem Grundlagentraining im Frühjahr und dem Requalifikationstraining im Herbst bewährt habe und vom lizenzierten Personal durchwegs positiv beurteilt wird. Die Anzahl Ausbildungstage am Simulator wird als ausreichend und angemessen beurteilt. Mit dem eigenen Simulator hat KKM an Flexibilität bei der Ausbildungsplanung gewonnen. Kurzfristige Schulungswünsche können berücksichtigt werden. Zurzeit sind ca. 80 Stör- und Notfallszenarien abrufbereit.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Beurteilungsgrundlagen sind die Richtlinien HSK-R-17<sup>24</sup> und HSK-R-27<sup>28</sup>.*

*Im Rahmen des Qualitätsmanagementprogramms wurden die Dokumentation und die Systematik der Ausbildung im KKM verbessert. OSART hat noch vorhandene Verbesserungsmöglichkeiten aufgezeigt. Die HSK schliesst sich den in den Absätzen drei, vier, fünf und sechs von Kapitel 2.1 des OSART-Berichts<sup>23</sup> gemachten Vorschlägen an.*

*Die allgemeine Ausbildung wurde im Berichtszeitraum erheblich ausgebaut. Die Arbeitsgruppe zur Koordination der Ausbildung ist ein geeignetes Instrument, um eine einheitliche allgemeine Ausbildung für alle Personen zu erreichen, die sicherheitsrelevante Tätigkeiten ausüben. Die HSK schliesst sich der Empfehlung im dritten Absatz von Kapitel 2.8 des OSART-Berichts<sup>23</sup> an, die Ausbildung Neueintretender in den Bereichen Arbeitssicherheit und Strahlenschutz auszubauen. Auch die Anregung bezüglich Leistungsbeurteilung wird grundsätzlich unterstützt, wobei aber KKM selbst die geeigneten Methoden ermitteln soll.*

Die Ausbildung des lizenzierten Betriebspersonals und der Anlagenoperateure entspricht den Vorgaben der Richtlinien HSK-R-17<sup>24</sup> und HSK-R-27<sup>28</sup>. Die Lizenzprüfungen erfolgen gemäss den Bestimmungen der Richtlinie HSK-R-27<sup>28</sup>, ebenso die Requalifikation des lizenzierten Betriebspersonals.

OSART empfiehlt im vierten Absatz von Kapitel 2.3 des Berichts<sup>23</sup> das Lizenzprüfungsverfahren zu überprüfen, da ein Prüfungsteil am Simulator fehlt. Bisher wurde dies von der Richtlinie HSK-R-27<sup>28</sup> nicht verlangt, in einer überarbeiteten Richtlinie wird dies jedoch berücksichtigt. KKM hat mit guten Erfahrungen im Jahr 2001 bereits Lizenzprüfungen für Picketingenieure am Simulator durchgeführt. Die OSART-Empfehlung gibt daher zu keiner weiteren Massnahme Anlass.

Die Anregung in Absatz 7 von Kapitel 2.3 des OSART-Berichts<sup>23</sup>, den prozentualen Anteil der Simulatorschulung zu erhöhen, wird von der HSK nicht a priori unterstützt. Würde diese Erhöhung bei gleicher totaler Ausbildungszeit durchgeführt, ergäbe sich zwangsläufig eine Reduktion der nicht am Simulator stattfindenden Ausbildung, was nicht zulässig wäre, da diese ebenfalls zum verlangten Ausbildungsstand beiträgt. Die jährliche Ausbildungszeit am Simulator wurde im Berichtszeitraum mehr als verdoppelt. Der Ausbildungswert der Szenarien erfuhr durch den KKM-spezifischen Simulator eine signifikante Steigerung. Die HSK schliesst sich der Meinung von KKM an, dass die jährliche Anzahl Tage am Simulator den Erhalt eines genügenden Ausbildungsstandes ermöglicht.

Die im 8. Absatz von Kapitel 2.3 des OSART-Berichts<sup>23</sup> geübte Kritik am Verfahren zur Requalifikation am Simulator zeigt, dass OSART die Requalifikation im Sinn einer Wiederholungsprüfung für den Erhalt der Lizenz beurteilt. Angesichts der Dauer des Requalifikationstrainings von etwa einer Woche ist diese Sichtweise jedoch nicht korrekt, da Ausbildung und Requalifikation kombiniert sind. Die Requalifikation erfolgt durch eine - verglichen mit einer Lizenzprüfung - länger dauernde, aber entsprechend weniger intensive Beobachtung durch die Instruktoren des Ressorts Betriebsausbildung. Vorgaben zur Auswahl der Szenarien sind nicht erforderlich, da sich alle Szenarien an den Aufgaben der Schicht bei Stör- und Notfällen orientieren. Alle Szenarien sind somit ausbildungsrelevant. Die Empfehlung von OSART, ein formelles System zur Beurteilung des lizenzierten Personals am Simulator einzuführen wird von der HSK dahingehend unterstützt, dass sich KKM überlegen soll, inwiefern Kriterien für genügende Leistungen formuliert werden können, ohne damit das Training in eine reine Prüfung umzuwandeln. Die zu treffenden Massnahmen bei ungenügenden Leistungen am Simulator sind inzwischen in einer Verfahrensanweisung geregelt, die diesbezügliche OSART-Kritik ist damit gegenstandslos geworden.

Im Übrigen schliesst sich die HSK der KKM-Beurteilung der Aus- und Weiterbildung an. Für das Strahlenschutzpersonal sei auf Kapitel 5.6.4 verwiesen.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Bei der Aus- und Weiterbildung im KKM wurden bewährte Konzepte weiterentwickelt und neue Möglichkeiten in das Ausbildungssystem eingebaut.

Eine Reihe periodisch angebotener interner Kurse ist obligatorisch für alle Mitarbeitenden: Es sind dies Kurse zu

- Sicherheitskultur
- Strahlenschutz

- Arbeitssicherheit, Unfallverhütung und Gesundheitsschutz
- Qualitätsmanagement
- Informatiksicherheit

Die BKW bietet im Rahmen der internen Personalausbildung ein reichhaltiges Angebot an Kursen in den Bereichen Kompetenzen (persönlich, sozial, methodisch, fachlich), Führungsschulung, Sicherheit und Arbeitstechnik sowie Informatik an. Diese Kurse werden auch vom Personal des KKM genutzt. Bei Bedarf werden externe Kurse besucht oder externe Referenten beigezogen.

Die Ausbildung des zulassungspflichtigen Betriebspersonals wurde weiter systematisiert, insbesondere die Gestaltung des Ausbildungsprogrammes und die Kursbewertung. Die Vorgehensweisen wurden im Rahmen des Qualitätsmanagements in internen Weisungen festgelegt.

Die Dauer des Grundlagentrainings am Simulator wurde für das zulassungspflichtige Personal von 20 auf 25 Tage verlängert. Vor einiger Zeit hat das KKM die Zulassungsprüfung für das Schichtpersonal durch eine Übung am Simulator ergänzt.

Die Infrastruktur für die Aus- und Weiterbildung wurde mit modernen Mitteln ergänzt. So gibt es für die Planung, Erfassung und den individuellen Nachweis der Kurse eine Datenbankapplikation. Schulungsräume wurden moderner IT-Infrastruktur ausgerüstet, Schulungsunterlagen (3D-Bilder, Systembeschreibungen, Fragenkatalog Technologiekurs, usw.) stehen für alle Mitarbeiter des KKM auf dem Intranet zur Verfügung.

Die Fachausbildung für das übrige Personal erfolgt bedarfsorientiert in internen und externen Kursen. Die Kraftwerksleitung widmet der Ausbildung im Bereich Arbeitssicherheit, Unfallverhütung und Gesundheitsschutz besondere Aufmerksamkeit, indem periodisch Teilaspekte im Rahmen der monatlichen Personalinformation behandelt werden. Entsprechende Kurse werden im Rahmen der allgemeinen Mitarbeiterausbildung bei der BKW angeboten und zusätzlich werden besondere Aktionen mit Unterstützung der SUVA oder des BfU durchgeführt.

Die für den Einsatz in der Notfallorganisation vorgesehenen Mitarbeitenden werden nach dem "Führungsmodell Notfallorganisation der Schweizerischen Kernkraftwerke" der GSKL beübt. Neben einer Einführung werden die Betroffenen in internen und offiziellen Notfallübungen beübt.

Das KKM hat die Empfehlungen aus der OSART-Follow-Up-Mission<sup>29</sup> im Bereich Ausbildung erfolgreich umgesetzt. Die im Berichtszeitraum 1990 - 2000 eingeleiteten Massnahmen des KKM im Bereich Ausbildung konnten konsolidiert werden und zeigen Erfolge.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Anerkennend hebt die HSK die angewandte Systematik und spezielle Vorgehensweisen im Bereich Ausbildung sowie die konsequente Verwendung elektronischer Hilfsmittel (Ausbildungsdatenbank) hervor.

#### 4.2.5 Simulator

##### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Anlass für den Bau eines KKM-eigenen Simulators war, dass der bisher benutzte Simulator in den USA das KKM nicht genügend genau wiedergeben konnte. Ein weiterer Grund waren Altersrücktritte von erfahrenem Betriebspersonal und dadurch erhöhter Schulungsbedarf für neues Personal. Ursprünglich war nur ein Teilsimulator geplant für Grundlagentraining und ergänzende Schulung zur Wiederholungsschulung in den USA. Pulte und vertikale Tafeln wurden jedoch vorsorglich 1:1 geplant. Während der Entwicklung zeigte sich jedoch, dass eine softwaremässige Vollsimulation für viele Systeme weniger Aufwand bedeutete. Während der Projektabwicklung wurde eine Liste mit Modifikationen geführt, die infolge Anlageänderungen oder für die Durchführung der Wiederholungsschulung am KKM-Simulator statt am US-Simulator notwendig waren. 1996/97 wurden 84 Modifikationen implementiert, wobei es sich grösstenteils um Nachrüstungen der Bedienpulte handelte. Im Sommer 1996 fand das erste Grundlagentraining statt, im Dezember 1996 probenhalber eine Wiederholungsschulung. Aufgrund der guten Erfahrungen wurde beschlossen, in Zukunft alle Wiederholungsschulungen am KKM-Simulator durchzuführen.*

*Die Abnahmetests wurden in Anlehnung an die US-Norm ANSI/ANS-3.5-1985<sup>30</sup> durchgeführt. Diese Norm legt in den USA die Anforderungen an Kernkraftwerkssimulatoren fest.*

*Die Hauptanwendungen des Simulators sind die Wiederholungsschulung des lizenzierten Betriebspersonals und die Grundausbildung neuer Reaktoroperateure. Daneben wird der Simulator zur Vertiefung des Lernstoffs in anderen Kursen genutzt. Geplante Versuche und komplizierte Fahrprogramme werden von der betroffenen Schicht zuerst am Simulator geübt. Geplante Anlageänderungen werden vorgängig am Simulator implementiert und das Betriebspersonal damit vertraut gemacht. Beispiele sind das Prozessvisualisierungssystem (PVS), die neue Reaktor-Handsteuerung und die Turbinensteuerung. Weiter dient der Simulator der Optimierung von ergonomischen Änderungen, beispielsweise die Neuordnung der SUSAN-Alarme, und als Hilfsmittel bei der Entwicklung von Anlageänderungen, z. B. das PVS. Schliesslich wird der Simulator bei Notfallübungen eingesetzt.*

*KKM bewertet die Erfahrungen mit dem KKM-Simulator sehr positiv. Während den offiziellen Trainings kam es zu keiner ungeplanten Nichtverfügbarkeit des Simulators. Die Zusammenarbeit mit dem Lieferanten für Nachrüstungen und Behebung von Mängeln hat sich sehr bewährt. Dank der guten Nachbildung der Anlage ist die Akzeptanz des Simulators beim Betriebspersonal hoch. Der Einsatz bei Notfallübungen wird positiv bewertet.*

*Zusätzlich wird der OSART Bericht<sup>23</sup> für die Selbstbeurteilung herangezogen: Das Betriebspersonal äusserte sich gegenüber OSART sehr positiv über den Simulator. Die Möglichkeiten des Simulators wurden systematisch erweitert, jedoch können noch nicht alle relevanten Ereignisse im KKM simuliert werden. Beispielsweise sind Generatorkühlung und Dichtungsölanlage noch nicht nachgebildet, eine diesbezügliche Nachrüstung jedoch geplant. Weiter wurde festgestellt, dass KKM den Simulator für weitere Schlüsselaspekte des Betriebs benutzt. Als Beispiele wurden die Entwicklung des Prozessvisualisierungssystems, Tests von Anlageänderungen vor der Umsetzung und die Möglichkeit, im Notfall Anlagedaten zu berechnen, genannt.*



## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Mit dem Bau und den seither erfolgten Nachrüstungen hat KKM die Bedingungen für das Simulator-training entscheidend verbessert. Der KKM-Simulator ist geeignet für die Durchführung der Schulungen gemäss den Richtlinien HSK-R-17<sup>24</sup> und HSK-R-27<sup>28</sup> und die Requalifikation gemäss Richtlinie HSK-R-27<sup>28</sup>. Die Schulung von Anlageänderungen vor deren Implementation und von Versuchsabläufen vor deren Durchführung trägt wesentlich dazu bei, dass der Ausbildungsstand des Betriebspersonals stets den Aufgaben angemessen ist. Mit den durchgeführten Nachrüstungen kann der Simulator als repräsentativ im Sinn von Artikel 11 der NS-R-2<sup>21</sup> beurteilt werden. Entwicklung und Abnahme orientierten sich an einem anerkannten amerikanischen Standard. Die falsche Modellierung der Hysterese der Abblaseventile (Kap. 5.2.1) konnte durch die Abnahmetests nicht verhindert werden, da zum Zeitpunkt der Abnahme der zu Grunde liegende Fehler noch nicht erkannt war. Erst das Ereignis vom 23. Juni 1998 brachte diesen ans Licht, worauf die notwendigen Korrekturen am Simulator vorgenommen wurden.*

*Der Einsatz des Simulators bei der Entwicklung von Anlageänderungen, für ergonomische Verbesserungen und für Notfallübungen zeigt, dass KKM die Möglichkeiten des eigenen Simulators umfassend und sicherheitsgerichtet nutzt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Simulatoreausbildung wurde weiter systematisiert und die dazu notwendigen Vorgehensweisen wurden schriftlich festgelegt. Der Simulator wird auch erfolgreich bei Notfallübungen und bei Zulassungsprüfungen eingesetzt. Änderungen an der Anlage werden regelmässig in den Simulator integriert.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Die von KKM in der Stellungnahme 2002 erwähnte Nachrüstung noch fehlender Systeme (Generatorkühlung und Dichtungsölanlage) ist inzwischen erfolgt.

### **4.2.6 Fremdpersonal**

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Fremdpersonal wird einerseits im Rahmen der intensiven Zusammenarbeit mit Lieferanten, einschliesslich KKM-externer Stellen der BKW, eingesetzt. Ausserdem werden temporäre Mitarbeitende direkt angestellt, dies vorwiegend im handwerklich-logistischen Bereich. Generell werden externe Mitarbeitende in die KKM-Organisation integriert. Bei Auftragserteilung bzw. Anstellung wird darauf geachtet, dass Personen, die bereits früher im KKM gearbeitet haben und positiv beurteilt wurden,*

wieder zum Einsatz kommen. Die Beurteilung des Fremdpersonals ist Sache der KKM-Linienvorgesetzten.

Zu Beginn absolvieren externe Mitarbeitende die Strahlenschutz- und Arbeitssicherheitsbelehrung, anschliessend die einsatzspezifische Einführungsausbildung.

Die bisherigen Erfahrungen mit dem Einsatz von Fremdpersonal beurteilt KKM als gut. Das bisherige Vorgehen soll beibehalten werden. Die grossen Veränderungen im Bereich der auf Nukleartechnik spezialisierten Firmen zwingen KKM, die Lage auf dem Anbietermarkt aufmerksam zu verfolgen und Alternativen zu prüfen bzw. zu entwickeln und umzusetzen. Dies ist bis jetzt dank den engen Beziehungen zu den Lieferanten gelungen und KKM ist überzeugt, dass dies auch künftig der Fall sein wird.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Der Einsatz des Fremdpersonals erfolgt gemäss Absatz 3 von Kapitel 3.3 der Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup>. Mit der Integration des Fremdpersonals in die KKM-Organisation wird Absatz 4 von Kapitel 3.3 der Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup> erfüllt. Die Verantwortung für die Beurteilung des Fremdpersonals ist klar und in geeigneter Weise geregelt. Die gezielte Anforderung erfahrener, durch ihre KKM-Linienvorgesetzten positiv beurteilter externer Mitarbeitenden entspricht den Vorgaben des ersten Satzes von Artikel 2.10 der NS-R-2<sup>21</sup>. Die vorausschauende Vorgehensweise von KKM zur langfristigen Sicherstellung angemessener Fremdunterstützung wird positiv bewertet.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **4.3 Vorschriften zum Betrieb der Anlage**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Es existieren Vorschriften mit verbindlichen Vorgaben für die Betriebsführung der Anlagen im Normalbetrieb, bei Störfällen und bei Notfällen. Übergeordnete Dokumente sind Sicherheitsbericht, Kraftwerksreglement und Technische Spezifikationen. Die Vorschriften sind Vorgabedokumente des Prozesses Betrieb und als solche ins Qualitätsmanagementsystem integriert.*

*Für den Normalbetrieb gelten Gesamtanlagenfahrvorschrift, Betriebsvorschriften der Systeme und Schichtanweisungen. Für vom Normalbetrieb abweichende geplante Fahrsituationen gelten Fahrprogramme, Versuchsprogramme und temporäre Schichtanweisungen. Bei Betriebsstörungen gelten das Kapitel 5 der Gesamtanlagenfahrvorschrift mit dem Titel Abschaltungen, 4 symptomorientierte An-*

weisungen und 24 ereignisorientierte Betriebs-Störfallanweisungen. Für Notfälle existieren 5 Grundlagen-Notfallanweisungen, 12 allgemeine Notfallanweisungen, 12 Betriebs-Notfallanweisungen sowie 16 Accident Management Massnahmen für auslegungsüberschreitende Störfälle.

Die Lenkung von Dokumenten wird durch das Qualitätssicherungssystem geregelt. Für das Vorgehen bei der Erstellung, Korrektur und Überprüfung von Betriebs-Störfallanweisungen und Notfallanweisungen enthält das Qualitätssicherungssystem eine spezielle Weisung. Mit dieser Weisung wurde eine Standardisierung der genannten Dokumente erreicht. Ziel sind vollständige, übersichtliche, ergonomisch für Stresssituationen günstig gestaltete Dokumente. Ihre Überprüfung erfolgt regelmässig anlässlich der Störfalltrainings am Simulator.

Die Weisung zum Ablauf der den Betrieb der Anlage beeinflussenden Korrektur- und Vorbeugemassnahmen regelt das Verfahren zur Änderung von Vorschriften umfassend. Die Gesamtanlagenfahrvorschrift wird jährlich nach der Revision einer Überprüfung unterzogen. Alle fünf Jahre werden die Checklisten für Funktionstests dahingehend überprüft, ob die Ziele der Tests aktuell und vollständig sind.

KKM beurteilt seine Betriebsvorschriften als vollständig und von guter Qualität. Das Änderungsverfahren ist im Qualitätssicherungssystem geregelt. Eine regelmässige Prüfung, ohne dass Änderungen oder neue Erkenntnisse vorliegen, wird nur bei den Vorschriften für die Wiederholungsprüfungen sicherheitsrelevanter Systeme vorgenommen.

Der OSART-Bericht<sup>23</sup> wird von KKM zur Selbstbeurteilung beigezogen. Darin wird die Qualität der Betriebs-Störfallanweisungen und Notfallanweisungen als gut beurteilt. Die in den Betriebsvorschriften enthaltenen Informationen sind qualitativ gut; die darin enthaltenen Systembeschreibungen betrachtet OSART als für den Betrieb nicht erforderlich und sieht sie als Erschwernis bei Überprüfung und Überarbeitung der Vorschriften. Die Wiederholungsprüfvorschriften sind allgemein von guter Qualität.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Die Vorschriften für den Betrieb der Anlage decken die von NS-R-2<sup>21</sup> in Artikel 5.12 verlangten Gebiete ab, wobei die Vorschriften für schwere Unfälle zurzeit noch im Aufbau sind. Der Termin für die Fertigstellung dieser Vorschriften ist von der HSK auf Ende 2003 festgelegt worden (Kap. 6.11.7). Das Verfahren zur Erstellung und Änderung der Vorschriften ist im Qualitätsmanagementsystem im Sinn von Artikel 5.10 von NS-R-2<sup>21</sup> geregelt, der Ablauf erfolgt im Sinn des Flussdiagramms in Anhang II von NS-G-2.2<sup>31</sup>. Die Vorschriften werden, soweit dies möglich ist, am Simulator überprüft, sowohl bei der Erstellung als auch laufend im Rahmen der Wiederholungsschulung.

Die HSK schliesst sich der positiven allgemeinen Beurteilung von KKM und OSART an. Die in den Betriebsvorschriften enthaltenen Systembeschreibungen sieht die HSK nicht als problematisch an, da das Betriebspersonal dank regelmässiger Schulung mit dem Aufbau der Betriebsvorschriften vertraut ist und die Lenkung von Dokumenten geregelt ist.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Berichtszeitraum erfolgten eine Überarbeitung und die Zertifizierung des QM-Systems des KKM, welche zu Anpassungen in der Dokumentenstruktur führten. Insbesondere wurden in der Prozessgruppe Betrieb alle betrieblich relevanten Prozesse zusammengeführt. Zudem wurden die prozessrelevanten Dokumente elektronisch verknüpft, so dass nun über die Prozesse direkt auf die dazu gehörenden Dokumente zugegriffen werden kann.

Der Aufbau der Vorschriften für schwere Unfälle ist abgeschlossen (vgl. Kapitel 6.11.7).

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die OSART-Mission empfahl KKM, das Verfahren zur Prüfung und Korrektur von betrieblichen Dokumenten (z.B. Betriebsvorschriften) zu überprüfen und bei Bedarf zu überarbeiten, da verschiedentlich Fälle von nicht sauber und systematisch korrigierten und aktualisierten Vorschriften festgestellt wurden. Das KKM überarbeitete daraufhin sein Verfahren zur Prüfung und Revision von Vorschriften. Die Umsetzung dieser Empfehlung wurde von der OSART-Follow-up-Mission mit „Satisfactory progress“ beurteilt. Das KKM misst dem Gefühl der „Ownership“ der Mitarbeitenden in Bezug auf die Vorschriften grosses Gewicht zu und delegiert deshalb die Dokumentenpflege und -verantwortung an die Mitarbeitenden, welche die Vorschriften ausführen. Die HSK begrüsst diesen Ansatz, da er die gründliche Kenntnis der Inhalte der Vorschriften und die Motivation der Mitarbeitenden, sich bei der Arbeit an diese zu halten bzw. diese bei festgestellten Mängeln zu verbessern, fördert. Trotzdem stellte die HSK im Rahmen ihrer Inspektionen gelegentlich Mängel bezüglich der Aktualität oder der Handhabung von Vorschriften im KKM fest. Die HSK wird das Thema deshalb im Rahmen ihrer Aufsicht weiterhin mit besonderer Aufmerksamkeit verfolgen.

Die Beurteilung der neu erstellten Vorschriften für schwere Unfälle erfolgt im Kapitel 6.11.7.

## **4.4 Betriebsdokumentation**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM IM Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das Kraftwerksreglement legt fest, wie der Betriebsverlauf dokumentiert wird. Folgende Dokumente belegen den Betriebsverlauf: Betriebsrapportbücher, Checklisten für wiederkehrende Tätigkeiten und Prüfungen, Registrierrollen von Schreibern und Prozesscomputer-Ausdrucke für alle sicherheitsrelevanten und sonstige für den Betrieb der Anlage wichtigen Betriebsparameter.*

*Die Archivierung wird im Qualitätssicherungshandbuch geregelt. Betriebsaufzeichnungen werden während der ganzen Betriebsdauer der Anlage aufbewahrt. Dieses seit Betriebsaufnahme gültige Archivierungskonzept erlaubt die Rückverfolgung des Anlagenbetriebs.*

*Ca. 1600 Betriebsdaten werden ausgewertet. Sich anbahnende Änderungen oder Störungen können damit frühzeitig erkannt und behoben werden.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Der Betriebsverlauf wird gemäss Kapitel 2.4.3 der Richtlinie HSK-R-17<sup>24</sup> dokumentiert. Artikel 2.26 von NS-R-2<sup>21</sup> ist erfüllt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im Zuge der Neugestaltung der Prozesslandschaft des QM-Systems wurde die Dokumentation des Betriebsgeschehens in den Prozess Betriebsführung implementiert. Gegenüber dem Stand des Jahres 2000 werden zusätzliche Daten erhoben und gespeichert, die zur Ermittlung von HSK- und GSKL-Indikatoren dienen.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **4.5 Mensch-Maschine-Schnittstelle**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die wichtigsten Änderungen im Berichtszeitraum waren die Neuordnung der Arbeitsplätze im Hauptkommandoraum, die Erneuerung der Kommandoraumdecke und der Ersatz des Emergency Response Information Systems (ERIS) durch das Prozessvisualisierungssystem (PVS). Auf diese Neuerungen wird unter Kap. 4.5.1 und 4.5.2 eingegangen. Die HSK-Beurteilung findet sich am Schluss von Kap. 4.5.*

*Daneben wurden diverse kleinere Anpassungen der Überwachungstafeln und Bedienpulte vorgenommen. Ausgelöst wurden sie durch neu installierte Systeme und Massnahmen zur Verbesserung der Betriebsüberwachung. Die Umsetzung erfolgte gemäss Anlageänderungsverfahren unter massgeblichem Einbezug des lizenzierten Betriebspersonals. Wo möglich und zweckmässig wurden die Änderungen zuerst am Simulator geprüft. Für die Neuordnung der Alarme auf dem SUSAN-Bedienpult wurde am Simulator nachgewiesen, dass die Änderungen eine Verbesserung der Betriebsüberwachung bringen. Die Änderungen haben bisher nach Beurteilung vom KKM keine nachteiligen Auswirkungen gezeigt. Als wesentliche Verbesserung wird vom Betriebspersonal die Bedienung der Lüftungsanlagen vom Kommandoraum aus betrachtet. Im OSART-Bericht<sup>23</sup> wurde die ungenügende Leuchtkraft zahlreicher roter Lampen auf den Kommandoraumpulten bemängelt. KKM hat diese Unzulänglichkeit bereits behoben.*

#### 4.5.1 Arbeitsplätze im Hauptkommandoraum

1991 wurde der Kommandoraum neu eingerichtet. Dabei wurden die Erfahrungen des Schichtpersonals, ergonomische Grundsätze und die Gestaltung des Kommandoraums im Kernkraftwerk Leibstadt berücksichtigt. Folgende Randbedingungen wurden definiert und erfüllt:

- Eigener Arbeitsplatz für jedes lizenzierte Schichtmitglied mit optimierten Sicht- und Kommunikationsverhältnissen zu den Bedienpulten des zugeteilten Überwachungsbereichs.
- Rascher Zugriff auf benötigte Betriebsdokumente im normalen und gestörten Betrieb sowie Bedienung des PVS vom Arbeitsplatz aus.
- Schnittstelle zu anderen Ressorts beim Arbeitsabsicherungsverfahren ohne Beeinträchtigung der Kommandoraumarbeit.
- Arbeitsplatz des Pickettingenieurs mit Schnittstelle zur Schichtmannschaft.
- Separater Platz für Kommunikations- und Informationsmittel ohne Störung der Schichtkommunikation.
- Schaffung eines Arbeitsplatzes für das Ressort Physik zur Kernüberwachung.
- Konferenztisch für Besprechungen im Kommandoraum.
- Verwendung des Kommandoraums als Notfallraum bei Betriebsstör- und Notfällen.

Vom Doppelpult für den Schichtleiter und seinen Stellvertreter besteht Sichtkontakt zu allen Kommandoraumpulten, Operateurarbeitsplätzen und den drei PVS-Grossbildmonitoren. Das Pult befindet sich hinter den Arbeitsplätzen der Operateure. Die Kommunikation mit Reaktoroperateuren, Pickettingenieur, Absicherungs- und Kommunikationspult ist optimal. An Kommunikationsmitteln stehen zur Verfügung: Telefon, Mikrophon für Durchsagen in der Anlage, Gegensprechanlage, Personensuchanlage, Funkstation. Weiter ist eine PC-Station für die Anwendung des integrierten Betriebsführungssystems (IBFS), PVS-Darstellungen und Netzwerkbetrieb installiert.

Vom Doppelpult für A-Operateur und Reaktoroperateur besteht ungestörte Sicht auf den Überwachungsbereich bestehend aus SUSAN-Pulten, ECCS-Pult, Eigenbedarfsschalttafel und Reaktorpult. Die direkte Kommunikation zum Schichtleiterpult und zum Arbeitsplatz des Turbinenoperators ist gewährleistet. Die Betriebsunterlagenablage befindet sich am Pult. Telefon, Gegensprechanlage und PC-Station stehen zur Verfügung.

Vom Doppelpult für den Turbinenoperator besteht direkte Sicht auf den Überwachungsbereich, bestehend aus Speisewasserteil des Reaktorpultes und den beiden Turbinenpulten. Die Betriebsunterlagenablage ist ins Pult integriert. Telefon und PVS-Bedienungsstation sind vorhanden.

Auf dem Doppelpult für Pickettingenieur und Reaktorphysik stehen die für Kernberechnungen und Protokollierungen benötigten Hilfsmittel. Für Störfälle stehen Drucker für Alarmausdruck, PVS-Monitor und Farbdrucker für PVS-Bilder zur Verfügung. Rechts ist die Betriebsunterlagenablage für Stör- und Notfälle integriert, die auch für den Schichtleiter von seinem Arbeitsplatz aus direkt zugänglich ist. Telefon und Gegensprechanlage sind vorhanden.

Vom Kommunikationspult aus erfolgen die Alarmierung der Notfallorganisation einschliesslich externer Stellen, die Telefonvermittlung ausserhalb der normalen Arbeitszeit und bei Zentralenausfall sowie der Funkverkehr mit Notfallequipen. Die direkten Telefonverbindungen zu Behörde, NAZ, Polizei,

Feuerwehr und den anderen schweizerischen KKW (Ringleitung) und zu Amtsstellen (Regierungsnetz) sind auf dem Kommunikationspult installiert. Der Zugriff auf das Zutrittskontrollsystem ermöglicht die Kontrolle, wer sich in der Anlage aufhält.

Am Absicherungspult werden alle Absicherungen erstellt und verwaltet und die Arbeiten zur Ausführung frei gegeben. Es verfügt über eine PC-Station für den Zugriff auf das IBFS. Das Absicherungspult befindet sich zwischen Eingang und Schichtleiterpult, damit das Instandhaltungspersonal nicht am Schichtleiterpult vorsprechen muss.

Der Besprechungstisch dient auch der Schichtausbildung. In Notfallsituationen führt der Notfallstab in der Anfangsphase seine Rapporte an diesem Tisch durch.

Anordnung und Ausführung der Arbeitsplätze haben sich nach Ansicht von KKM im Normalbetrieb und bei Betriebsstörungen bewährt. Das Schichtpersonal beurteilt die Arbeitsbedingungen im Kommandoraum als optimal. Im OSART-Bericht<sup>23</sup> wird die Anordnung von Arbeitsstationen und Pulten im Hinblick auf die Teamarbeit positiv bewertet und festgestellt, es gäbe genügend alternative Kommunikationsmittel.

1994 wurde die neue Kommandoraumdecke realisiert. Sie ist auf das Sicherheitserdbeben ausgelegt und hinsichtlich Belüftung, Beleuchtung, Akustik und Staubrückhaltung optimiert. Die Beleuchtung wurde im Sinn der KTA 3904<sup>32</sup> ausgelegt. Ein Lichtregler erlaubt individuelle Anpassungen der Beleuchtung.

#### 4.5.2 Prozessvisualisierungssystem

Die Vorgabe für das Prozessvisualisierungssystem (PVS) war, bewährte Bilder der bestehenden Visualisierung, die SPDS-Funktion (Darstellung des Status der 5 Sicherheitsparameter: Reaktivität, Kernkühlung, Primärsystem, Containment, Aktivitäten) und ein System zur Darstellung von Trends mit einer zeitgemässen Bedienungsfläche für das Betriebspersonal zur Verfügung zu stellen. Wie bisher ist die Visualisierung eine Ergänzung zur konventionellen Instrumentierung.

In einer ersten Phase wurde das Konzept anhand von sieben Bildern am Simulator überprüft. Der Nutzen der implementierten PVS-Bilder wurde während des Trainings des Betriebspersonals nachgewiesen. Es zeigte sich eine gute Akzeptanz.

In der zweiten Phase wurden 75 weitere Bilder am Simulator überprüft. Ein spezieller KKM-Bildnavigator wurde vom Betriebspersonal konzipiert und vom Lieferanten realisiert.

In der letzten Phase wurde das PVS im Kommandoraum implementiert. Für Daten von ausserhalb des Betriebsgebäudes wurden redundante Datenpfade realisiert.

Die Aufbereitung der Daten erfolgt redundant mit zwei Prozessrechnern. Im Sekundentakt werden 2700 gemessene und gerechnete Prozesswerte über das isolierte local area network (LAN) gesendet (broadcasting) und von jeder PVS-Station für 24 Stunden auf die lokale Festplatte gespeichert.

Die PVS-Funktionen sind auf drei Bereiche des Bildschirms aufgeteilt. Das stets sichtbare, unveränderbare Statusfenster gibt unter anderem die Sicherheitsparameter wieder (SPDS-Symbole). Der Navigationsbalken stellt öfters verwendete Funktionen als Schaltflächen dar. Der Hauptbereich dient der Anzeige von bis zu neun Prozessbildern und/oder der Trendfunktion. Alle Prozessbilder sind einheitlich strukturiert und nach ergonomischen Grundsätzen aufgebaut. Für jede Grösse lässt sich per Mausklick der Verlauf der letzten 15 Minuten aktivieren.

Weiter stehen mit Bildverweisen hinterlegte Schaltflächen zur Verfügung. Das Aktivieren eines SPDS-Symbols bewirkt den Aufruf des zugeordneten Bildes mit weiteren Verzweigungsmöglichkeiten über Verweise. Für routinemässige Kontrollen lassen sich mehrere Bilder zu Bildfolgen verketteten.

Die Trenddarstellung erlaubt es, beliebige Prozesswerte in Funktion der Zeit oder Parameter darzustellen. Im dynamischen Modus werden die Daten automatisch aktualisiert. Zeitfenster, Skalen und Auflösung sind wählbar. Vordefinierte Konfigurationen können gespeichert werden.

Tischstationen sind mit Tastatur und Maus ausgerüstet, Stationen mit Grossmonitoren mit einem Fingerpad. Von den Tischstationen können Bilder auf die Grossbildschirme aufgeschaltet werden.

Das PVS verfügt über sieben Rechner im Kommandoraum und je einen im Ersatznotfallraum, im SUSAN-Kommandoraum sowie in einem der Rechnerräume. Drei der Rechner im Kommandoraum sind mit Grossmonitoren ausgerüstet. Das PVS des Simulators verfügt über fünf Rechner, drei davon mit Grossbildschirmen wie im Kommandoraum. Die Anlagedaten können auf das PVS des Simulators aufgeschaltet werden, was bei der Verwendung des Simulator-Kommandoraums als Notfallraum nach der Dislokation des Notfallstabs ins Mehrzweckgebäude zur Anwendung kommt.

Der OSART-Bericht<sup>23</sup> bewertet das PVS als vorbildlich (good practice). KKM hält fest, dass die Anwender, d.h. Picketingenieure und Schichtpersonal, massgeblich in den Prozess zum Ersatz von ERIS durch PVS einbezogen wurden. Die Akzeptanz wird als hoch eingestuft, Grund dafür sind Benutzerfreundlichkeit und die weitgehend vertraute Bilddarstellung unter Berücksichtigung ergonomischer Gestaltung. Die drei Grossbildschirme erlauben eine gute Anlagenüberwachung bei Fahrmanövern oder Transienten.

### **HSK-Beurteilung zum gesamten Thema „Mensch-Maschinen Schnittstelle“ aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Die Beurteilung umfasst die Kap. 4.5.1 und 4.5.2. Die Umgestaltung des Kommandoraums erfolgte nach ergonomischen Grundsätzen und unter Berücksichtigung der Erfahrungen des Schichtpersonals. Der Kommandoraum ist im Sinne von Artikel 5.49 von NS-R-1<sup>33</sup> gestaltet. Seine Einrichtung ist funktionsorientiert, indem sie eine gute Übersicht über die zu überwachenden Bereiche ermöglicht und kurze Kommunikationsdistanzen innerhalb der Schichtgruppe bringt. Die benötigten Dokumente sind nahe den Arbeitsplätzen leicht zugänglich vorhanden. Die Platzierung des Absicherungspultes und des Kommunikationspultes ausserhalb des Arbeitsbereichs der Schicht ist positiv zu bewerten, da dadurch Störungen der Schichtarbeit verhindert werden. Die Platzverhältnisse am und um den Besprechungstisch sind im Hinblick auf Rapporte als knapp genügend zu bewerten, was sich anlässlich von Notfallübungen gezeigt hat. Bezüglich Kommunikationsmittel schliesst sich die HSK der OSART-Beurteilung<sup>23</sup> an, wonach genügend alternative Kommunikationsmittel vorhanden sind.

Das PVS wird von der HSK in Übereinstimmung mit OSART als wertvolles Hilfsmittel für das Betriebspersonal beurteilt. Sehr positiv zu bewerten ist der starke Einbezug der Benutzer in die Entwicklung des Systems. Es vermittelt dem Betriebspersonal umfassende, leicht handhabbare Informationen im Sinn von Artikel 5.51 von NS-R-1<sup>33</sup>. Das gleiche trifft für den Notfallstab zu, wenn er im Mehrzweckgebäude im Einsatz ist.



## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Wenige kleine Änderungen der Mensch-Maschine-Schnittstelle im Kommandoraum wurden vorgenommen. Diese sind im Kapitel 6.7.6, Leitstände beschrieben.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

Für die Beurteilung der obgenannten Änderungen vgl. Kapitel 6.7.6, Leitstände

## **4.6 Qualitätsmanagement**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

#### QM-Organisation

*Das Qualitätsmanagement-System (QMS) wird im KKM als wirksames Führungsinstrument zum systematischen Planen, Ausführen, Überwachen und Verbessern aller sicherheitsrelevanten Tätigkeiten verwendet. Der Aufbau ist prozessorientiert auf der Grundlage der Norm ISO-9001<sup>34</sup>. Während die ISO Norm von allen Organisationen angewendet werden kann, sind im Hinblick auf die ausreichende Berücksichtigung der nuklearen Sicherheit in Kernkraftwerken von der IAEA eigene QM-Forderungen entwickelt worden. In einem Detailvergleich mit der IAEA Safety Series Nr.50-C/SG-Q<sup>35</sup> untersuchte KKM, ob das bei ihnen eingeführte QMS auch diese Anforderungen erfüllt. Das Ergebnis dieser Untersuchung wird weiter unten dargelegt.*

*Der Aufbau und die Funktionsweise des QMS sind im QM-Handbuch (QMH), in den nachgeordneten Prozesshandbüchern sowie in übergeordneten (beispielsweise Gesetzen) und mitgeltenden Dokumenten (beispielsweise Weisungen) beschrieben. Das QMS ist für das gesamte Personal des KKM verbindlich. Der Kraftwerksleiter nimmt die Verantwortung als Qualitätsbeauftragter wahr. Dabei ist er für die Durchsetzung der im QMH festgelegten Massnahmen und für die Bereitstellung personeller und wirtschaftlicher Mittel zur Realisierung und Überwachung des QMS verantwortlich. Die Pflege des Systems hat er an den QM-Koordinator (QMK) delegiert, welcher direkten Zugang zum Kraftwerksleiter hat.*

*Die Arbeitsabläufe sind in Prozessen festgelegt. Prozesskoordinatoren sind für das optimale Funktionieren der Prozesse sowie für die Erstellung und den Unterhalt der Prozessdokumentation verantwortlich. Sie erarbeiten auf Grund der KKM Zielsetzungen die prozessspezifischen Ziele und verfolgen diese. Bei Abweichungen werden von ihnen die notwendigen Korrekturmaßnahmen veranlasst. Die Führungsverantwortung der Mitarbeiter in einem Prozess liegt aber bei der Linienorganisation, d.h. die fachliche Verantwortung für die Qualität bleibt in der Linie.*

Prozesskoordinatoren können in ihren Prozessen Qualitätsstellen ernennen und mit operationellen Aufgaben betreuen. Die Qualitätsstellen unterstützen die jeweiligen Prozesskoordinatoren, sind verantwortlich für die Anwendung geeigneter QS-Methoden und koordinieren die Durchführung allfälliger externer Audits.

Die Prozesskoordinatoren bilden mit dem QMK den Prozessausschuss. Der QMK unterstützt die Prozesskoordinatoren, regelt Verbindungsstellen zwischen einzelnen Prozessen und plant und koordiniert die internen Audits und deren Berichterstattung. Er informiert die Kraftwerksleitung und die Prozesskoordinatoren periodisch über den Stand der QM-Massnahmen.

### QM -System

#### a) Aufbau

Das QMH basiert auf dem Kraftwerksreglement, beschreibt übergeordnet die Managementprozesse im KKM und bildet die Basis für die nachgeordneten Prozesshandbücher. Prozesshandbücher sind für folgende (Haupt-) Prozesse vorhanden:

*Prozess Betrieb:* Er ist der zentrale Prozess zur Produktion elektrischer Energie. Sicherheitstechnisch hat er grosse Bedeutung, da er auch die Beherrschung von Störfällen behandelt. Er besteht aus folgenden Teilprozessen:

- Managementprozess Betrieb (steuert das Zusammenwirken der einzelnen Teil-Betriebsprozesse und stellt die geeigneten Mittel für den Gesamtprozess sicher),
- Normalbetrieb (regelt alle Betriebsarten im ungestörten Betrieb),
- Gestörter Betrieb (regelt alle betrachteten Stör- und Notfälle),
- Nukleare Betriebsführung (regelt die Überwachung des Kerns bei Normalbetrieb und Laständerungen),
- Wiederkehrende Aufträge (regelt die periodischen Funktions- und Wiederholungsprüfungen),
- Störmelde-, Arbeitsauftrags- und Absicherungsverfahren (regelt die systematische Behebung von festgestellten Mängeln),
- Aufbereitung radioaktiver Abwässer im Radwaste (systematische Behandlung nach festgelegten Verfahren),
- Betrieb Konditionierungsanlage CVRS (Verfestigung radioaktiver Abfälle),
- Brennelementhandhabung im Reaktorgebäude (bei BE-Wechsel),
- EDV- Applikation im Betrieb (Betriebsüberwachung mit EDV),
- Schulung (Erreichung bzw. Erhaltung der Personalqualifikation des Betriebspersonals).

*Prozess Elektrische Instandhaltung:* Beinhaltet neben der Instandhaltung elektrischer/elektronischer Einrichtungen auch Anlagenänderungen, Wiederholungs- und Funktionsprüfungen und enthält auch die Informatik.

*Prozess Mechanische Instandhaltung:* Beschreibt neben der Instandhaltung noch die Anlagenänderungen, den Ersatz von Komponenten sowie Wiederholungs- und Funktionsprüfungen.

*Prozess Transporte: Regelt den An- und Abtransport von radioaktivem Material zur Anlage. Er erfüllt spezielle Forderungen der HSK und der IAEA und wurde von der HSK durch ein Audit überprüft und freigegeben.*

*Prozess Überwachung: Enthält mehrere Teilprozesse wie beispielsweise den operationellen Strahlenschutz, Dosimetrie und Umgebungsüberwachung.*

*Prozess Projekte: Beschreibt das Vorgehen bei der Abwicklung von Projekten. Projekte sind Vorhaben, die aufgrund ihrer Komplexität, Einmaligkeit und Sicherheitsbedeutung das Zusammenwirken mehrerer Organisationseinheiten erfordern.*

*Prozess Administration: Beschreibt Dienstleistungen für alle Mitarbeiter, die an KKM Prozessen beteiligt sind. Enthält mehrere Teilprozesse, beispielsweise Beschaffung und Materialwirtschaft, Dokumentation und Archivierung, Lohn- und Rechnungswesen.*

#### *b) Lenkung der Dokumente*

*Das QMH und die nachgeordneten Prozesshandbücher beschreiben die jeweiligen Prozesse und verweisen auf übergeordnete Dokumente sowie die geltenden Verfahrens- und Detailanweisungen. Sie enthalten daher Angaben darüber, was im Prozess geschieht, wer für den Prozessschritt verantwortlich ist und welche Vorgabe- und Nachweisdokumente mitgeltend oder relevant sind. In den Prozessen werden neben den behördlichen Forderungen auch die angewendeten Normen und Standards angegeben. In den Prozesshandbüchern wird jeweils auch detailliert auf die einzelnen Forderungen der ISO-Norm eingegangen.*

*Verfahrensanweisungen regeln Abläufe, Schnittstellen und Kompetenzen und verweisen auf Detailanweisungen.*

*Detailanweisungen regeln, wie eine Tätigkeit auszuführen und zu dokumentieren ist (Nachweisdokumente), damit diese nachvollzogen bzw. reproduziert werden kann.*

*Alle relevanten Dokumente (Vorgabe und Nachweisdokumente) werden im Rahmen des QM-Systems gelenkt.*

*Durch den Einsatz des elektronischen Integrierten Betriebsführungssystems (IBFS), in welchem alle Dokumente erfasst und eindeutig identifiziert sind, wird die Kontrolle der Aktualität von Dokumenten wesentlich verbessert.*

*Die Vorgabe-Dokumente sind in folgende Hierarchiestufen gegliedert:*

- Externe und übergeordnete Dokumente: Hierzu zählen Gesetze und Verordnungen, Vorgaben der Behörden und übergeordnete Vorgaben der BKW,*
- Kraftwerksreglement, Technische Spezifikation und der Sicherheitsbericht,*
- Qualitätsmanagementhandbuch und Prozesshandbücher,*
- Anweisungen zu Verfahren,*
- Detailanweisungen.*

*Ein Archivierungskonzept regelt folgende Aspekte der Aufbewahrung von Nachweisdokumenten:*

- Geeignete Ablage und Pflege,*
- Aufbewahrungsart, -ort und -fristen sowie Verantwortlichkeiten,*
- Wiederauffindbarkeit und Lesbarkeit,*

- Schutz, d.h. das Vermeiden von Beeinträchtigungen oder Verlust der archivierten Dokumente,
- Zugriff auf archivierte Aufzeichnungen,
- Vernichtung nach Ablauf der Archivierungsfrist.

### Bewertung der Wirksamkeit des QM Systems durch die KKM Kraftwerksleitung

Die einzelnen Prozesse werden von den zuständigen Prozesskoordinatoren jährlich überprüft, bewertet und in einem Bericht dokumentiert. Diese Berichte bilden zusammen mit den Resultaten der internen Audits die Grundlage für den vom QS-Koordinator zu erstellenden Q-Bericht.

Der Kraftwerksleiter als Qualitätsbeauftragter ist Mitglied des Prozessausschusses QM, in dem wichtige Q-Aspekte behandelt werden. Mit diesen Informationen und mit der Kenntnisnahme des Q-Berichtes kann er eine Wertung des QM-Systems auf Eignung und Wirksamkeit vornehmen. Diese Bewertung bildet auch die Grundlage für die Formulierung neuer Ziele. Daneben haben hohe Kadermitglieder auch als interne Auditoren mitgewirkt, in einzelnen Fällen hat auch der Kraftwerksleiter an Audits teilgenommen, um sich ein Bild über deren Standard zu verschaffen.

Seit der Einführung des QM-Systems (1998) wird dieses Verfahren nun jährlich angewendet, wodurch sich nennenswerte Fortschritte ergaben. Anfangs standen die Komplettierung von Verfahrensanweisungen und die Durchführung von Audits im Vordergrund, später wurden zur Verbesserung der Akzeptanz vermehrt Anstrengungen auf die QM-Ausbildung der Mitarbeiter und Auditoren investiert. Heute hat man einen hohen Stand in Bezug auf Beschreibungsdichte, Wissensstand und Akzeptanz erreicht, daher steht nun eher die Optimierung des QM-Systems im Vordergrund.

KKM kommt aufgrund der mehrjährigen Erfahrung mit dem QM-System zum Schluss, dass es keine gravierenden Schwachstellen aufweist und den für Kernkraftwerke international üblichen Anforderungen in genügendem Masse entspricht. Verbesserungen erfolgen laufend im Rahmen der implementierten Verbesserungsprozesse. Dieses Ergebnis wird im Prinzip auch durch die OSART Mission bestätigt.

### Vergleich des KKM Systems mit den IAEA Safety Series Nr.50-C/SG-Q<sup>35</sup>

Die IAEA Safety Series Nr.50-C/SG-Q<sup>35</sup> fordern, die nukleare Sicherheit als die fundamentale Basis für die Qualitätsanforderungen an die einzelnen Prozesse, Tätigkeiten und Ausrüstungen zu verwenden. Mit einem Bewertungsverfahren (Grading) soll eine Abstufung der Anforderungen nach ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung erfolgen.

Der übergeordnete Code gibt in kurzer Form die Grundsatzanforderungen wieder (mit der ISO Norm vergleichbar). Es wird betont, dass zur Sicherstellung der Qualität und Erreichung des erforderlichen Sicherheitsniveaus jeder Beteiligte seinen Beitrag leisten muss. Die Struktur des Codes ist in drei funktionale Kategorien aufgeteilt: Führung (Management), Arbeitsausführung (Performance), Überprüfung (Assessment). Der Code ist als Basisdokument ein so genanntes „Requirement“, d.h. würde ein Punkt völlig fehlen, wäre dies als Schwachstelle zu bewerten. Da der Code keine Einzelheiten enthält und generell anwendbar ist, liegt das Niveau (Standards), mit dem die Forderungen erfüllt werden, beim Anwender. Wegen der grossen Bedeutung einzelner Aspekte für die nukleare Sicherheit wurden daher zusätzliche Safety Guides entwickelt. Ihre Einhaltung ist kein „muss“, sie stellen aber im Sinne eines „good practice“ einen Standard dar.

Es gibt 14 Safety Guides, die alle Teil von 50-C/SG-Q<sup>35</sup> sind. Die Safety Guides Q1 bis Q8 befassen sich mit wichtigen allgemeinen Q-Themen, Q9 bis Q14 beziehen sich auf spezielle Planungs- bzw.

*Betriebsphasen eines Kernkraftwerks. Q9: Qualitätsanforderung an den Standort; Q10: Design; Q11: Erstellung; Q12: Inbetriebsetzung; Q13: Betrieb und Q14: Rückbau.*

*KKM hat sein QM-System sowohl gegenüber dem Code wie den einzelnen Guides, mit Ausnahme der Standortwahl (Q9) und des Rückbaus (Q14), abgebildet und das Ergebnis in einem Bericht dargestellt. Die wichtigsten Forderungen des Codes bzw. der Guides wurden aufgelistet und deren Erfüllung anhand der einzelnen Hauptprozesse dargestellt. Bei der Bewertung sind die Kategorien erfüllt (in der Summe der relevanten Prozesse), nicht erfüllt bzw. nicht anwendbar benutzt worden. Diese umfangreiche Arbeit erfordert eine genaue Kenntnis der Abläufe und Verfahren im KKM. Sie wurde daher zusammen mit einem externen Berater vom zuständigen KKM Personal durchgeführt. Die Bewertung erfolgte qualitativ, d.h. sie erhält keine Aussage über den Detaillierungsgrad. Dieser ist abhängig von den einzelnen Tätigkeiten, den einzuhaltenden gesetzlichen, behördlichen oder normativen Regelungen und den angewandten Methoden. Diese sind in den jeweiligen Prozesshandbüchern bzw. den mitgeltenden Verfahrensanweisungen angegeben. Eine Auflistung der Titel aller gültigen Vorgabedokumente, zugeordnet zu den einzelnen Prozessen, wurde der HSK zugestellt (enthält im Moment ca. 1890 Dokumente mit Weisungscharakter). Damit ist übersichtsmässig ein Nachvollzug der KKM Bewertung möglich.*

*KKM kommt zum Ergebnis, dass die Vorgaben des IAEA Codes und der Guides 50-C/SG-Q<sup>35</sup> im Wesentlichen erfüllt sind, d. h., dass die entsprechenden Forderungen des Guides im QM-System des KKM behandelt werden. Ein Verbesserungspotenzial wird bei der Dokumentenlenkung gesehen. Es betrifft die Sicherstellung des Rückzugs von Dokumenten. Dieser wichtige Punkt wurde auch durch interne Audits erkannt und ist zwischenzeitlich verbessert worden.*

#### *Bewertung des QM Systems durch das Operational Safety Assessment Review Team OSART*

*OSART<sup>23</sup> anerkennt die grossen Anstrengungen, die KKM in der letzten Zeit bei der Einführung ihres QM-Systems erbracht hat. Dem Management wird attestiert, dass es sich zur Sicherheit und Zuverlässigkeit der Anlage verpflichtet fühlt. Es wurden keine gravierenden, grundsätzlichen oder generischen Schwachstellen entdeckt.*

*Das QM-System betreffend werden vor allem Verbesserungen in den Bereichen Vorkommnisbearbeitung (zu hohe Schwelle für Detailbearbeitung, Tiefe der Analysen), Systematik der Qualifikation und Ausbildung (für das gesamte Personal und nicht nur für das Schichtpersonal), der Instandhaltung und dem Notfallschutz vorgeschlagen.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Mit der vorliegenden Bewertung zeigt KKM auf, dass sein QM System alle wichtigen Elemente enthält und ein wichtiges Instrument ist, um durch kontinuierliche Verbesserung der Verfahren die nukleare Sicherheit zu erhöhen. Dem liegt das Prinzip zugrunde, dass jede Arbeit ein Prozess ist, der geplant, durchgeführt und überprüft wird sowie verbessert werden kann. Durch die Berücksichtigung der Vorgaben von 50-C/SG-Q<sup>35</sup> wird der nuklearen Sicherheit gebührende Aufmerksamkeit gewidmet.*

*Das QM System regelt transparent die Organisationsstruktur sowie die Schnittstellen und Verfahren der Arbeitsabwicklung. Damit ist das QM System ein wirksames Führungsinstrument zum systematischen Planen, Ausführen und Überwachen und Verbessern aller sicherheits- bzw. qualitätsrelevanten Tätigkeiten. Belegt wird dies durch:*

- *Den Detaillierungsgrad der Beschreibung des KKM QM-Systems,*
- *Die QM Organisation mit dem Kraftwerksleiter als Q-Beauftragten, der periodischen QM-Berichterstattung und den Zielsetzungsprozess,*
- *Die systematische Behandlung von Störungen, Vorkommnissen und Ereignissen,*
- *Die periodischen Prozessbewertungen durch die Prozessverantwortlichen mit Implementierung von Verbesserungen,*
- *Die Durchführung von Audits und der fristgerechten Behebung von Abweichungen,*
- *Die Massnahmen zur Verbesserung der QM Ausbildung von Mitarbeitenden und Auditoren,*
- *Die umfassende Bewertung der Betriebsabläufe durch OSART<sup>23</sup>, welches keine gravierenden Schwachstellen feststellen konnte. Betreffend die Verbesserungsmöglichkeiten schliesst sich die HSK der Beurteilung durch OSART<sup>23</sup> an und wird auch selbst die Umsetzung im KKM überprüfen.*

*Sowohl in den Leitsätzen der Kraftwerksleitung als auch in den einzelnen QM Dokumenten wird auf die Verantwortlichkeit und das Sicherheitsdenken jedes Einzelnen hingewiesen. Der Kraftwerksleiter spielt im QM-System eine tragende Rolle und demonstriert damit seine Vorbildfunktion. Der interdisziplinären Zusammenarbeit wird durch die Prozessstruktur Rechnung getragen.*

*In der IAEA Safety Series Nr. 50-C/SG-Q<sup>35</sup> wird ein systematisches Self Assessment gefordert. Die Arbeitsgruppe „Managementsysteme“ der GSKL ist dabei, ein formales Verfahren zur Selbstbewertung für alle schweizerischen Werke zu erarbeiten. KKM nimmt an diesem Programm teil und wird dieses Verfahren einführen. Neben der verstärkten Anwendung von Prozessindikatoren zur frühzeitigen Identifikation von Schwachstellen soll in Zukunft auch besser dokumentiert werden, wie erkannte Probleme durch die zuständigen Verantwortlichen angemessen behandelt werden.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

a) **Zertifizierung nach der Industrienorm ISO:**

Das KKM hat einer GSKL-Empfehlung folgend im Jahre 2002 beschlossen, sein bestehendes QM-System nach den Normen ISO 9001:2000<sup>34</sup> (Qualitätsmanagement-Systeme), ISO 14001:2004<sup>36</sup> (Umweltmanagement-Systeme) und OHSAS 18001:1999<sup>37</sup> (Arbeitssicherheits-Systeme) zu erweitern und zertifizieren zu lassen. Zu diesem Zweck wurde die bisherige Beschreibung im QM-Handbuch geändert und der Aufbau noch konsequenter nach Prozessen ausgerichtet. Das QM-Handbuch in schriftlicher Form stellt nur noch die Kurzversion dar und dient zur externen Kommunikation hinsichtlich Qualitätsverständnis, Sicherheitsleitbild, Unternehmensleitsätzen und Prozessarchitektur beim KKM. Das QM-Handbuch in elektronischer Form, welches der HSK vorliegt, beschreibt alle Prozesse mit Prozessziel, Erfolgskenngrössen, Prozessbeteiligten und relevanten Dokumenten. Die relevanten Dokumente für die Durchführung von Tätigkeiten sind in übergeordneten Dokumenten, wie dem Kraftwerksreglement und in Anschlussdokumenten wie Verfahrensanweisungen, Arbeitsanweisungen enthalten.

Das QM-System des KKM wurde von einer akkreditierten Schweizer Organisation im Dezember 2004 gemäss oben angeführten Normen erfolgreich zertifiziert.

b) Bewertung durch die OSART Mission<sup>23</sup> und der Follow-up Mission<sup>29</sup>:

Wie schon kurz in der PSÜ 2000 dargestellt, hat die OSART Mission dem KKM im Jahre 2000 eine Reihe von Verbesserungen empfohlen. Deren vollständige Umsetzung und Implementierung wurde in einer Follow-up Mission im Jahre 2002 überprüft. Das KKM hat diese Empfehlungen bei der Neukonzeption des QM-Systems berücksichtigt.

c) Eigenbewertung des QM-Systems

In seiner Rolle als Qualitätsbeauftragter kontrolliert der Kraftwerksleiter die Arbeit des QM-Koordinators und lässt sich über den Stand der internen Audits regelmässig berichten. Er ist Mitglied des Prozessausschuss QM und bewertet den jährlichen QM-Bericht, die Zusammenfassung der Ergebnisse interner Audits und die Prozessbewertungen der Verantwortlichen auf Eignung und Wirksamkeit hinsichtlich der Leitsätze und Zielsetzungen.

Im PSÜ-Bericht des KKM wird ein Fazit der Bewertungen der Jahre 2001 bis 2004 dargestellt. Die einzelnen Bewertungen sind eingeteilt in die Gruppen Kraftwerksziele, Zielerreichung, Bewertung des QM-Systems, Schulung, interne Audits und Weiterentwicklung des QM-Systems. Vor allem die QM-Schulung, welche als Web-based Training organisiert ist, wird als massgeblicher Beitrag zur Erhöhung des Verständnisses und der Akzeptanz des QM bei den Mitarbeitern angesehen.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die KEV<sup>4</sup> verlangt im Artikel 31 ein Qualitätsmanagementsystem für den Betrieb der Anlage. Darin wird gefordert, dass die sicherheitsrelevanten Aufgaben intern und extern periodisch überprüft und angepasst werden. Im Weiteren hat es dem Stand der nuklearen Sicherheits- und Sicherungstechnik (letztere wird hier nicht behandelt) zu entsprechen. Im Bereich Qualitätsmanagement System wird der Stand der nuklearen Sicherheitstechnik durch den jeweils aktuellen IAEA Safety Standard für Qualitätsmanagement repräsentiert (IAEA Safety Series Nr. 50-C/SG-Q<sup>35</sup>). Das KKM hat in einem Vergleich seines Systems mit dem IAEA-Dokument die Erfüllung dieser Forderungen nachgewiesen. Die HSK verlangt keine Zertifizierung des Managementsystems gemäss ISO-Normen. Sie erachtet es aber als sinnvoll, dass KKM in seinem Managementsystem alle die Führung des Werks betreffenden Aspekte integriert und die entsprechenden Zertifikate erlangt hat. Aus Sicht der HSK bedeutet die Erlangung und Aufrechterhaltung der Zertifikate die Gewähr für die dauernde Pflege des Systems gemäss den Anforderungen der Norm. Die Erfüllung der IAEA-Vorgaben werden, soweit sie nicht durch die Normen abgedeckt sind, durch die HSK im Rahmen von prozessorientierten Inspektionen überprüft. Das KKM hat auch das in der Sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 erwähnte „Senior Management Assessment“ (Forderung in IAEA Safety Series Nr. 50.C/SG-Q<sup>35</sup>) eingeführt. Dazu hat das KKM das von der GSKL entwickelte Modell überprüft und sich entschieden, ein eigenes Verfahren anzuwenden. In einer Inspektion hat die HSK festgestellt, dass dieses Verfahren die Anforderungen des IAEA Dokuments erfüllt.

## 4.7 Sicherheitskultur

Fragen, welche die Sicherheitskultur betreffen, werden in zahlreichen Kapiteln dieses Gutachtens angesprochen und auch dort bewertet (insbesondere in den vorangehenden Kapiteln, welche die Organisation, das Personal, das Qualitätsmanagement und die Vorschriften betreffen). Eine pauschale Bewertung der Sicherheitskultur als Ganzes ist nicht möglich, da es sich bei der Sicherheitskultur nicht um eine eindeutig messbare Grösse handelt; es gibt nicht die eine und einzige „richtige“ Sicherheitskultur. Es können lediglich einige konkrete und „sichtbare“ Aspekte der Sicherheitskultur beschrieben und bewertet werden. Im vorliegenden Abschnitt wird also keine Gesamtbewertung der Sicherheitskultur des KKM vorgenommen, sondern eine Bewertung der Anstrengungen und Massnahmen des KKM zur Förderung ihrer Sicherheitskultur. Diese Bewertung basiert einerseits auf den durch das KKM eingereichten Dokumenten, andererseits auf den Ergebnissen und Erkenntnissen aus der Aufsichtstätigkeit der HSK.

### Zusammenfassung der eingereichten Dokumente aus der PSÜ 2005

Die Erwartungen der Kraftwerksleitung bzgl. der Sicherheitskultur werden der Belegschaft in unterschiedlichen Formen und über unterschiedliche Kanäle kommuniziert.

Das von der Unternehmensleitung des BKW genehmigte Kraftwerksreglement enthält das Bekenntnis der BKW FMB Energie AG zur Sicherheit als oberste Priorität sowie eine Reihe von Leitsätzen zur Sicherheitskultur, welche Vorgaben der Kraftwerksleitung zum sicheren Betrieb des KKM enthalten. Die Leitsätze, welche seit 1998 gelten, wurden von der Kraftwerksleitung in der erweiterten Berichtsperiode überprüft und bestätigt. Sie bilden die Basis für das Qualitätsmanagement im KKM.

Die Erwartungen der Kraftwerksleitung werden zudem an den monatlichen Personalinformationen sowie an den Informationssitzungen auf der Ebene der Abteilungen kommuniziert.

Für die Betriebsmannschaft existiert zudem eine eigene Schichtanweisung, welche die Erwartungen der vorgesetzten Stellen sowie die Verpflichtung der Mitarbeitenden, Sicherheitskultur zu leben, enthält.

Besonderes Gewicht wird im KKM dem Beitrag jedes einzelnen Mitarbeitenden zur Erreichung der Sicherheitsziele, der Motivation der Mitarbeitenden durch Delegation von Verantwortung und Kompetenz, der Vorbildfunktion der Vorgesetzten, sowie dem rechtzeitigen Erkennen und Korrigieren von Eigenschaften, welche einer guten Sicherheitskultur entgegenwirken, beigemessen.

Im Rahmen des Zielvereinbarungs- und Mitarbeitendenbeurteilungsprozesses werden jährlich Erwartungen und Ziele bzgl. Sicherheitskultur formuliert und deren Erreichung beurteilt.

Grundlage des im KKM vermittelten Verständnisses von Sicherheitskultur bilden die folgenden Grundsätze (basierend auf INSAG-4<sup>27</sup>):

- a) Eine hinterfragende Grundhaltung
- b) Genaues und umsichtiges Vorgehen
- c) Offene Kommunikation, Teamgeist



Zu den drei Grundsätzen wurden detaillierte Anforderungen formuliert:

Zu a) (hinterfragende Grundhaltung)

- Kenntnis der eigenen Verantwortung von Seiten der Mitarbeitenden:  
Für alle KKM-Mitarbeitenden existiert eine detaillierte Stellenbeschreibung. Zudem sind die Aufgaben der Organisationseinheiten und jene der für den sicheren Betrieb der Anlage wichtigen Stelleninhaber beschrieben.
- Verstehen von Aufträgen und Aufgaben:  
Arbeiten in der Anlage erfolgen in der Regel mit einem Arbeitsauftrag. Für Ausnahmen existiert eine spezielle Weisung. Eine Checkliste mit Fragen soll zudem den Mitarbeitenden helfen, die wichtigen Arbeitsschritte und Informationen nicht zu vergessen.
- Kenntnis des eigenen Ausbildungsstandes:  
Das KKM bereitet seine Mitarbeitenden auf Ihre Tätigkeiten in der Anlage gründlich und gezielt vor.
- Kenntnis über die sicherheitstechnische Bedeutung der eigenen Tätigkeit:  
Es erfolgt eine stufengerechte Schulung über Sicherheitsmassnahmen und Sicherheitsphilosophie der Anlage. Zudem verfügen die Vorgesetzten der Fachressorts mehrheitlich über langjährige Betriebserfahrung.
- Verhalten bei auftretenden Problemen:  
Alle Mitarbeitenden sind dazu aufgefordert, bei auftretenden Problemen ihre Arbeit nicht weiterzuführen, sich gegebenenfalls Hilfe zu beschaffen und den Kommandoraum zu informieren. Festgestellte Mängel können über das IBFS auf einfache Art dokumentiert und gemeldet werden. Das Störmeldevorfahren ist in einer eigenen Weisung geregelt. Festgestellte Mängel münden auch in Anlagenänderungsanträgen und in Verbesserungsvorschlägen von Seiten der Mitarbeitenden.

Zu b) (genaues und umsichtiges Vorgehen)

- Arbeitsablauf, Verstehen und Einhalten der Vorschriften:  
Für alle sicherheitsrelevanten und wichtigen Prozessabläufe besitzt das KKM Vorschriften. Der Gebrauch der Vorschriften wird regelmässig am Simulator geübt bzw. geschult. Einige Kapitel der Technischen Spezifikation wurden hinsichtlich erkannter Interpretationsschwierigkeiten überarbeitet. Für die entsprechenden Kapitel wurden die Pikettingenieure am Simulator geschult.  
  
Grundsätzlich sind die Vorschriften und Weisungen zu befolgen. Der Pikettingenieur bzw. der Schichtleiter sind jedoch berechtigt, bei Bedarf von den Vorgaben der Stör- und Notfalleinweisungen abzuweichen, wenn die Abweichungen begründbar und sicherheitsgerichtet sind und dabei nicht gegen definierte Sicherheitsziele verstossen wird.
- Sorgfalt im Detail:  
Wichtige Entscheide werden von der Kraftwerksleitung rechtzeitig gefällt und die erforderlichen personellen und materiellen Mittel werden zur Verfügung gestellt. Alle Tätigkeiten in der Anlage unterliegen der Meldung und Genehmigung in der täglichen Betriebssitzung.
- Prinzip des „Self-Checking“  
Die „STAR“-Regel (Stop, Think, Act, Review) wurde im Rahmen einer gezielten Schulung so-

wie einer Plakataktion den Mitarbeitenden vermittelt. Für zulassungspflichtiges Personal wird diese Schulung zudem vor jedem Simulatortraining wiederholt und während des Trainings geübt. Die Anwendung der „STAR“-Regel unter Stresssituationen wurde unter der Leitung eines Vertreters der Universität Bern geschult.

#### Zu c) (offene Kommunikation und Teamarbeit)

- Im KKM existieren verschiedene institutionalisierte Sitzungen und Informationsveranstaltungen. Die Sicherheitskultur-Schulungen sind seit dem Jahr 2000 in einem zweijährigen Rhythmus obligatorisch für alle Mitarbeitende. Die Schulungen werden jeweils möglichst attraktiv gestaltet und dienen dazu, die Grundprinzipien der Sicherheitskultur, wie sie von internationalen Organisationen vertreten werden, in einem sich stetig wandelnden Kraftwerksalltag umzusetzen.
- Die Kraftwerksleitung pflegt und unterstützt eine offene Kommunikation.
- Ein kleines, motiviertes Team mit geringer Fluktuation wird vom KKM als gute Voraussetzung für die kooperative Zusammenarbeit gesehen.

Bei der Bewertung verweist das KKM insbesondere auf die Ergebnisse der OSART-Mission<sup>23,29</sup>. Zudem beschreibt das KKM ein Projekt, welches im Auftrag der HSK in Zusammenarbeit mit der Universität Bern durchgeführt wurde und in dessen Rahmen eine Methode zur Erfassung der Sicherheitskultur entwickelt wurde. Die Mitwirkung des KKM an der Entwicklung dieser Methode wurde von der OSART-Mission als gute Praxis gelobt.

Im erweiterten Berichtszeitraum unterzog sich das KKM im Jahr 2002 einer Follow-up Mission. Dabei wurde der Grad der Umsetzung der Ergebnisse aus der OSART-Mission von 2000 überprüft. Die Good Practices wurden durch das Review-Team bestätigt. Von den formulierten Recommendations und Suggestions war der grösste Teil erledigt. Je zwei Recommendations und Suggestions wurden von der OSART-Mission mit „Satisfactory Progress“ bewertet. Zudem legt das KKM dar, wie es die Empfehlungen der KSA aus dem Dokument KSA-Report No. 04-01<sup>38</sup> „Sicherheitskultur in einer Kernanlage“ umsetzt.

#### **HSK-Beurteilung für den gesamten Beurteilungszeitraum seit 1990**

Das KKM verfügt über ein Leitbild zur Sicherheitskultur. Darin wird der Sicherheit explizit oberste Priorität beigemessen. Das Leitbild umfasst eine Reihe von Leitsätzen, welche dem sicheren Betrieb des Kernkraftwerks zu Grunde liegen. Das Leitbild ist in das Kraftwerksreglement integriert. Die Kraftwerksleitung kommuniziert zudem ihre Erwartungen bzgl. des Umgangs mit Sicherheit im Kraftwerk bzw. ihr Bekenntnis zur Sicherheit gegenüber der Belegschaft regelmässig und über verschiedene Kanäle. Sicherheitskultur ist integrierender Bestandteil des Ausbildungsprogramms der gesamten Belegschaft des KKM und stellt ein wichtiges Instrument zur Bekämpfung von Betriebsblindheit bei den Mitarbeitenden dar. Mit diesen Massnahmen ist eine wichtige Voraussetzung für die Bildung und Aufrechterhaltung einer guten Sicherheitskultur im KKM erfüllt. Das KKM beschränkt sich jedoch nicht auf spezifische Schulungs- und Informationsmassnahmen zur Förderung der Sicherheitskultur, sondern ist sich bewusst, dass auch Gremien und Tätigkeiten bei der täglichen Arbeit (z.B. institutionalisierte Kadersitzungen aber auch informelle Treffen der Kadermitarbeitenden, regelmässige Managementreviews, vorbereitende Besprechungen bei beginnenden Arbeiten etc.) sowie die Verrichtung der täglichen Arbeit nach dem STAR-Prinzip (Stop Think Act Review) die Sicherheitskultur beeinflussen.

Die aktive Beteiligung des KKM an der Entwicklung einer Methode zur Situativen Analyse der Sicherheitskultur (Sit ASK) und deren Anwendung im KKM wurde von der OSART-Mission als gute Praxis bewertet. Die Ergebnisse aus der Anwendung der Methode lieferten dem KKM eine Diskussionsgrundlage, um über seine Sicherheitskultur zu reflektieren. Aus ihrer Aufsichtstätigkeit ist der HSK bekannt, dass das KKM die Methode aufgrund des grossen erforderlichen Aufwands für deren Anwendung und der hohen methodischen Anforderungen jedoch als nicht routinemässig praktikabel einstuft und deshalb auf eine regelmässige Anwendung der Methode verzichtet. Die HSK nimmt den Ersatz durch andere Instrumente, u.a. durch einen neu auf das Sicherheitsmanagement erweiterten Managementreview, zur Kenntnis. Seit Kurzem besitzt die HSK ein neues Aufsichtskonzept im Bereich der Sicherheitskultur. In diesem Zusammenhang führt sie mit den Betreibern von Kernanlagen regelmässig Fachgespräche zur Sicherheitskultur durch, erstmals 2005. Zu diesem Zeitpunkt war der Managementreview im KKM noch nicht in der oben erwähnten erweiterten Form erfolgt. Die HSK verfolgt im Rahmen ihrer Aufsicht die Umsetzung dieser Änderung.

## 5 Auswertung der Betriebserfahrung der Gesamtanlage

### 5.1 Methoden der Auswertung

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Abweichungen vom normalen und störungsfreien Betrieb werden anhand der im QM-System vorgeschriebenen Prozesse erfasst und bewertet. Meldepflichtige Vorkommnisse werden nach der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> klassiert und gemeldet. Seit 1990 probeweise und seit 1992 definitiv erfolgt zusätzlich eine Einstufung nach der International Nuclear Event Scale (INES)<sup>39</sup> der IAEA.*

*Die Ursachen der Vorkommnisse und das durch die Störung beeinflusste Anlageverhalten werden analysiert und die daraus zu ziehenden Lehren in Verbesserungsmassnahmen umgesetzt. Damit soll ein Wiederauftreten gleicher oder ähnlicher Vorkommnisse wirkungsvoll vermieden werden. Seit 1993 erfolgt die Analyse der Vorkommnisse auch nach den anerkannten Methoden „Assessment of Safety Significant Events Team“ (ASSET) der IAEA und seit 1996 auch mit dem „Human Performance Enhancement System“ (HPES) der INPO/WANO speziell für menschliche und organisatorische Aspekte.*

*Für die interne Meldung von Beinahe-Ereignissen und -Unfällen besteht seit 1998 eine betriebliche Weisung. Die Anzahl der eingegangenen Meldungen war bis OSART gering, danach hat die Melde-dichte deutlich zugenommen.*

*Informationen von Lieferanten, Kernkraftwerken und Behörden über Ereignisse und Befunde in anderen Anlagen werden von KKM auf ihre Relevanz geprüft und, falls ein Verbesserungspotenzial erkannt wird, die nötigen Massnahmen getroffen. Eine Weisung regelt das Vorgehen.*

*Zur Beurteilung der Wirksamkeit der Umsetzung von Betriebserfahrung finden Vergleiche mit den anderen schweizerischen Kernkraftwerken und internationale Vergleiche anhand der von der „World Association of Nuclear Operators“ (WANO) aufgestellten WANO-Indikatoren statt. Ein Satz von Sicherheitsindikatoren zur Bewertung des Sicherheitsstands und zur Früherkennung von sich abzeichnenden Problemen wird entwickelt.*

*Die Selbstbeurteilung durch KKM stützt sich auf den Bericht zur OSART-Mission<sup>23</sup> vom November 2000. Darin steht: Die Schwelle für die Erfassung und Auswertung von Vorkommnissen, Befunden bzw. Ereignissen und Beinahe-Ereignissen wird als hoch angesehen. Eine Senkung wird empfohlen, da sonst die Möglichkeit besteht, dass Vorläufer (precursor) sicherheitsrelevanter Vorkommnisse nicht erfasst werden. Die Grundursachenermittlung sollte verbessert werden, speziell betreffend menschliche Aspekte. Die Analyse von Vorkommnissen dauert teilweise zu lange, die Ergebnisse werden nicht immer allgemein kommuniziert.*

*KKM schliesst sich der Beurteilung<sup>23</sup> durch OSART an und hat Verbesserungsmassnahmen eingeleitet. Neu wird sich ein Pickettingenieur mit dafür spezieller Ausbildung, unterstützt vom Betriebspersonal, vollamtlich mit der Auswertung von Ereignissen und den daraus zu ziehenden Verbesserungen befassen. Die Dokumentation der Auswertung von Befunden durch die Fachressorts wird transparenter gestaltet.*

*Anfang 2002 hat die SOL-Methode (SOL: Sicherheit durch Organisationales Lernen) der TU Berlin die ASSET- und HPES-Methode für die Ereignisanalyse abgelöst. KKM erwartet sich davon eine effi-*

zientere Bearbeitung der Vorkommnisse bei gleicher Qualität der Ergebnisse. Die Meldung von Beinahe-Ereignissen wird durch eine Kampagne und materielle Anreize gefördert. Damit soll die psychologische Hemmschwelle, Beinahe-Ereignisse zu melden, abgebaut werden. Die dem begangenen Fehler zugrunde liegende Ursache kann damit ermittelt und frühzeitig Verbesserungen eingeleitet werden. Der interne Sicherheitsausschuss (ISA) untersucht die direkten Ursachen und Grundursachen von Ereignissen und Befunden auf Gemeinsamkeiten und Trends hin, damit allfällige Verbesserungen umfassend und rechtzeitig umgesetzt werden.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Zur Beurteilung wird für die meldepflichtige Vorkommnisse und Ereignisse bzw. Befunde die Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> und das IAEA INES-Manual<sup>39</sup> herangezogen. Bezüglich des Systems der Auswertung von Betriebserfahrungen wird die INSAG 12 „Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants“<sup>40</sup>, INSAG 13 „Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants“<sup>41</sup> und die Safety Requirements Nr. NS-R-2 „Safety of Nuclear Power Plants: Operation“<sup>21</sup> verwendet.

Ereignisse werden von KKM gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> und INES klassiert und gemeldet. Abweichungen, die nicht das R-15-Meldekriterium erreichen, erfährt die HSK über den KKM-Monatsbericht.

Die von KKM seit 1993 bzw. 1996 verwendeten Methoden der Vorkommnisanalyse (IAEA ASSET und INPO/WANO HPES) haben sich international bewährt. Sie sind auch in KSA 7/75<sup>26</sup> aufgeführt und gelten als Stand von Wissenschaft und Technik. Alle Methoden haben Vor- und Nachteile. Deshalb soll ihr Einsatz situativ erfolgen. Die IAEA empfiehlt den Behörden daher, dem Betreiber keine Analysemethoden vorzuschreiben.

Mit der Erfassung von Beinahe-Ereignissen wurde eine Empfehlung der HSK und von KSA 7/75<sup>26</sup> Kap. 4.1.1 umgesetzt. Die von OSART festgestellte hohe Schwelle der Vorkommnisbearbeitung ist kein spezifisches Problem von KKM, sondern wurde von OSART auch in anderen schweizerischen Kernkraftwerken festgestellt. Sie basiert im wesentlichen auf einer internationalen Erfahrungszahl, dass auf ein Vorkommnis etwa 10 Beinahe-Vorkommnisse fallen. In Schweizer KKW werden jedoch durch das Störmeldungsverfahren praktisch alle Non-Konformitäten behandelt. Aus diesem Grund entsprechen die Vorkommnismeldungen und Vorgehensweise zur internen Meldung und Bearbeitung von Störungen und Beinahe-Ereignissen den Vorstellungen der HSK.

Das Verfahren SOL wurde an der TU Berlin, Forschungsstelle Systemsicherheit in Zusammenarbeit mit dem TÜV Rheinland und der Technischen Überwachung Hessen entwickelt und in den Jahren 1994 bis 1997 erprobt. Es ist vorgesehen, dass in Zukunft alle schweizerischen Kernkraftwerke die SOL-Methode anwenden werden. Die Methode erlaubt eine strukturierte Analyse von Vorkommnissen. Aus der Sicht der HSK kann sie einen guten Ersatz für die Methoden der IAEA (ASSET) und der WANO/INPO (HPES) bieten. Der Vorteil der Methode ist ihre offene Struktur, welche voreilige Schlüsse auf gewisse Ursachen verhindert. Zudem deckt die Methode sowohl technische wie auch menschlich/organisatorische Fragenstellungen simultan ab. Eine EDV-Unterstützung erleichtert die Anwendung der Methode und die Dokumentation. Ereignisse und ihre Entstehung können transparent dargestellt werden. Die HSK wird die Verwendung der neuen Methode vertieft begleiten.

Unter Verwendung von NS-R-2<sup>21</sup> ergibt sich folgende Beurteilung:

- Die methodischen Voraussetzungen und die notwendigen Weisungen für die Erfüllung von Art. 2.21 (Systematik) sind vorhanden.
- KKM wertet Vorkommnisse und Befunde in anderen Kernkraftwerken aus, um daraus Lehren zu ziehen und informiert im Gegenzug über KKM-Erfahrungen, die von allgemeinem Interesse sind. Damit ist Art. 2.22 (Erfahrungsauswertung von externen Quellen) erfüllt.
- Der installierte Prozess (Weisungen, Methode und Personal) gewährleistet, dass sicherheitsrelevante Precursors rechtzeitig erkannt und deren Ursachen behoben werden. Damit ist Art. 2.23 erfüllt.
- Die bestehenden KKM-Weisungen verpflichten zur Meldung jeglicher Ereignisse, Störungen und Mängel; die Meldung von Beinahe-Ereignissen wird durch eine „blame free culture“ gefördert, eine Weisung dazu besteht. Damit ist Art. 2.24 erfüllt.
- Mit wichtigen Lieferanten bzw. mit dem Hersteller (GE) bestehen Vereinbarungen zum Austausch von Betriebserfahrung. Damit ist Art. 2.25 erfüllt.
- Alle Betriebserfassungsdaten werden archiviert und ausgewertet und dienen als Input für die Alterungsüberwachung, die PSA, die PSÜ etc. Damit ist Art. 2.26 erfüllt.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Bei der Behandlung von internen Vorkommnissen wurde im erweiterten Berichtszeitraum zur Unterstützung und Systematisierung das Analyseverfahren SOL eingesetzt. Das Verfahren wird zur Auswertung und Verwaltung der internen Ereignisse verwendet und hat die Methode ASSET/HPES ersetzt. Die Anwendung des Verfahrens wird skizziert und die Erfahrungen damit als „sehr gut bewertet“. Mitarbeiter des KKM haben an Weiterbildungsseminaren teilgenommen. Eine interne Weisung legt fest, wann eine Grundursachenanalyse durchgeführt werden muss und wie das Analyse-Team zusammengesetzt sein soll.

Beinahe-Ereignisse werden hinsichtlich der Ursachenanalyse wie reale Ereignisse behandelt. Ob eine vertiefte Analyse mit SOL durchgeführt wird, hängt von dem erwarteten Wissensgewinn und dem damit verbundenen Erfahrungsrückfluss ab.

Eine weitere Weisung befasst sich mit der Erfassung und Auswertung externer Vorkommnisse zur Verbesserung der organisatorischen Abläufe. Externe Vorkommnisse werden, wie die internen Vorkommnisse, in einer Datenbank verwaltet und statistisch aufbereitet.

Im Jahr 2001 begann eine Arbeitsgruppe der schweizerischen Kernkraftwerke mit der Erarbeitung von Sicherheitsindikatoren. Im Jahr 2003 wurde mit ausgewählten Indikatoren ein Pilotversuch gestartet. Aufgrund der relativ kurzen Zeitspanne der Anwendung ist noch keine Aussage darüber möglich, ob mit der Einführung der Indikatoren die angestrebten Ziele erreicht werden können.

Als Ergebnis der OSART-Follow-up Mission wurden hinsichtlich der Ereignisauswertung zwei Empfehlungen ausgesprochen: (1) Herabsetzung der Schwelle zur Identifizierung und Berichterstattung von Ereignissen und Beinahe-Ereignissen. (2) Zügigere Untersuchung von Ereignissen und breiterer Erfahrungsrückfluss, insbesondere hinsichtlich der Human Factors. Bei dieser Mission wurde die IAEA auf die bei KKM entwickelte und umgesetzte Methode zum Umgang mit Precursor, Low Level

Events und Near Misses aufmerksam. Das KKM lieferte in der Folge einen Beitrag zu einem entsprechenden IAEA-Bericht. Es geht darin um die Methodik zur Gemeinsamkeitsanalysen bei unterschwelligen Hinweisen.

In einer Eigenbewertung stellt KKM fest, dass die erhofften Fortschritte hinsichtlich Effizienz und Qualität mit der Einführung der SOL-Methode im Jahr 2002 erreicht wurden. Über den Erfolg der Sicherheitsindikatoren sei wegen der kurzen Anwendungszeit noch keine Aussage möglich. Die Massnahmen zur freiwilligen Meldung von Beinahe-Ereignissen zeigten zunächst Wirkung, jedoch hätte die Anzahl der Meldungen in den letzten Jahren abgenommen. Dieser Effekt sei aber durch die höhere Anzahl ausgewerteter interner Ereignisse und Stör-Mangelmeldungen ausgeglichen worden. Nach eigenem Bekunden seien Massnahmen zur Erhöhung der Meldebereitschaft notwendig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Mit der Einführung der Methode SOL hat KKM im erweiterten Berichtszeitraum eine Massnahme ergriffen, um Ereignisse systematisch und umfassend erfassen und ablegen zu können. Eine solche Massnahme und Zielsetzung ist grundsätzlich positiv zu bewerten.

Die Identifikation von MTO-Schwachstellen wird aus Sicht der HSK nicht durch die Methode gewährleistet, sondern durch eine vertiefte Analyse des Vorkommnisses unter konsequenter und professioneller Berücksichtigung menschlicher und organisatorischer Aspekte. Seit der Einführung des SOL-Verfahrens im Jahr 2000 seien drei Ereignisse vertieft analysiert worden<sup>42</sup>. Diese Anzahl wird als gering angesehen, so dass nicht von einer systematischen Umsetzung der Methode gesprochen werden kann.

Es liegen in dem Bericht keine Angaben vor, wie sich die Zahl der Meldungen von Beinahe-Ereignissen im erweiterten Berichtszeitraum entwickelt hat. Aus der Eigenbewertung lässt sich schliessen, dass auch aus KKM-Sicht hier ein änderungsbedürftiger Zustand vorliegt.

Laut KKM werden externe Ereignisse mit SOL erfasst und statistisch aufbereitet. Diese Vorgehensweise ist grundsätzlich positiv zu bewerten. Allerdings liegen hierbei für die Erfassung mit SOL in den meisten Fällen als Informationsquellen lediglich die externen Berichte vor. Wichtiger ist, und dies wurde vom KKM anlässlich Inspektionen der HSK auch dargelegt, die Auswahl der Vorkommnisse gemäss der Relevanz für KKM und die weitere Verwendung der aus der Analyse der Vorkommnisse gewonnenen Erkenntnisse.

Insgesamt werden die im erweiterten Berichtszeitraum getroffenen Massnahmen und Zielsetzungen positiv bewertet. Der Ersatz der Methoden ASSET/HPES durch SOL ist nachvollziehbar durch die höhere Praktikabilität begründet, zumal die angewandte Methode nur untergeordnet für die Qualität der Analyse entscheidend ist.

Dagegen hat die HSK am 21. Oktober 2005 im KKM eine Schwerpunktsinspektion zum Thema Vorkommnisanalyse durchgeführt und ist zu folgender Bewertung gelangt:

- *Alle zur Verfügung stehenden Informationsquellen für die Auswertung der Betriebserfahrung werden genutzt. Für die Triage werden erfahrene Leute eingesetzt.*
- *Die Betriebserfahrung zeigt, dass die Verfahren wirksam sind.*

- *Begründungen der Bewertungs- und Kategorisierungs-Entscheide werden nicht dokumentiert. Daher sind diese Entscheide nicht nachvollziehbar. Durch eine Dokumentation dieser Entscheide würden die angewandten Kriterien mit der Zeit besser sichtbar und das entsprechende Wissen wäre besser transferierbar.*
- *Die Auswertung der Betriebserfahrung basiert auf einer technikzentrierten Perspektive. „Human-Factors“ finden bisher wenig Beachtung. Die HSK erwartet, dass HF-Aspekte durch die Schaffung des neuen ISA-H (interner Sicherheitsausschuss ergänzt mit HF-Kompetenz) verstärkte Beachtung finden werden.“*

In der gleichen Inspektion hat die HSK auch festgestellt, dass die personellen Ressourcen für die Vorkommnisbearbeitung im KKM kleiner sind als in den übrigen schweizerischen Kernkraftwerken.

Der interne Sicherheitsausschuss Human-Factors (ISA-H) hat im Jahr 2006 seine Arbeit aufgenommen, womit auch eine Stärkung der personellen Ressourcen für die Vorkommnisanalyse einherging. Weiter wird das KKM auf Anfang 2008 eine neue Stelle für die Vorkommnisbearbeitung schaffen und damit die Ressourcen für diese Aufgabe verstärken. Die HSK erwartet dadurch eine systematischere Anwendung der Methode.

KKM und die HSK haben im Bereich Vorkommnisbearbeitung Verbesserungsbedarf festgestellt. Die HSK wird die vom KKM dazu eingeleiteten Massnahmen nicht als generische Forderung formulieren, sondern diese spezifisch im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit überwachen.

## **5.2 Vorkommnisse im KKM**

Gemäss Art. 38 Abs. 3 KEV<sup>4</sup>, hat der Betreiber der HSK Ereignisse und Befunde, welche die Sicherheit beeinträchtigen oder beeinträchtigen könnten, und sonstige Ereignisse von öffentlichem Interesse zu melden.

Vorkommnisse umfassen Ereignisse und Befunde. Meldepflichtige Ereignisse sind fehlerhafte Abläufe im Anlagenbetrieb, z.B. eine Störung, die zu einer Reaktorschnellabschaltung führt. Meldepflichtige Befunde sind Zustände klassierter Anlageteile, welche die Sicherheit beeinträchtigen können, z.B. ein Startversagen eines Notstromdiesels beim Test. Gemäss Anhang 6 KEV<sup>4</sup> sind die Vorkommnisse entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung unter anderem in vier Kategorien der nationalen Bewertungsskala (S, A, B und U) einzustufen. Bis 1. Februar 2005 war die Klassierung von Vorkommnissen in der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> geregelt.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Insgesamt waren im Bewertungszeitraum 24 klassierte Vorkommnisse nach Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> zu verzeichnen. Alle gehören zur Kategorie B, der niedrigsten Klassierungsstufe. Mit einer Ausnahme wurden alle auf der International Nuclear Event Scale (INES)<sup>39</sup> mit 0 eingestuft. Das Ereignis vom 23. Juni 1998 wurde mit INES 1 bewertet. Eine Beeinflussung der Art und der Anzahl der Vorkommnisse durch die 1993 erfolgte Leistungserhöhung konnte nicht festgestellt werden.*

*Seit Einführung der Meldepflicht für unklassierte Vorkommnisse der Kategorie U unterhalb der Kategorie B im Jahre 1996 gab es 14 solche Vorkommnisse zu verzeichnen.*



## HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

Die Beurteilung erfolgt unten gemeinsam für den gesamten Beurteilungszeitraum 1990 - 2005.

### Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

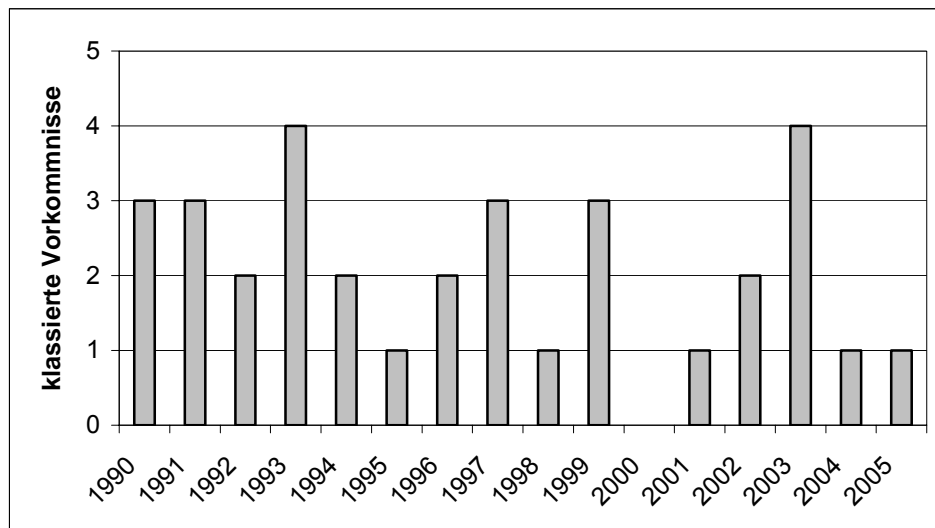
Insgesamt waren im erweiterten Bewertungszeitraum neun klassierte Vorkommnisse zu verzeichnen. Abb. 5.2-1 zeigt die Verteilung der klassierten Vorkommnisse auf die einzelnen Jahre für den Zeitraum 1990 - 2005. Im Jahre 2000 war kein klassiertes Vorkommnis zu verzeichnen.

Das KKM ordnet der Ursachengruppe „Human-Factors“ (HF) folgende Bereiche zu: Management/Organisation, Wartung/Test, menschliche Faktoren, Vorschriften und Kommunikation. Im erweiterten Bewertungszeitraum betreffen etwa 50 % der Vorkommnisse die Ursachengruppe HF. Dieser Anteil entspricht annähernd dem Wert aus der Berichtsperiode 1990 - 2000.

Alle Vorkommnisse sind mit anerkannten Methoden analysiert worden. Die Ursachenzusammenhänge wurden ermittelt und auf Grundlage der daraus gewonnenen Erkenntnisse sind Verbesserungsmassnahmen vorgeschlagen bzw. umgesetzt worden.

Die Effizienz der Verbesserungsmassnahmen aufgrund der Vorkommnisse wird damit belegt, dass es nicht zu Wiederholungen von gleichartigen Fehlern gekommen ist. Damit haben die vorgenommenen Verbesserungsmassnahmen die Sicherheit der Anlage erhöht.

Abb. 5.2-1: Klassierte Vorkommnisse im Bewertungszeitraum 1990 - 2005



### HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Alle klassierten Vorkommnisse waren von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung (Kategorie B). In den letzten 15 Jahren kam es im Durchschnitt zu etwa 2 Vorkommnissen der Kategorie B pro Jahr und zu keinen Vorkommnissen höherer Kategorien. Dies kann als Ausdruck eines guten Anlagebetriebs gewertet werden.

## 5.2.1 Transienten mit Anforderungen der Reaktorschnellabschaltung

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum fanden neun Transienten mit einer Reaktorschnellabschaltung (RESA) statt.*

*5. September 1991: RESA durch „Neutronenfluss hoch“ wegen Nichthochschalten des Auslösegrenzwertes von 90 % auf 120 %. Die Anlage verhielt sich auslegungsgemäss. Als Sofortmassnahme wurde die Signalisierung verbessert. Mit der Nachrüstung des Schutzsystems TOPPS (Kap. 7.2.6) im Jahre 1996 entfällt das manuelle Verstellen des RESA-Auslösegrenzwertes durch „Neutronenfluss hoch“.*

*9. Juni 1993: RESA bei Trip beider Turbogruppen nach einem Blitzeinschlag in die Unterstation Mühleberg-West oder in die Leitung nach Galmiz. Der Turbinenschnellschluss wurde durch das Auslösen des Differentialschutzes der beiden Blocktransformatoren ausgelöst. Ein Bypassregelventil öffnete verzögert. Der dadurch verursachte Druckaufbau im Reaktordruckbehälter führte zu einem Anstieg der Neutronenflussdichte auf > 120 %, was die RESA auslöste. Als Ursache für das verzögerte Öffnen des Bypassventils wurde ein Fehler im Beschleunigungsrelais gefunden. Das Verhalten der Gesamtanlage nach der Abschaltung entsprach der Auslegung. Zur Vermeidung einer Wiederholung werden die Bypassöffnungszeiten jährlich unter Betriebsbedingungen geprüft.*

*30. Juni 1993: RESA durch eine Drucktransiente in einem Kondensatopf der Reaktorschutzinstrumentierung. Die RESA erfolgte durch das Signal „Reaktordruck > 74,4 bar“. Im Verlauf der Transiente wurden zwei Abblaseventile geöffnet, ein RCIC gestartet und die Frischdampfentwässerungsleitung isoliert. Das weitere Anlageverhalten entsprach der Auslegung. Als Ursache für das Ereignis wurde mit grosser Wahrscheinlichkeit eine Wasserstoffverbrennung im Niveautopf des Referenzbeins der Druckmessung angenommen. Eine geänderte Leitungsführung und Geometrie des Kondensatopfes verhindern in Zukunft die Ansammlung von Radiolyse-Gasen im Dampfraum des Kondensatopfes, wodurch eine Wiederholung des Ereignisses unwahrscheinlich wird.*

*5. September 1994: RESA von Hand beim Anfahren der Anlage nach der Jahresrevision. Während des Anfahrens mit der Turbogruppe A führte ein Störsignal der Turbinen-Vibrationsüberwachung zum Turbinenschnellschluss mit Vakuumbrechen. Die Turbogruppe B stand zu diesem Zeitpunkt noch nicht zur Dampfaufnahme bereit. Der Reaktor wurde von Hand abgeschaltet. Die Anlage verhielt sich auslegungsgemäss. Zur Vermeidung einer Wiederholung wurde die Abschaltung der Turbogruppe mit einer Zeitverzögerung von 5 s versehen und die Störsignale durch Änderung der Messwertverarbeitung eliminiert. Trotz dieser Massnahmen erfolgte das nächstgenannte Ereignis.*

*7. März 1995: RESA nach Turbinenschnellschluss mit Vakuumbrechen wegen Fehlauflösung der Turbinen-Vibrationsüberwachung. Der Schnellschluss der Turbogruppe A bewirkte einen raschen Druckanstieg, der zur RESA führte, bevor das Betriebspersonal eingreifen konnte. Ursache war ein Ausfall der Funktionsfähigkeitsüberwachung (O.K.-Signal) infolge von Störimpulsen. Die Anlage verhielt sich gemäss Auslegung. Zur Vermeidung einer Wiederholung wurde die Auslösung des Turbinenschnellschlusses bei fehlendem O.K.-Signal um 10 s verzögert und die Sensorordnung verbessert. Seither traten keine derartigen Fehlauflösungen mehr auf. Seit 1996 erfolgt bei Verlust einer Hauptwärmesenke automatisch eine rasche Reduktion der Reaktorleistung unter 50 %, wodurch eine RESA vermieden werden kann.*

14. März 1996: RESA nach Turbinenschnellschluss beider Turbogruppen. Während der Leistungsreduktion für Wiederholungsprüfungen (Ventilschliesszeiten, Einzelscramtests) verursachte ein defekter Analogrechner einen Niveauanstieg im Reaktordruckbehälter, was den Schnellschluss beider Turbinen zur Folge hatte. Der damit verbundene Anstieg der Neutronenflussdichte über 90 % des Normalwerts führte zur RESA. Das Anlageverhalten entsprach der Auslegung. Im normalen Leistungsbetrieb sind die Teils scramstäbe angewählt und wirken einem Schnellschluss beider Turbinen entgegen. Als Massnahme zur Verhinderung eines ähnlichen Vorkommnisses wird nun das Anwählen der Teils scram-Steuerstäbe auch bei den Wiederholungsprüfungen ermöglicht, die während des Leistungsbetriebs durchgeführt werden. Dadurch wird automatisch eine rasche Reduktion der Reaktorleistung erfolgen. Der 90 %-Grenzwert für die Neutronenflussdichte besteht seit der Einführung des Schutzsystems TOPPS (August 1996, Kap. 7.2.6) nicht mehr.

19. Juli 1997: RESA durch tiefes Reaktorniveau. Eine Störung in der Ansteuerung der Thyristoren führte zur Abschaltung der Erregung eines Generators, was einen Lastabwurf zur Folge hatte. Ein defektes hydraulisches Steuerelement eines Speisewasserregelventils führte vorerst zu einem Anstieg des Reaktorniveaus, was zum Turbinenschnellschluss führte. Anschliessend fiel das Reaktorniveau ab, was die RESA auslöste. Das Anlageverhalten entsprach der Auslegung. Um eine Wiederholung zu vermeiden, werden die hydraulischen Steuerelemente beider Speisewasserregelventile jeweils anlässlich der Jahresrevision überprüft.

23. Juni 1998: RESA durch Toruswassertemperatur hoch infolge irrtümlich geöffnetem Abblaseventil. Im Rahmen eines periodischen Tests öffnete ein Operateur irrtümlicherweise ein Abblaseventil durch Fehlbetätigung des Vorsteuerventils. Er bemerkte den Fehler und löste sofort wieder den Schliessbefehl aus. Dadurch schloss das Vorsteuerventil gemäss Rückmeldung am Pult, nicht aber das Abblaseventil. Das Abblaseventil blieb, unterstützt durch den hohen Reaktordampfdruck und der Hysterese, auslegungsgemäss offen. Die Betriebsschicht identifizierte den Störfall rasch und richtig. Sie stabilisierte das Reaktorniveau durch Handsteuerung der Speisewassermenge. Die richtige Störfallvorschrift wurde benutzt, allerdings nicht konsequent abgearbeitet. Man konzentrierte sich einerseits stark auf die Stabilisierung des Füllstands im Reaktor und zweifelte die Richtigkeit des geschlossenen Vorsteuerventils an. Es wurde ein Operateur in das SUSAN Gebäude gesandt um durch Ziehung des Schaltereinschubs das Ventil sicher zu schliessen. In der Zwischenzeit wurde übersehen, dass gemäss der Störfallanweisung 5 Minuten nach Störfalleintritt eine Hand-RESA ausgelöst werden sollte. Die RESA wurde schliesslich nach 14 Minuten automatisch vom Notstandssystem aufgrund der angestiegenen Toruswassertemperatur bei 42°C ausgelöst. Der damit verbundene Druckabfall führte bei 65,3 bar zum Schliessen des Abblaseventils und damit zum Ende des Störfalls. KKM leitete sofort eine Ursachenanalyse ein. Die HSK führte noch vor dem Wiederauffahren eine umfangreiche Teaminspektion durch. Die wichtigsten durchgeführten Korrekturmassnahmen waren: Auslösung des manuellen Scrams bei 32°C Toruswassertemperatur statt nach 5 Minuten ab Störfallbeginn gemäss Störfallvorschrift; Verbesserung der Alarmierung und der Anzeigen bezüglich der Indikation von offenen SRV; Korrektur des Ventilverhaltens am Simulator. Neben der Verbesserung des Trainingskonzepts wurden zusätzlich theoretische Analysen mit verschiedenen Rechencodes durchgeführt. Die vom KKM getroffenen Massnahmen werden in der HSK-Beurteilung dargestellt.

7. September 1999: RESA durch Reaktordruck grösser 74,4 bar infolge Schliessen des Brandschutzventils einer Turbogruppe. Bei Funktionsprüfungen der Sicherheitseinrichtungen der Turbogruppe B kam es zum Turbinenschnellschluss mit Vakuumbrechen. Die Reaktorleistung wurde automatisch reduziert, Turbogruppe A blieb in Betrieb. Unabhängig von der Abschaltung der Turbogruppe B führte eine plötzlich auftretende Dampfleckage zum Ansprechen von zwei Brandmeldern, wodurch fälschli-

cherweise das Brandschutzventil der Turbogruppe A geschlossen und die Dampfzufuhr auch zur Turbogruppe A unterbrochen wurde. Dadurch stiegen Druck und Neutronenflussdichte im Reaktor an, der Druckanstieg löste die RESA aus. Bei 76,2 bar öffneten sich zwei Abblaseventile automatisch, was den Druckanstieg begrenzte. Schutzeinrichtungen und Regelkreise funktionierten einwandfrei, das Anlageverhalten entsprach der Auslegung. Das Betriebspersonal handelte nach Vorschrift. Als Ursache für das Schliessen des Brandschutzventils wurde ein nicht korrekt eingestelltes Umschaltventil im Luftauslösekreis des Brandschutzventils identifiziert. Um eine Wiederholung zu vermeiden, wird die Einstellung des Umschaltventils jährlich geprüft. Die Checkliste zur Kontrolle der Brandschutzventile wurde erweitert. Alle übrigen Wiederholungsprüflisten wurden auf Inkonsistenzen bezüglich Auslöselogik geprüft und werden in Zukunft regelmässig kontrolliert. Bei diesem Vorkommnis schloss ein Sicherheits-/Abblaseventil nicht ganz, was über die zwei undichten Vakuumbrechklappen der betroffenen Abblaseleitung zu einem geringen Aktivitätseintrag ins Drywell führte. Die Anlage wurde daraufhin kalt abgefahren und das Drywell belüftet. Die Vakuumbrechklappen wurden soweit wie möglich geschlossen. Die verbleibende Leckage ins Drywell lag weit unterhalb des gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Wertes. In der nächsten Revisionsabstellung (August 2000) wurde das undichte Sicherheits-/Abblaseventil ersetzt, und die undichten Vakuumbrechklappen wurden repariert.

*KKM-Schlussfolgerung: KKM liegt mit den neun RESA in zehn Jahren (0,9/Jahr) über dem schweizerischen Mittel von acht im gleichen Zeitraum (0,8/Jahr) aber unter dem WANO-Mittelwert von ca. 1,0 pro Jahr. Sechs RESA wurden durch Fehler in der Sekundäranlage verursacht, zwei durch Operateurfehler und eine durch eine Störung in der Reaktoranlage. Dass die Auswirkungen von Störungen in der Sekundäranlage oft zu RESA führen, wird mit der direkten Kopplung von Turbine und Reaktor beim SWR und den zwei Turbogruppen erklärt. Von den getroffenen Verbesserungsmassnahmen erwartet KKM in Zukunft eine Verminderung der Anzahl RESA. Der KKM-eigene Simulator und das Prozessvisualisierungssystem (PVS) ermöglichen eine bessere Schulung des Betriebspersonals und ein rascheres Erkennen von Störungen. Eine geringe Anzahl RESA wirkt sich günstig auf die Beanspruchung von Komponenten und Systemen aus und verzögert Alterungseffekte.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die RESA funktionierte bei allen Anforderungen stets einwandfrei. Beim Ereignis vom 23. Juni 1998 wurde die RESA nicht wie in der Auslegung vorgesehen frühzeitig von Hand ausgelöst. Die automatische Auslösung im Notstandssystem durch den Anstieg der Toruswassertemperatur erfolgte jedoch auslegungsgemäss (Kap 7.4.2).*

*Das Verhalten der Gesamtanlage entsprach jeweils den Erwartungen für das auslösende Ereignis und den dabei aufgetretenen Störungen. Alle Transienten mit Anforderungen der RESA wurden technisch beherrscht und führten zu keiner grösseren Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Auch die radiologischen Bedingungen innerhalb der Anlage wurden durch die Störungen nur unwesentlich beeinträchtigt.*

*Das Ereignis vom 23. Juni 1998 wurde als einziges mit INES 1 bewertet. Die automatische RESA aus dem Notstandssystem erfolgte auslegungsgemäss. Die Sicherheit der Anlage war gemäss theoretischen Analysen nicht gefährdet. Das Ereignis zeigte Schwachstellen im organisatorischen Bereich. Grundursache für das Ereignis war das Nichtbekanntsein der Hysterese des Abblaseventils. Die Ur-*

sache dafür liegt in den Inbetriebsetzungstests nach der Fabrikatsänderung der Abblaseventile im Jahre 1974, die nicht bei normalem Betriebsdruck, sondern bei tieferem Druck im Reaktor durchgeführt wurden. Dadurch schloss das Abblaseventil mit dem Schliessen des Vorsteuerventils sofort. Die Existenz der Hysterese der Abblaseventile bei normalem Betriebsdruck war KKM nicht bewusst und demzufolge am Simulator auch nicht korrekt modelliert. Dies war der Grund, warum statt der von der Störfallvorschrift verlangten Reaktordruckabsenkung ein Operateur in das Notstandgebäude gesandt wurde, um das Vorsteuerventil freizuschalten und damit zu schliessen. Da die Stellung des Abblaseventils nicht angezeigt wird, wurde nicht sofort erkannt, dass zwar das Vorsteuerventil korrekt funktioniert hatte, das Abblaseventil infolge der Hysterese aber noch offen war. Das ungenügende Wissen über das Ventilverhalten beim Betriebsdruck manifestierte sich weiter darin, dass eine sofortige Kontrolle der Druckanzeige in der Abblaseleitung als weiterer Indikator unterblieb. Ungünstig war auch die zeitabhängige Anweisung der Scramauslösung (gemäss amerikanischer Vorschrift erlaubt). Sie wurde nun in eine temperaturabhängige Anweisung geändert.

KKM hat in der Folge die notwendigen Massnahmen im Bereich Ergonomie und Human Factor getroffen (Alarmierung, Anzeigen zur besseren Indikation offener SRV, Störfallvorschrift), um eine Wiederholung des Ereignisses zu verhindern. Am Simulator wird nun das Ventilverhalten richtig modelliert. Die Erfahrungen aus dem Ereignis werden in der Schulung des lizenzierten Betriebspersonals behandelt. Auch der Fall eines irrtümlich geöffneten Abblaseventils bei Leistungsbetrieb wurde am Simulator von allen Schichtgruppen trainiert und ist seither Bestandteil der Wiederholungsschulung. Weiter ist das Erkennen eines offenen Abblaseventils regelmässig ein Thema bei Lizenzprüfungen. Die HSK konnte dabei feststellen, dass sowohl die Hysterese des Ventils, die Bedeutung der Positionsanzeige (nur Vorsteuerventil) und die Möglichkeit zum Erkennen des Offenbleibens bekannt sind.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass die nach Transienten mit Anforderung der RESA getroffenen Massnahmen geeignet sind, um eine Wiederholung auszuschliessen resp. deren Eintretenshäufigkeit deutlich zu reduzieren.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Im erweiterten Bewertungszeitraum 2000 - 2005 erfolgten fünf Reaktorschnellabschaltungen (RESA), wovon drei als klassierte Vorkommnisse der Kategorie B bewertet wurden. Zwei der klassierten Abschaltungen standen in direktem Zusammenhang mit der Modernisierung der Vordruckregler (Turbinensteuerung) und deren Inbetriebsetzung. Die dritte RESA erfolgte im Vollastbetrieb als Folge des Ausfalls der Speisewasserversorgung einer Turbogruppe.

Die anderen beiden Abschaltungen erfolgten bei Reaktorleistungen kleiner 5 % und wurden deshalb der Kategorie U (unklassiert) zugeteilt und werden im Folgenden nicht detaillierter dargestellt.

24. Januar 2001: RESA durch Niveau  $\leq + 28$  cm nach Ausfall der Speisewasserpumpen B und C im Leistungsbetrieb. Der Auslöser des Ereignisses war eine automatische Abschaltung der Speisewasserpumpe B, deren Ursache im Ansprechen des Überspannungsschutzes lag. Dieser war durch eine falsche Widerstandsbestückung auf der elektronischen Printplatte zu tief eingestellt. Ordnungsgemäss erfolgte eine Umschaltung auf die Reserve-Speisewasserpumpe C, die nach einer halben Stunde durch die Schutzanregung "Kühllufttemperatur max." ebenfalls abgeschaltet wurde. Die sofort eingeleitete manuelle Auslösung des SRI mit Runback konnte eine Reaktorschnellabschaltung durch Reaktorniveau  $\leq + 28$  cm nicht mehr verhindern. Die Ursache der Abschaltung der Pumpe C lag in einer gelösten Steckverbindung im Temperaturüberwachungskreis.

Alle Schutzeinrichtungen und Regelkreise funktionierten während der Transiente einwandfrei. Die Niveaualösung -107 cm für ECCS Schutzanregung wurde nicht erreicht. Das Betriebspersonal han-

delte entsprechend der für diesen Fall vorgesehenen Betriebsstörfallanweisung BSA-B-009 „Gestörte Speisewasserversorgung“.

Die Reservebauteile wurden einer eingehenden Prüfung unterzogen, die Auslösepunkte werden jährlich gemäss Prüfprogramm überprüft. Alle im KKM vorhandenen Steckerverbindungen wurden überprüft und das Personal mit dem Umgang dieser speziellen Steckerverbindung geschult.

1. September 2003: Handscramauslösung nach Verlust der Wärmesenke. In der Jahresrevision 2003 wurden bei beiden Turbogruppen die Elektro-Hydraulischen-Wandler (EHW), der Stellungs- und der Drehzahlregler ausgewechselt. Beim ersten Hochfahren der Turbogruppe B waren zwecks Schwingungsmessungen Haltepunkte bei verschiedenen Drehzahlen eingeplant. Ausgehend von der Nennzahl wurde die vorgeschriebene Prüfung des Überdrehzahlschutzes durchgeführt. Durch Ansprechen des Überdrehzahlschutzes wurde planmässig ein Turbinenschnellschluss ausgelöst. Der Auslauf der Turbogruppe wurde zu weiteren Messungen zur Optimierung der Turbinensteuerung herangezogen. Während des Einspielens der neuen Reglereinstellungen erhielt die Turbinenautomatik (Turbomat) kurzzeitig kein Drehzahlsignal, was der Turbomat als Wellenstillstand interpretierte und ein Vakuumbrechen auslöste. Da an der Turbogruppe A das Vakuum noch nicht aufgebaut war, ging die Hauptwärmesenke verloren. Durch die Handauslösung eines Scrams konnte eine Drucktransiente vermieden werden. Die Ursache für die Störung des Drehzahlsignals war das unkoordinierte Einspielen von geänderten Reglereinstellungen durch Mitarbeiter der Lieferfirma.

Es wurden alle Mitarbeiter der beteiligten Ressorts und Fremdfirmen angewiesen, geplante Arbeiten nur nach Absprache und Koordination mit der Betriebsmannschaft durchzuführen. Es wurden alle Mitarbeiter der beteiligten Ressorts und Fremdfirmen angewiesen, geplante Arbeiten nur nach Absprache und Koordination mit der Betriebsmannschaft durchzuführen.

30. August 2004: Reaktorschnellabschaltung bei der Prüfung des Vakuumbegrenzers der Turbine A. Bei der Prüfung der Vakuumbegrenzerfunktion wurde eine Vakuum-Verschlechterung im Kondensator der Turbine A simuliert. Beim Rückstellen des simulierten Vakuumdruckes mit der Prüfeinrichtung auf den tatsächlichen Kondensatordruck öffneten unerwartet die Bypassventile. Der Vordruckregler konnte den Reaktordruck nicht halten. Durch die rasche Entlastung der Turbogruppe B wurde ein Teilsclam angeregt, was den Reaktordruckabbau noch beschleunigte. Bei einem Reaktordruck von ca. 55 bar führte dies zu einer Isolation des Primärsystems und zu einem Scram. Die Ursache der Scramauslösung lag an der temporären Prüfeinrichtung, mit der ein Anlagenzustand simuliert wurde, der im Anlagenbetrieb nicht vorkommt. Die Ausführung der Logik der Vakuumbegrenzerfunktion war für diesen Anlagenzustand nicht geeignet. Die Regelfunktion wurde in der Revision 2005 geändert und erfolgreich geprüft.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die von KKM eingereichten Berichte zu den Transienten wurden geprüft. Die HSK hat bei der Prüfung festgestellt, dass die drei Transienten die Kriterien für die Einstufung der Vorkommnisse in die Kategorie B erfüllen. Die von KKM vorgenommenen Einstufungen der Transienten wurden von der HSK bestätigt.

24.1.2001: Während der Transiente funktionierten die Schutzeinrichtungen und Regelkreise korrekt. Das Betriebspersonal handelte ordnungsgemäss nach der Betriebsstörfallanweisung. Im Nachgang wurde das Personal entsprechend geschult.

1.9.2003: Während der Transiente löste das Betriebspersonal vorschriftsgemäss einen Handsclam aus. Im Nachgang wurde das Ressort- und Fremdfirmenpersonal entsprechend geschult.

24.8.2004: Während der Transiente funktionierten die Schutzeinrichtungen und Regelkreise korrekt. Die Ursache für die Transiente wurde durch die Änderung der Regelfunktion behoben.

Damit sind die aus Sicht der HSK erforderlichen Massnahmen umgesetzt worden. Die Anzahl der B-klassierten Transienten mit Reaktorschnellabschaltung ging von 0,9/Jahr (vorheriger Zeitraum 1990-2000) auf 0,6/Jahr (Zeitraum 2001-2005) zurück.

## 5.2.2 Transienten ohne Anforderung der Reaktorschnellabschaltung

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum erfolgten 14 Turbinenschnellschlüsse (TSS), wobei in 11 Fällen eine Turbine und in 3 Fällen beide Turbinen abgeschaltet wurden. Vier Turbinenschnellschlüsse führten zu einer RESA. In drei Fällen kam die 1996 realisierte automatische Leistungsreduktion mit Teilscream (SRI) und Umwälzpumpen-Runback (Kap. 7.2.2) zum Tragen. Die Ursachen für die Turbinenabschaltungen waren verschiedener Natur (z. B. Störungen in der Turbinensteuerung, Fehler in der Turbinen-Vibrationsüberwachung oder einer Prüfvorrichtung, Ausfall der 6-kV-Eigenbedarfsversorgung). Das Vorhandensein von zwei Turbogruppen erhöht das Risiko für einen TSS, vermindert aber das Risiko für eine RESA.*

*Drei Generator-Lastabwürfe traten auf. Zwei durch Ausfall der Erregung verursachte Lastabwürfe betrafen nur eine Turbogruppe. Der dritte Lastabwurf wurde durch das Öffnen der Leistungsschalter beider Generatoren nach einer Störung in der Unterstation 220kV-Ost verursacht und führte zu einer Reduktion der Generatorenleistung auf Eigenbedarf. Das Anlageverhalten entsprach der Auslegung.*

*Während der Berichtsperiode fielen achtmal Umwälzpumpen aus, wobei in vier Fällen beide Pumpen betroffen waren. In keinem der genannten Fälle wurden Instabilitäten des Neutronenflusses beobachtet. Drei Ausfälle der Pumpe A im Jahre 1996 wurden durch die Temperaturüberwachung des Motor-Generator-Sets A verursacht. Nach dem Ersatz dieses störungsanfälligen Systems erfolgten keine weiteren Ausfälle mehr.*

*Vier von sechs Speisewassertransienten waren auf Ausfälle einer Speisewasserpumpe mit ordnungsgemässer Umschaltung auf die Reservepumpe zurückzuführen. Von den zwei Transienten mit Ursache im Bereich der Speisewasserregelung führte eine zur RESA.*

*Dreimal kam es zum Verlust einer der beiden Hauptwärmesenken. Zweimal führte dies zu einer RESA. Die Ursache lag in allen Fällen im Turbinenbereich. Frischdampfisolationen, die unter anderem einen Verlust der Hauptwärmesenke bewirken würden, waren nicht zu verzeichnen.*

*Störungen des elektrischen Eigenbedarfs traten in zwei Fällen auf. Bei Montagearbeiten kam es zu einer Störung der 6kV-Schiene D, welche eine TSS der Turbogruppe A und eine Schnellumschaltung auf die Schiene E auslöste. Während der Jahresrevision 2000 wurde versehentlich der Leistungsschalter geöffnet, worauf die 380V-Versorgung während 6 Minuten ab Wasserkraftwerk (Notstrom-Einspeisung C1/C2) erfolgte.*

*Die Anzahl Transienten ohne Anforderung der RESA ist für eine Anlage mit 2 Turbogruppen nicht hoch. Das Anlageverhalten entsprach der Auslegung. Aufgrund von Verbesserungen und Nutzung der Erfahrung wird erwartet, dass die Anzahl solcher Ereignisse abnehmen wird und ihre Auswirkungen geringer werden.*

## HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Gesamtanlage verhielt sich bei den Transienten ohne Anforderung der RESA erwartungsgemäss. Die Ursachen wurden abgeklärt und geeignete Verbesserungsmassnahmen getroffen. Die häufigste Ursache war ein Schnellschluss einer Turbine. Fällt eine Turbine aus, so erlaubt die zweite einen Weiterbetrieb bei 50 % des Nennwerts der thermischen Reaktorleistung. Die automatische Leistungsreduktion mit Teilscream und Umwälzpumpen-Runback ist ein geeignetes Mittel zur Verminderung der Auswirkungen eines Schnellschlusses einer Turbine auf die Gesamtanlage.*

## Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Im erweiterten Bewertungszeitraum traten 5 Transienten auf, die nicht zu einer Reaktorschnellabschaltung führten. Auf Grund der Ursachen der Transienten und des anschliessenden Verhaltens der Anlage wurden diese Transienten alle in die Kategorie U (unklassiert) gemäss der Richtlinie HSK-R-15 eingestuft. Sie werden daher im Folgenden nicht detaillierter dargestellt.

## HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die von KKM eingereichten Berichte zu den Transienten wurden geprüft. Die HSK hat bei der Prüfung festgestellt, dass bei keiner Transiente die Kriterien für die Einstufung des Vorkommnisses in die Kategorie B erfüllt waren. Die von KKM vorgenommenen Einstufungen der Transienten wurden von der HSK bestätigt. Die Transienten sind daher nicht von sicherheitstechnischer Bedeutung.

### 5.2.3 Befunde

## Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum ergaben sich acht Befunde der Kategorie B (geringe sicherheitstechnische Bedeutung) gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup>. Je zwei Befunde betrafen die Notstromdieselanlage bzw. einen SUSAN-Notstromdiesel, je einer das RCIC-System, ein Zeitrelais im Reaktorschutz, eine Isolationsarmatur der Frischdampfentwässerung und eine Isolationsarmatur des RWCU-Systems. Die Anzahl Befunde der Kategorie B pro Jahr war im Bewertungszeitraum rückläufig (Abb. 5.2.3-1).*

*Seit der Einführung der Kategorie U (sicherheitstechnisches Interesse) 1996 wurden drei Befunde dieser Kategorie zugeordnet.*

## HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Aufgrund der Vielzahl der Komponenten, die bei den Funktionsprüfungen der Sicherheitssysteme betroffen sind, ist ein Nullwert der Befunde nicht zu erwarten. Die rückläufige Anzahl der Befunde kann als ein Indiz für eine gute Instandhaltung gewertet werden.*



## Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Im erweiterten Bewertungszeitraum ergaben sich zehn Befunde, wovon sechs als B klassiert und vier als unklassiert (U) eingestuft wurden. Bei zwei der als B klassierten Befunde lag ein Versagen von Systemen bei Tests vor. Drei weitere Befunde der Kategorie B betrafen je ein Leck am Speisewasserstrang A, am Lager der Umwälzpumpe B und am Stutzen N9. Ein weiterer Befund trat bei einem Transport auf. Die Befunde sind mit Ausnahme des Transportbefundes (siehe Kap. 5.8.4) nachfolgend beschrieben.

13. Februar 2002: Nichtstarten des Kernsprühsystems A bei Test. Während der monatlichen Durchführung des Testlaufs startete das Kernsprühsystem A nach dem Auslösen des Handsignals nicht. Die Störungsursache lag in einem defekten Speichersubprint, dessen fehlerhaftes Signal einen dauernden Aus-Befehl auf das Kernsprühsystem A bewirkte. Der sofort eingeleitete und nach der Technischen Spezifikation verlangte Testlauf des Kernsprühsystems B war erfolgreich. Nach dem Auswechseln des fehlerhaften Subprints wurde die Funktionstüchtigkeit des Kernsprühsystems A nachgewiesen.

16. April 2002: Nichtstarten des Dieseldieselgenerators der SUSAN Division A bei Test. Während der monatlichen Durchführung des Testlaufs des Notstromdieseldieselgenerators erfolgte der Start nicht unmittelbar. Die Störungssuche ergab, dass das Anlassventil beim ersten Startversuch mechanisch nicht schaltete. Nach dem zweiten, erfolgreichen Start konnte der Testlauf vollständig ausgeführt werden. Das Ventil wurde ausgetauscht und im Herstellerwerk untersucht. Eine eindeutige Ursache wurde nicht festgestellt. Da als Ursache ein Fremdkörper im Ventil vermutet wurde, wurde die Innenbeschichtung der Startluftbehälter der SUSAN-Diesel untersucht. In der Folge wurden diese später durch Behälter aus austenitischem Stahl ersetzt.

6. Februar 2003: Leckage im Speisewasserstrang A. Während einer Anlagenbegehung wurde im Dampftunnel eine Dampfleckage entdeckt. Das Ausbleiben von erhöhter Aktivität im Maschinenhaus deutete auf eine Speisewasserleckage hin. Durch Entlastung der Turbogruppe A konnte die Leckage der Speisewasserleitung A zugeordnet werden. Die Leckage wurde am Messstellengehäuse eines Druckmessanschlusses lokalisiert. Zur Behebung der Leckage wurde der Reaktor auf heiss unterkritisch abgestellt. Die betrieblich nicht mehr benötigten Druckmessanschlüsse wurden mit Blindzapfen verschraubt und anschliessend verschweisst. Später wurden die unnötig gewordenen Messstellengehäuse entfernt.

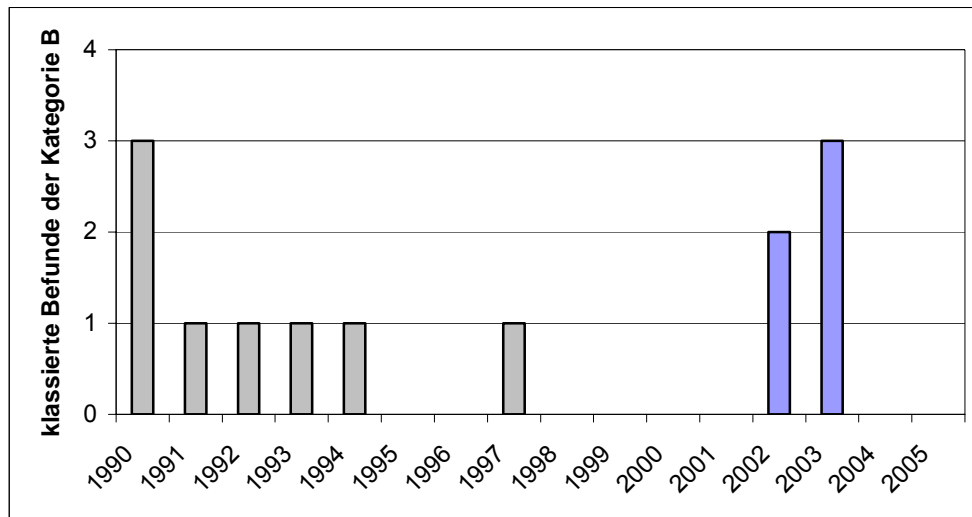
31. Mai 2003: Gleitringdichtungsleckage Umwälzpumpe B. Die Überwachungsinstrumentierung der Reaktor-Umwälzpumpe B deutete seit Anfang März auf eine langsame Funktionsbeeinträchtigung der Gleitringdichtung hin. Nachdem Ende Mai die Dichtungstemperatur den Alarmwert erreicht hatte, entschloss sich das KKM, das Kraftwerk abzufahren und die Gleitringdichtung auszuwechseln.

31. Mai 2003: Meldepflichtiger Befund am Stutzen N9. Das Abfahren des Kraftwerks zum Gleitringdichtungsaustausch wurde gleichzeitig zur Identifizierung und Reparatur einer Leckage im Drywell genutzt. Dabei konnte eine Wasseraustrittsstelle im Bereich des Stutzens N9 identifiziert werden, welcher mit einer Overlay-Schweissung repariert wurde. Ursache der Leckage waren Ermüdungsmechanismen ausgelöst durch die Einspeisung von kaltem Wasser aus der CRD-Rückführleitung, die später demontiert wurde.

Die gesamte Anzahl der Befunde liegt im Erwartungsbereich und mit drei Befunden der Kategorie B während Wiederholungsprüfungen unter Berücksichtigung des verkürzten Berichtszeitraumes tiefer als in der Berichtsperiode 1990 - 2000.

Die Anzahl der klassierten Befunde pro Jahr sind (mit Ausnahme des Transportbefundes, vgl. Kap. 5.2.4) nachfolgend dargestellt.

Abb. 5.2.3-1: Klassierte Befunde der Kategorie B im Bewertungszeitraum 1990 - 2005



### HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die Ursachen der Befunde in den Jahren 2002 und 2003 wurden von der HSK aufmerksam angesehen; es ergaben sich aber keine Hinweise auf Schwächen in der Instandhaltung.

### 5.2.4 Ereignisse von öffentlichem Interesse (ohne Reaktorschnellabschaltungen)

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Drei kleinere Brände und zwei Schwelbrände wurden von den Brandmeldern signalisiert und konnten vom Stosstrupp bzw. von der Ersteinsatzgruppe innert kurzer Zeit gelöscht werden (Kap. 7.5.4). Die Berufsfeuerwehr der Stadt Bern musste nicht aufgeboden werden.*

*Die Sanitätspolizei Bern musste dreimal aufgeboden werden. Schwere Personenunfälle oder kontaminierte Verletzte waren nicht zu verzeichnen.*

*Es ereigneten sich keine Einwirkungen Dritter (EW3), die einen Notfall darstellten. Zwei Aktionen von Greenpeace hatten keine Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage.*

*Kontaminierte Transporte werden im Kap. 5.8.4 behandelt.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Keines der Ereignisse von öffentlichem Interesse (ohne RESA) beeinträchtigte den sicheren Betrieb der Gesamtanlage. Grössere Brände waren nicht zu verzeichnen. Auf alle Brandalarme erfolgte eine rasche und angemessene Reaktion. Daraus lässt sich der Schluss ziehen, dass die Branderkennung und -bekämpfung einen ausgereiften Stand erreicht hat.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Im erweiterten Berichtszeitraum erfolgte bei einem Transport einer Komponente vom KKM zum KKL eine Überschreitung des gefahrgutrechtlichen Grenzwertes für die Dosisleistung. Entsprechend der Richtlinie HSK-R-15 wurde das Vorkommnis als B, INES 0 bewertet. Die Änderung der Dosisleistung ist durch Mobilisierung eines kleinen schwachradioaktiven Teilchens innerhalb des verschlossenen Transportguts zu erklären (vgl. Kap. 5.8.4).

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Gemäss der Richtlinie HSK-R-15 handelt es sich bei einer Überschreitung des gefahrgutrechtlichen Grenzwertes bei Transporten um einen Befund von öffentlichem Interesse. Das Vorkommnis stellte keine Gefährdung für Personen dar. Das KKM hat die notwendigen Massnahmen zur Verhinderung ähnlicher Vorkommnisse ergriffen (vgl. Kap. 5.8.4).

## **5.3 Für das KKM relevante Vorkommnisse in anderen Anlagen**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Für die Erfassung und Auswertung von Vorkommnissen in anderen Kernanlagen besteht eine spezielle Weisung. Informationen über Vorkommnisse in anderen Anlagen erhält KKM von deren Betreibern bzw. Vereinigungen von Betreibern, von Lieferanten und Behörden. Die Anzahl der eingehenden Informationen ist sehr gross. Deshalb sammelt eine spezielle Fachstelle die Informationen, führt eine erste Auswertung durch, prüft deren Relevanz für KKM und leitet die Meldungen an die betroffenen Prozessverantwortlichen oder Ressortleiter bzw. Fachstellenleiter zur Detailbearbeitung weiter. Sicherheitsrelevante Meldungen werden auch an den internen Sicherheitsausschuss (ISA) geleitet, welcher auf Antrag des zuständigen Ressortleiters bzw. Fachstellenleiters über die Durchführung einer vertieften Analyse entscheidet. Massnahmen aufgrund von Vorkommnissen werden gemäss den betrieblichen Weisungen betreffend Korrektur- und Vorbeugemassnahmen sowie allenfalls Anlagengeänderungen abgewickelt.*

*Im Bewertungszeitraum wurden 33 Vorkommnisse vertieft analysiert. Unter anderem wurden folgende Massnahmen aufgrund von Vorkommnissen in anderen Anlagen getroffen:*

- Berücksichtigung gemessener Verbiegungen von Brennelementkästen bei der Berechnung des minimalen CPR-Werts. Dadurch können Brennstoffschäden infolge Filmsiedens vermieden werden.*
- Verhinderung von Schwingungen der Neutronenflussdichte und damit der Leistungsdichte im Reaktor. Getroffene Massnahmen: Einführung des Systems SIMON zur Stabilitätsüber-*

- wachung, administrativer Teilschram beim Ausfall beider Umwälzpumpen, Anpassen von Vorschriften und Schulung des Betriebspersonals.
- Stichprobenartige Messung der Dicke der Oxidschicht von Brennstab-Hüllrohren im Rahmen des Hochabbrandprogramms.
  - Verbesserungen im Bereich Notkühlsysteme: Vergrößerung der Durchflussfläche der Torus-Ansaugsiebe von 1,3 auf 40 Quadratmeter zur Verhinderung von Verstopfungen durch Fremdmaterial. Motorisierung von Schiebern in der Leitung vom Kaltkondensatbehälter (KAKO) zum Kernnotkühlsystem ALPS sowie die Möglichkeit, Feuerlöschwasser in die KAKO-ALPS-Leitung einzuspeisen, was zwei zusätzliche Anspeisemöglichkeiten für das ALPS ergibt.
  - Verbesserungen im Bereich der Reaktorumwälzpumpen: Sperrwassererhitzer für die Gleitringdichtungen zur Verhinderung thermischer Ermüdung der Pumpenwelle beim Mischen von kaltem Sperrwasser mit heissem Reaktorwasser. Einsatz eines neuen Typs von Gleitringdichtungen.
  - Zinkzusatz zum Primärwasser, um den nach dem Ersatz der Messing- durch Titanrohre in den Hauptkondensatoren entfallenden Zinkeintrag zu kompensieren. Zink im Primärwasser dient der Verminderung der Ortsdosisleistung infolge Co-60-Ablagerungen.
  - Sanierung des Reaktorbeckens zur Verminderung der Leckage, die zu Korrosion der Drywellwand von aussen führen könnte. Kontrollbohrung im Betonssockel für periodische Zustandsuntersuchungen an der Drywellwand aussen. Bis jetzt wurde keine Wanddickenverminderung der Drywellwand festgestellt.
  - Sanierung der Speisewasserstutzen zur Verhinderung thermischer Ermüdung infolge von Bypass-Leckagen zwischen Wärmeschutzhülse und Stutzen. Temperaturprofilerfassung durch Neuplatzierung der Thermolemente optimiert.
  - Wasserstoffeinspeisung in Kombination mit Edelmetallzusatz als Massnahme gegen Spannungsrisskorrosion von Primärkomponenten.

KKM hält in der Selbstbeurteilung fest, es seien im Bewertungszeitraum in Leichtwasserreaktoren keine gravierenden Vorkommnisse mit Kernbeschädigung aufgetreten.

Wo relevant, wurden Erkenntnisse aus Vorkommnissen in anderen Anlagen in die Schulung des Personals eingebracht.

Insgesamt führten nur wenige Vorkommnisse in anderen Anlagen zu Massnahmen im KKM, was als Zeichen für ein ausgewogenes Auslegungskonzept für die Gesamtanlage und einen hohen Stand der betrieblichen Sicherheit betrachtet wird. Eine grössere Nachrüstung war im Zusammenhang mit der Vergrößerung der Saugsiebe im Torus erforderlich.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

KKM nutzt ein breites Spektrum von Informationsquellen für die Auswertung von Vorkommnissen in anderen Anlagen. Dazu bestehen Vorgaben, die ein systematisches Vorgehen sicherstellen. Die Zuständigkeiten sind geregelt. Auch wenn die Anzahl erfolgter Massnahmen gering erscheint, sind die vertieften Analysen sehr wichtig. Sie verlangen eine gründliche Behandlung des speziellen techni-

*schen Problems, d.h. sie sind auch ein wichtiges Mittel wie KKM seine Kompetenz als KKW-Betreiber aufrechterhält. Die HSK wird über die Themen der vertieften Analysen periodisch informiert. Die in Art. 2.22 von NS-R-2<sup>21</sup> verlangte Auswertung von Erfahrungen in anderen Anlagen findet statt und wo nötig werden Massnahmen getroffen.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM hat im erweiterten Bewertungszeitraum 28 für die eigene Anlage relevante Vorkommnisse aus in- und ausländischen Anlagen analysiert und Massnahmen abgeleitet. Neben der Sensibilisierung durch Schulung (auch am Simulator) wurden auch Anlagenänderungen und Abklärungen ausgelöst. Als ein Beispiel sei hier die Ausdehnung des Wandstärkenmessprogramms für hochenergetische Leitungen auf Bereiche im Maschinenhaus erwähnt. Dies erfolgte, da im KKW Mihama (Japan) zwischen Kondensator und Dampferzeuger eine Leitung aufgrund Erosionskorrosion nach einer Messblende brach. Als ein weiteres Beispiel sind die Untersuchungen zu potenziellen Wasserstoffansammlungen zu nennen. Aufgrund einer im Leistungsbetrieb im KKW Brunsbüttel (Deutschland) aufgetretenen Wasserstoffverpuffung, die zu einer Beschädigung der Deckelsprühleitung führte, wurden umfangreiche Untersuchungen vorgenommen. Daraus resultierten Anlageänderungen, Kontrollen, Anpassungen von Betriebsvorschriften und Verfahrensanweisungen sowie Schulung des Personals. Zur Optimierung der Bewertung von Vorkommnissen in anderen Anlagen wurden die Regelungen des KKM-Managementsystems (WEI-B-024 Erfassen und Auswerten von Vorkommnissen in anderen Anlagen ) angepasst.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **5.4 Erfahrungen aus dem Normalbetrieb**

Die HSK-Beurteilung für alle Unterkapitel von Kap. 5.4 findet sich im Unterkapitel 5.4.5.

### **5.4.1 Jahresablauf**

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das KKM wird zwischen den Jahresrevisionen weitgehend auf stationärer Volllast betrieben. Gegen Ende des Zyklus wird die Speisewassertemperatur abgesenkt. Dadurch kann der Reaktivitätsverlust infolge Brennstoffabbrand für zwei Wochen kompensiert und die Anlage weiterhin bei Volllast betrieben werden. Anschliessend ist dies nicht mehr möglich und die thermische Leistung sinkt langsam ab (Streckbetrieb). Der Streckbetrieb schont Brennstoffressourcen, vermindert die radioaktiven Abfälle und wirkt sich radiologisch günstig auf die Arbeiten während des Stillstands aus. Für Prüfungen sind kurzzeitig Leistungsabsenkungen notwendig. Anpassungen der Steuerstabstellungen erfordern in gewissen Fällen weitere kurze Leistungsreduktionen. Geplante Leistungsreduktionen erfolgten*

*hauptsächlich zur Behebung von Störungen im Bereich der Turbinen, um die Strahlenbelastung des vor Ort eingesetzten Personals zu reduzieren. Seltener waren Leistungsabsenkungen zur Einhaltung der Brennstofflimiten, zur Einhaltung der maximalen Kühlwassertemperatur von 33°C, sowie bei Störungen der Umwälzpumpen, oder auf Anforderung des Lastverteilers. Geplante Reaktorabstellungen für Reparaturen und Unterhaltsarbeiten waren im Bewertungszeitraum nicht erforderlich. Die Jahresrevisionen dauerten zwischen 18 und 44 Tagen. Die längeren Revisionsabstellungen waren verbunden mit dem Umbau der vier Speisewasserstutzen am Reaktordruckbehälter und mit der Erneuerung der Berohrung der Hauptkondensatoren. Brennstoffschäden waren keine zu verzeichnen, was günstige strahlenschutztechnische Bedingungen nach dem Abfahren zur Folge hatte. Für die Zukunft wird alternierend mit einer Revisionsdauer von 18 und 24 Tagen gerechnet. Die langjährige Erfahrung sowie methodische und technische Fortschritte sollen dies ermöglichen. Das An- und Abfahren der Anlage erfolgte jeweils ohne Probleme.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Im erweiterten Beurteilungszeitraum musste seit 2003 in allen folgenden Jahren an heissen Sommertagen wegen der hohen Aarewassertemperatur die Leistung der Anlage für einige Tage gedrosselt werden. Im Jahr 2003 fand eine geplante Zwischenabstellung zur Behebung einer Gleitringdichtungsleckage einer Umwälzpumpe statt. Gleichzeitig wurde eine Leckage am N9-Stutzen mittels Overlay-Schweissung behoben (vgl. Kap. 6.4.1.2).

#### **5.4.2 Leistungserhöhung um 10 % im Jahre 1993**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Erhöhung der thermischen Reaktorleistung erfolgte in zwei Stufen von 997 MW über 1047 MW auf 1097 MW. Für die erste Stufe wurde die Turbogruppe B umgebaut, für die zweite Stufe die Gruppe A. Umfangreiche Tests und Versuche wurden durchgeführt. Viele Tests waren in ihrer Art vergleichbar mit den bei der Inbetriebsetzung des KKM 1971/72 durchgeführten. Die Versuche umfassten Reaktor, Turbogruppen einschliesslich Bypass, Speisewasserversorgung und Gesamtanlage. Sie zeigten, dass ein sicherer Betrieb auch bei der erhöhten Leistung gewährleistet ist.*

*Bei kleinen Kernumwälzmengen stieg die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten von Instabilitäten als Folge der Leistungserhöhung. Während eines Tests zur Leistungserhöhung mit Abschaltung beider Umwälzpumpen wurden solche Instabilitäten tatsächlich beobachtet. Der nicht erlaubte Betriebsbereich wurde daher im Reaktorleistung-Kerndurchfluss-Kennfeld auffällig markiert. Der Stabilitätsmonitor (SIMON) erkennt und signalisiert Instabilitäten rechtzeitig. Bei allen Umwälzpumpenausfällen seit der Leistungserhöhung waren keine Instabilitäten zu verzeichnen.*

*Bei einem Versuch, bei dem alle Speisewasserpumpen abgeschaltet wurden, wurde das normale Reaktorniveau durch das RCIC-System wieder hergestellt. Das Verhalten der Anlage, insbesondere der Verlauf des Reaktorniveaus, war auslegungsgemäss und entsprach den Vorausrechnungen.*

*Die Betriebserfahrung seit der Leistungserhöhung und die während den Revisionen durchgeführten Inspektionen ergaben keine Hinweise auf übermässigen Verschleiss bzw. Materialabtrag an Kompo-*

nenen, verursacht durch die Leistungserhöhung. Die Gamma-Dosisleistung stieg proportional zur Leistung. Im Reaktorwasser wurde ein erhöhter Kupfergehalt festgestellt, der auf die Leistungserhöhung zurückgeführt wird.

Insgesamt hatte die Leistungserhöhung keine nachteiligen Auswirkungen auf Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage. Kein Ereignis hing ursächlich mit der Leistungserhöhung zusammen.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Im erweiterten Beurteilungszeitraum 2000-2005 erfolgte keine Leistungserhöhung, es wurde aber eine Verbesserung des Anlagewirkungsgrads durch den Einbau von neuen Vorwärmern (JHR 2004 und 2005) erreicht.

#### **5.4.3 Versuche, Tests**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Vorbereitung, Durchführung, Auswertung und Dokumentation von Versuchen und Tests sind in einer Weisung geregelt, die sich bewährt hat. Versuche und spezielle Tests werden nach Bedarf durchgeführt, insbesondere nach grösseren Änderungen in der Anlage. Seit 1996 können zudem Probeläufe vorgängig am Simulator durchgeführt, das Betriebspersonal gezielt für die Durchführung geschult und auf alle denkbaren Abläufe vorbereitet werden.*

*Folgende wichtige Versuche wurden im Bewertungszeitraum durchgeführt:*

- *SUSAN-Test vor der Revision 1990: Die SUSAN-Auslegungskriterien wurden eingehalten. Der Verlauf der wichtigsten Reaktorparameter entsprach den Vorausberechnungen. Die automatische Auslösung aller SUSAN-Systeme funktionierte einwandfrei.*
- *Handscram nach der Realisierung der ersten Etappe des neuen Reaktorschutzsystems nach der Revision 1991: Mit der Niveaumentrierung konnte erstmals der Füllvorgang im neuen Scramablassbehälter nach einer Scramauslösung verfolgt werden. Das Anlageverhalten entsprach den Erwartungen.*
- *Überprüfung der neuen Speisewasserregelung bei RESA nach der Revision 1995: Ziel war der Nachweis, dass eine Überspeisung ohne Handeingriff vermieden werden kann. Es wurde festgestellt, dass eine automatische Absenkung des Sollwerts des Reaktorniveaus auf 60 cm nach Scram eine Überspeisung verhindert. Alle seither erfolgten RESA wurden von der Speisewasserregelung beherrscht.*
- *Überprüfung der neuen Speisewasserregelung bei Turbinenschnellschluss nach der Revision 1995: Es wurde geprüft, ob die neue Regelung in der Lage ist, den Niveauanstieg im Reaktorbehälter nach einem Turbinenschnellschluss abzufangen (ohne Handeingriff), bevor die andere Turbogruppe durch den Überspeisungsschutz abgeschaltet wird. Das Versuchsziel wurde nicht erreicht. Als Konsequenz wurde 1996 eine Niveau-Sollwertherabsetzung auf 90 cm bei einer SRI-Auslösung eingeführt. Seither wurden alle Turbinenschnellschlüsse mit SRI und Runback (automatische Leistungsreduktion) von der Speisewasserregelung beherrscht.*

- *Lastabwurfversuch nach dem Ersatz der Turbinensteuerung bei Turbogruppe A und B nach den Revisionen 1999 und 2000: Ziel war zu zeigen, dass ein Lastabwurf nach dem Umbau der Turbinensteuerung ordnungsgemäss abläuft. Der Versuch verlief erfolgreich, das Anlageverhalten entsprach den Erwartungen. Die neue Turbinenregelung erfüllt die Anforderungen vollumfänglich.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Folgende freigabepflichtige Tests der Kategorie 1 (hohe Sicherheitsrelevanz) wurden im erweiterten Bewertungszeitraum durchgeführt:

- Kontrolle einiger Steuerstabzellen auf mögliche Hüllrohrschäden eines Brennelements:  
Nach einer Lastreduktion im Januar 2002 deutete ein leichter Anstieg des Xe-133/Xe-135 Verhältnisses an, dass ein kleiner Hüllrohrschaden vorliegen könnte. Zur Lokalisierung des Schadens wurden bei Einzelscramtests und bei Steuerstabmusterwechseln Analysen der Abgasaktivität vorgenommen, die auf einen Schaden in der Steuerstabzelle 10-19 deuteten, welcher bei der Revision 2002 bestätigt werden konnte.
- Betrieb des modifizierten CRD-Systems:  
Nach einer Modifikation des CRD-Systems (Entfernung einer Rückführleitung) wurde die einwandfreie Funktion des modifizierten CRD-Systems mit einem Versuch gezeigt.

#### **5.4.4 Kennwerte für Betriebssicherheit und Zuverlässigkeit**

##### **Zusammenfassung der eingereichten Dokumente aus der PSÜ 2005**

Die in der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 enthaltenen Abbildungen 5.4.4-1 bis 5.4.4-9 wurden für den erweiterten Bewertungszeitraum ergänzt.

Folgende Kennwerte werden unter anderem zur Bewertung benutzt:

- Klassierte, meldepflichtige Vorkommnisse (Kap. 5.2)
- Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit
- Nichtverfügbarkeit (geplant und ungeplant)
- ungeplante RESA (Kap. 5.2.1)
- Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen
- Chemie-Indikator und
- Brennstoffzuverlässigkeit

Die aufgeführten Kennwerte werden mit den Mittelwerten der jeweiligen WANO-Indikatoren verglichen.

Arbeitsausnutzung (Abb. 5.4.4-1) und Zeitverfügbarkeit (Abb. 5.4.4-2) zeigen einen langfristig stabilen Volllastbetrieb. Die geplante zeitliche Nichtverfügbarkeit (Abb. 5.4.4-3) widerspiegelt die Jahresrevisionen. Der Anstieg der Arbeitsausnutzung und der Zeitverfügbarkeit ist hauptsächlich eine Folge der Verkürzung der Revisionszeit und des Streckbetriebs. Die ungeplante Nichtverfügbarkeit (Abb. 5.4.4-4) lag deutlich unter dem WANO-Mittelwert für Siedewasserreaktoren. Wo in den Diagrammen Angaben fehlen, war eine Nichtverfügbarkeit nicht gegeben.

Die Hochdruckeinspeisesysteme (RCIC) wiesen eine mittlere zeitliche Nichtverfügbarkeit auf, die unter dem WANO-Mittelwert liegt (Abb. 5.4.4-5). In den Jahren 2000 und 2002 lag die Nichtverfüg-



barkeit des RCIC infolge von Reparaturen etwas höher. Die Nichtverfügbarkeit der Wärmeabfuhrsysteme (Abb. 5.4.4-6) wurde vom präventiven Unterhalt im Betrieb des für die Revision benötigten Abfahr- und Toruskühlsystems (STCS) geprägt. Die ausfallbedingte ungeplante Nichtverfügbarkeit ist mit den in Abb. 5.4.4-6 dargestellten WANO-Mittelwerten vergleichbar. Die Nichtverfügbarkeit der Notstromspeisungen (Abb. 5.4.4-7) lag in den meisten Jahren deutlich unter dem WANO-Mittelwert. Der Chemieindikator (Abb. 5.4.4-8) ist im erweiterten Berichtszeitraum unverändert und entspricht den internationalen Werten. Der Brennstoff-Zuverlässigkeitsindikator (Abb. 5.4.4-9) lag in allen Jahren weit unter dem jeweiligen WANO-Mittelwert. Der Anstieg ab dem Jahr 2001 ist auf die Wasserstoff- und Edelmetalleinspeisung zurückzuführen.

Abb. 5.4.4-1: Arbeitsausnutzung

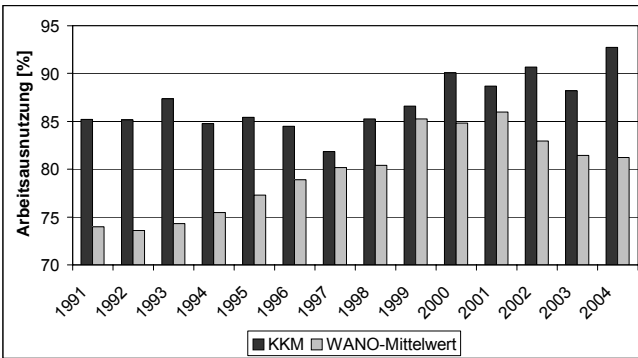


Abb. 5.4.4-2: Zeitverfügbarkeit

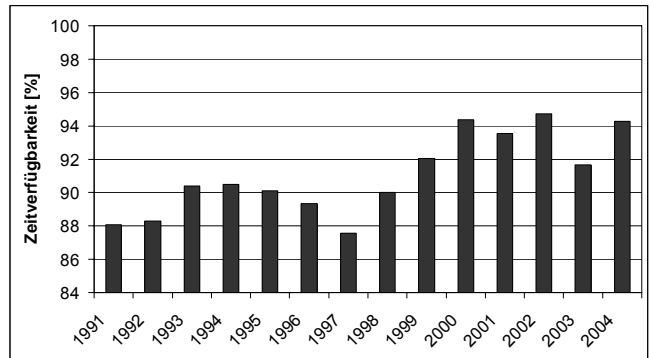


Abb. 5.4.4-3: Geplante Nichtverfügbarkeit

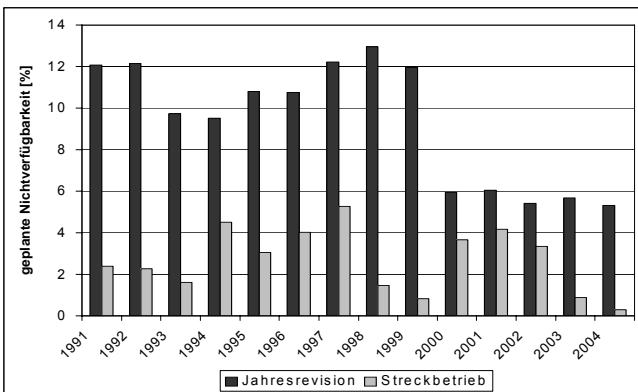


Abb. 5.4.4-4: Ungeplante Nichtverfügbarkeit

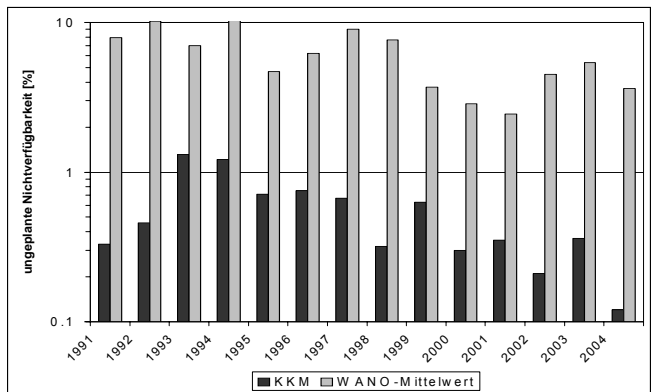


Abb. 5.4.4-5: Nichtverfügbarkeit der Hochdruckeinspeisysteme

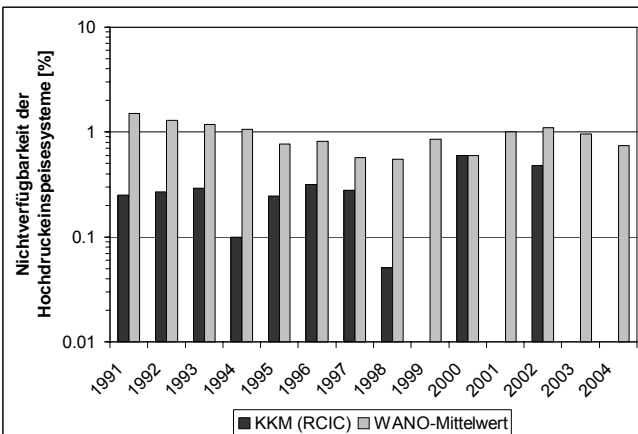


Abb. 5.4.4-6: Nichtverfügbarkeit der Wärmeabfuhrsysteme

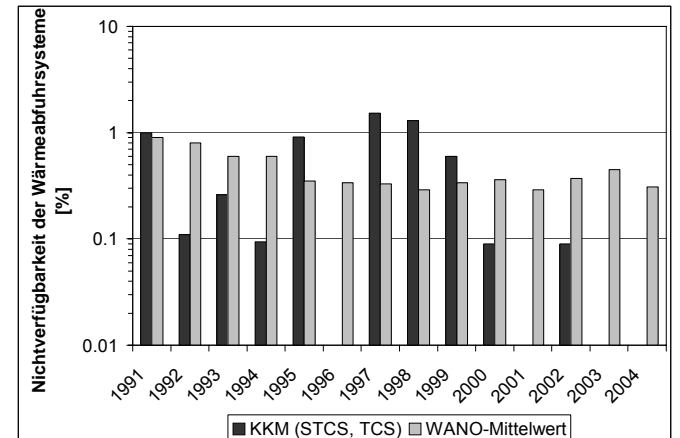


Abb. 5.4.4-7: Nichtverfügbarkeit der Notstrom- und Dieselgeneratoren

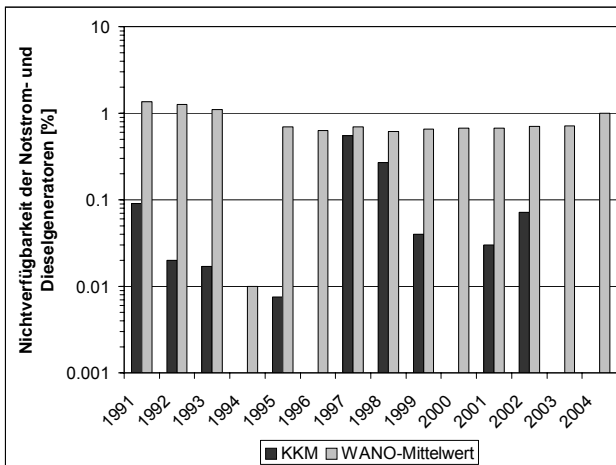


Abb. 5.4.4-8: Chemieindikator

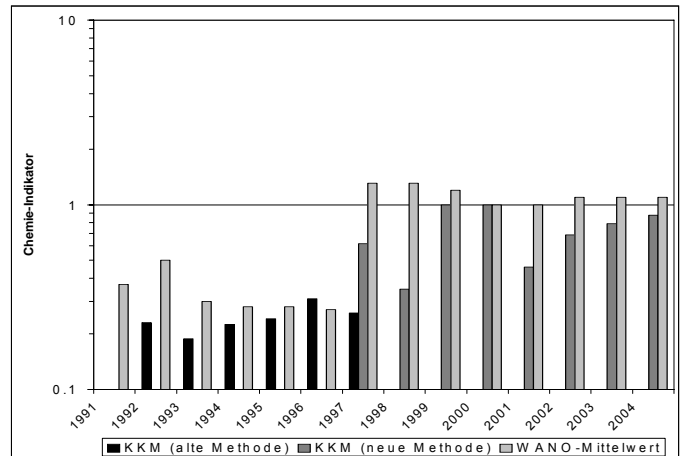
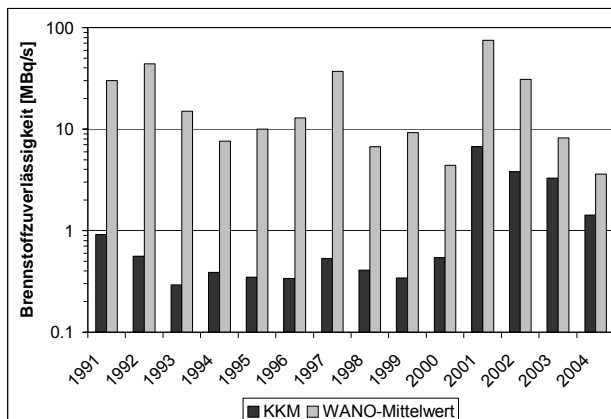


Abb. 5.4.4-9: Brennstoffzuverlässigkeitsindikator



### 5.4.5 HSK-Beurteilung der Erfahrungen aus dem Normalbetrieb

Die folgende Beurteilung bezieht sich auf das ganze Kapitel 5.4.

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002<sup>1</sup> hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die guten Betriebsergebnisse während den betrachteten zehn Jahren deuten auf einen guten Anlagenzustand hin, welcher durch eine schonende Fahrweise und eine gute Instandhaltung erreicht wurde. Keine Brennstoffschäden, eine hohe Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit und die Tatsache, dass die Anlage nie störungsbedingt geplant abgeschaltet werden musste, sind klare Hinweise auf eine gute Anlage und eine gute Betriebsführung. Ein ungestörter Vollastbetrieb bei Einhaltung aller Sicherheitsvorgaben und ein guter Anlagenzustand sind wesentliche Indikatoren für einen hohen Sicherheitsstand der Anlage.*

*Die Leistungserhöhung verlief erfolgreich und zeigte keine negativen Auswirkungen auf den Normalbetrieb.*

*Gemäss einer internen Weisung werden Versuche im Sinne von Art. 7.5 NS-R-2<sup>21</sup> durchgeführt, welche die Verantwortlichkeiten regelt und den Rahmen für eine systematische Planung und Durchführung vorgibt. Sicherheitstechnisch wichtige Versuche werden ausserdem von der HSK geprüft und freigegeben. Mit der Inbetriebnahme des KKM-Simulators 1996 wurde die Vorbereitung von Versuchen signifikant verbessert. Wo nötig, wurden aufgrund der Versuchsergebnisse Massnahmen getroffen.*

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Betriebsergebnisse für den erweiterten Bewertungszeitraum 2000 - 2005 weisen trotz einem Brennstoffschaden und einer Zwischenabstellung zur Behebung eines Gleitringdichtungsproblems an einer Umwälzpumpe auf einen guten Anlagenzustand hin. Die Revisionsdauer konnte wie geplant und ohne negative Folgen für die Anlagensicherheit verkürzt werden, wobei die vorgesehene alternierende Revisionsdauer auf Grund laufender Modernisierungsarbeiten nicht zum Tragen kam.

## **5.5 Konzept und Ergebnisse der Instandhaltung und Alterungsüberwachung**

### **Grundsätzliches zum Konzept der Instandhaltung und Alterungsüberwachung**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat sich die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 wie folgt geäussert:

*Unter Instandhaltung werden alle Massnahmen zur Bewahrung oder Wiederherstellung des Sollzustandes sowie zur Beurteilung des Istzustandes von Komponenten verstanden. Bei Instandhaltungsarbeiten kann unterschieden werden zwischen Massnahmen, die den Aufsichtsverfahren nach den Richtlinien HSK-R-18<sup>43</sup>, HSK-R-23<sup>44</sup> und HSK-R-35<sup>45</sup> unterliegen, und Massnahmen, über die der Betreiber die HSK lediglich im Rahmen der periodischen Berichterstattung nach der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> informieren muss.*

*Zu den Instandhaltungsmassnahmen an sicherheitstechnisch relevanten mechanischen Komponenten, die unter unmittelbarer behördlicher Aufsicht erfolgen, und demzufolge der Freigabepflicht unterliegen, gehören Änderungen und Reparaturen, bestimmte Funktionsprüfungen gemäss Technischer Spezifikation und Wiederholungsprüfungen nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>. In den letzten 5 Jahren des Bewertungszeitraums wurden die Änderungen und Reparaturen nach dem Vorläufer der Ende 2000 in Kraft gesetzten Richtlinie HSK-R-18<sup>43</sup> abgewickelt. Das Vorgehen bei Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an sicherheitstechnisch relevanten elektrischen Ausrüstungen und bei der Ersatzteilbeschaffung ist in der Richtlinie HSK-R-23<sup>44</sup> festgelegt. Zu den Instandhaltungsmassnahmen, über die der Betreiber die HSK lediglich informieren muss, gehören alle Wartungs- und Unterhaltsarbeiten, Revisionen, Kontrollen, Überprüfungen und Ersatz von Komponenten, Störungsbehebungen sowie das Erstellen von Diagnosen und Trendanalysen.*

*KKM hat während des Begutachtungszeitraumes mit der Erstellung und Umsetzung des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) begonnen, das 1991 von der HSK für alle Schweizer Kernkraftwerke verlangt wurde. Der Betreiber nimmt in Anspruch, dass Alterungsüberwachung von Beginn des Anla-*

genbetriebes für die mechanischen und elektrischen Komponenten und die Gebäude in Form von vorbeugender Instandhaltung, Wiederholungsprüfungen, Auswertung von interner und externer Erfahrung sowie der Berücksichtigung von Lieferantenempfehlungen betrieben wurde. Das AÜP des KKM hat zum Ziel, die sicherheitsrelevanten Komponenten bezüglich potenzieller Schädigung infolge Alterungsmechanismen systematisch zu bewerten, Lücken in Wiederholungsprüf- und Instandhaltungsprogrammen zu erkennen und Massnahmen zu deren Schliessung festzulegen. Im AÜP werden theoretische Überlegungen, Berechnungen, Informationsrückfluss aus Instandhaltung und Prüfungen, sowie einmalige Kontrollen und Prüfungen zentral zusammengeführt. KKM beteiligt sich aktiv an der GSKL-Arbeitsgruppe „Alterungsüberwachung in CH-Kernkraftwerken“ und hat das Alterungsmanagement als Teilprozess in das Qualitätsmanagement integriert. Die HSK hat eine Richtlinie zur Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke und Gebäude in Kernanlagen (Richtlinie HSK-R-51<sup>46</sup>) im Entwurf erstellt. Darin wird unter anderem gefordert, dass der Betreiber die Alterungsüberwachungsdokumentation im 10-Jahre-Zyklus überprüfen muss. Nach Inkraftsetzung dieser Richtlinie wird die HSK die Umsetzung in den Kernanlagen überprüfen.

### **Ergänzungen für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die Aussagen der HSK aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 sind im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die HSK hat im November 2004 die Richtlinie HSK-R-51<sup>46</sup>, "Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen", als gültig erklärt. Die neue Richtlinie hat den Zweck, Umfang und Ablauf des behördlichen Aufsichtsverfahrens bei der Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen darzulegen. Sie beschreibt die Grundsätze der Alterungsüberwachung für die technischen und baulichen Ausrüstungen der Kernanlagen und legt deren notwendige Elemente fest.

Die SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>, "Wiederholungsprüfungen von nuklear abnahmepflichtigen mechanischen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4" wurde im Berichtszeitraum zwei Revisionen unterzogen. Revision 5 wurde in Teilschritten ab 1999 eingeführt, die zusammenfassende Revision 6 ist seit dem 1. Januar 2005 gültig.

### **5.5.1 Maschinentchnik**

#### **5.5.1.1 Konzept und Ergebnisse der Instandhaltung**

##### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das von KKM eingereichte Konzept der Instandhaltung basiert auf der Auslegung der Komponente, behördlichen Vorgaben, den technischen Spezifikationen, Herstellerempfehlungen, der in KKM vorhandenen ingenieurmässigen Beurteilung sowie der Auswertung interner und externer Erfahrungen. Instandhaltungsaufgaben werden entweder während des Betriebs der Anlage oder während des Brennstoffwechsels mehrheitlich durch KKM-eigenes Personal ausgeführt. Der weitaus grösste Teil der Instandhaltungsarbeiten wird präventiv, ein kleiner, aber zunehmender Anteil wird zustands- oder*

ereignisorientiert durchgeführt. Die Instandhaltung wird durch das integrierte Betriebsführungssystem (IBFS) unterstützt. Dem Erwerb und dem Erhalt der Fachkompetenz des KKM-Personals wird wegen des geänderten Umfeldes bei Lieferanten eine sehr hohe Bedeutung zugemessen.

Die Wiederholungsprüfprogramme für die mechanischen Komponenten mit nuklearer Abnahmepflicht basieren auf der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>. Mit Ausnahme einiger Positionen am Reaktordruckbehälter konnte die Prüfpflicht erfüllt werden. Die Ausnahmen werden in Kap. 6.4.1 behandelt. Auf Grund von Betreiberinitiative oder HSK-Forderungen wurden zusätzliche Prüfungen durchgeführt. Beispiele dafür sind Prüfungen an den RDB-Speisewasserstutzen sowie die Prüfungen an Durchführungen von Steuerstab- und Instrumentierungsgehäusen im RDB-Boden und an Schweissnähten von Rohrleitungen aus stabilisiertem austenitischem Stahl. In Zukunft sieht KKM den Schwerpunkt für zusätzliche Prüfungen bei der Überwachung ferritischer Rohrleitungen auf Erosion und Korrosion. Für den Kernmantel und die RDB-Einbauten, die nicht der Festlegung NE-14<sup>19</sup> unterliegen, bestehen eigene, umfassende Wiederholungsprüfprogramme.

Mit dem Jahr 2002 beginnt ein neues 10-Jahres-Prüfintervall. Die neuen Prüfprogramme werden an die revidierte Festlegung NE-14<sup>19</sup> (Rev. 5), Kap. A bis E angepasst, wobei die Prüfergebnisse des abgelaufenen Intervalls und die Erkenntnisse aus den Alterungsüberwachungsprogrammen berücksichtigt werden. Die Komponenten der Sicherheitsklasse 2 werden nach ihrer Empfindlichkeit für die möglichen Schadensmechanismen und nach den Versagenskonsequenzen (d.h. risiko-informiert) in Prüfkategorien eingeteilt. Für die Aktualisierung dieser Einteilung sind die Erkenntnisse aus den Alterungsüberwachungsprogrammen wesentlich. Letztere sind noch in Arbeit. KKM wird deshalb die Wiederholungsprüfprogramme für die Sicherheitsklasse 2 im Laufe des kommenden Prüfintervalls noch einmal revidieren. Die Versagenskonsequenzen will KKM sowohl mit probabilistischen als auch mit deterministischen Überlegungen ermitteln. KKM wird auch seine Wiederholungsprüfprogramme dem revidierten Kap. F der Festlegung NE-14<sup>19</sup>, Anforderungen an die Prüfverfahren, anpassen, sobald dieses in Kraft ist.

Die Prüfvorschriften basieren, soweit anwendbar, auf der Festlegung NE-14<sup>19</sup>. KKM führte im Bewertungszeitraum die Prüftechniken und Prüfmittel dem Stand der Technik entsprechend nach. Im Fall der RDB-Prüfung war KKM weltweit der erste Anwender eines neu entwickelten Prüfmanipulators und fortgeschrittener Prüfelektronik. KKM hat im Berichtszeitraum eine Reihe von Qualifizierungen von Prüfverfahren und -ausrüstung durchgeführt. KKM achtet darauf, dass beauftragte Prüffirmen nach einem anerkannten Qualitätssicherungssystem arbeiten. Das KKM-interne Personal für zerstörungsfreie Prüfungen wird vor jeder Jahresrevision im Rahmen eines Wiederholungskurses spezifisch auf die geplanten Prüfungen trainiert. Über die Durchführung weiterer Qualifizierungen will KKM nach Rücksprache mit HSK/SVTI entscheiden und sich an einer GSKL-Richtlinie orientieren, die von einer GSKL-Arbeitsgruppe erstellt und der HSK im Juni 2002 zur Stellungnahme eingereicht wurde.

Die bedeutsamen Prüfbefunde im Berichtszeitraum waren Korrosion an den Test- und Mindestmengenleitungen des Kernsprühsystems und fortschreitende Spannungsrisskorrosion am Kernmantel. Die Test- und Mindestmengenleitungen wurden teilweise ersetzt (Kap. 6.11.2). Der Kernmantel wurde mit Zugankern ausgerüstet (Kap. 6.4.2).

KKM kommt zum Schluss, dass die seit Jahren praktizierte Instandhaltung dazu geführt hat, dass sich das Werk nach 28 Betriebsjahren in einem ausgezeichneten Zustand befindet. Das Instandhaltungskonzept hat eine hohe Verfügbarkeit gebracht, ohne dass die Sicherheit ausser Acht gelassen wurde.

## HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Das in KKM praktizierte Konzept der Instandhaltung ist im Qualitätssicherungshandbuch verankert und wird von der HSK - abgestützt auf die Berichterstattung des Betreibers und auf Inspektionen der HSK - positiv beurteilt. Die Instandhaltungsmassnahmen sind zweckmässig und entsprechen dem Stand der Technik. KKM meldete die Vorkommnisse, die sich bei der Instandhaltung ergaben, gemäss den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup>.*

*Änderungen und Reparaturen an sicherheitsklassierten, nuklear abnahmepflichtigen Komponenten wurden nach vorgeprüften technischen Unterlagen ausgeführt und durch den SVTI im Auftrag der HSK überwacht. Die Erfahrungen mit dem Vorläufer der Richtlinie HSK-R-18<sup>43</sup> können als gut bezeichnet werden.*

*Für die Abwicklung von Instandhaltungsmassnahmen sind Komponentenlisten, die die inhaltlichen Anforderungen der Richtlinie HSK-R-35<sup>45</sup> (Anhang 8) erfüllen, eine wichtige Voraussetzung. Die letzten Komponentenlisten stammen aus dem Jahr 1991. Dies hat zur Folge, dass Anlagenänderungen seit 1991 nicht in den Komponentenlisten dokumentiert sind. Auch neuere Umklassierungen von Komponenten sind in den Komponentenlisten nicht berücksichtigt. KKM hat zugesagt, eine Neuauflage der mechanischen Komponentenlisten für die sicherheitsrelevanten Systeme bis April 2003 zu erstellen (Pendenz P01/2002).*

*Die HSK hat das oben zusammengefasste KKM-Konzept der Wiederholungsprüfungen geprüft. Sie stimmt der Darstellung zu und ist der Auffassung, dass die darin enthaltene Selbstbewertung des KKM zutreffend ist.*

*Zukunftsgerichtet nimmt die HSK wie folgt Stellung: In der vergangenen Dekade haben der Fortschritt der Technik, die Betriebs- und Prüferfahrung und verbesserte Methoden der Risikobetrachtung auf dem Gebiet der Wiederholungsprüfungen zu Erkenntnissen, Einsichten und Entwicklungen geführt. Bestimmte grundlegende Forderungen der Festlegung NE-14<sup>19</sup> müssten deshalb stärker gewichtet und schärfer akzentuiert werden als bisher. Folgende Neubewertungen sind deshalb angezeigt:*

- *Die Festlegung NE-14<sup>19</sup> betont, dass jedes Prüfverfahren spezifische Eigenschaften aufweist, die es zur Ermittlung bestimmter Fehlerarten unter bestimmten Bedingungen besser qualifizieren als andere, und fordert, dass zur Lösung einer Prüfaufgabe „das geeignetste Verfahren“ verwendet werden soll. Aufgrund internationaler Ring-Versuche und praktischer Erfahrungen hat es sich als wichtig erwiesen, diese Eignung in einem formalen und kontrollierten Qualifizierungsverfahren zu bestätigen. Die U.S. Nuclear Regulatory Commission hat im Jahre 1999 die vom ASME Code für Ultraschallprüfungen seit 1989 geforderte „Performance Demonstration“ im Code of Federal Regulations 10 CFR, §50.55a<sup>47</sup> für verbindlich erklärt. Vertreter der europäischen Aufsichtsbehörden haben in dem Konsensdokument EUR 16802 EN<sup>48</sup> Prinzipien und generelle Anforderungen zur Qualifizierung von Prüfverfahren, -ausrüstung und -personal formuliert. Das European Network for Inspection Qualification (ENIQ) hat eine Qualifizierungsmethodik entwickelt. Nationale Anforderungen sind in allen Staaten der Europäischen Union in unterschiedlicher Form wirksam. In der Schweiz werden Qualifizierungen nach Priorität durchzuführen sein. Diese muss sich nach der Bedeutung der Prüfung für die Sicherheit und nach dem Grad bestehender und dokumentierter Qualifikationen richten. KKM hat in der vergangenen Dekade mit der Durchführung von Qualifizierungsverfahren begonnen. Über weitere Vorhaben in nächster Zukunft will KKM nach Rücksprache mit HSK und SVTI-N ent-*

scheiden. Die HSK fordert KKM auf, die Priorität weiterer Qualifizierungen von Prüfsystemen für wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen an mechanischen Komponenten zu ermitteln und die HSK darüber bis Ende 2003 zu informieren (Pendenz P02/2002).

- Die Festlegung NE-14<sup>19</sup> teilt die Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 mit unterschiedlicher Prüfpflicht ein. Die Einteilung geschieht nach ihrer Empfindlichkeit für die möglichen Schadensmechanismen und nach den Versagenskonsequenzen. Seit die bestehende Einteilung der Komponenten im KKM gemacht wurde, hat sich auf Grund der Betriebserfahrung die Bewertung der Schadensmechanismen gewandelt. Ferner sind Methoden zur Abstufung der Schadenskonsequenzen entwickelt worden. KKM hat die Absicht bekundet, die Kategorisierung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 zu überprüfen und ggf. zu revidieren, wenn die entsprechenden Dokumente der Alterungsüberwachungsprogramme vorliegen, und die Versagenskonsequenzen sowohl mit probabilistischen als auch mit deterministischen Überlegungen zu ermitteln. KKM hat die Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 gemäss Festlegung der NE-14<sup>19</sup>, Rev. 5, zu überprüfen und ggf. zu revidieren. Die Zuordnung der Schadensindizes muss mittels der Alterungsüberwachungsprogramme und die Zuordnung der Konsequenzindizes sowohl mit probabilistischen als auch deterministischen Überlegungen durchgeführt werden. Bis Ende 2003 sind das Methodik-Konzept zur Indizierung der Versagenskonsequenzen der Komponenten und ein Zeitplan für die Überarbeitung vorzulegen (Pendenz P03/2002).

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Im Rahmen der Überarbeitung des Qualitätsmanagementsystems wurde der Prozess Mechanische Instandhaltung in einer neuen Prozessbeschreibung festgelegt und die Teilprozesse wurden vollständig überarbeitet. Als massgebliche Dokumente wurden vom Betreiber die aktuellen Gesetze und Verordnungen, die neuen Richtlinien der HSK und die neuen Revisionen der SVTI-Festlegungen herangezogen.

Als alterungsbedingte Befunde sind im Bewertungszeitraum insbesondere folgende Schäden aufzuführen:

- Wanddurchdringende Risse an den Anschlussstücken des N9-Stutzens des RDB, die zu einer geringfügigen Leckage führten,
- Rissartige Befunde an der Frontplatte der Wärmeschutzhülse des N9-Stutzens,
- Visuelle Anzeigen an den Messleitungen von zwei Jet-Pumpen.

Diese Befunde haben zu Sanierungsmassnahmen geführt.

Die Wiederholungsprüfprogramme für das aktuelle 10-Jahres-Intervall von 2002 bis 2011 wurden ab 2002 erneuert und werden zurzeit auf der Basis der auf 1. Januar 2005 von der HSK in Kraft gesetzten Revision 6 der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> überarbeitet. Das KKM beabsichtigt, die Überarbeitungen bis Ende 2007 abzuschliessen. Ebenfalls infolge der Revision der NE-14<sup>19</sup> wurden 22 Prüfvorschriften erneuert.

Das KKM hat in den letzten Jahren verschiedene Verbesserungen bei den eingesetzten Prüftechniken realisiert. Für die Prüfung der Rundnähte der Steuerstabdurchführungen wurde ein neuer Prüfmanipulator und für die austenitischen Rohrleitungsschweissnähte eine neuartige Gruppenstrahler-Prüftechnik eingesetzt. Für die Prüfung der RDB-Bolzen wurde ein neuartiges Wirbelstromprüfsystem entwickelt. Bezüglich der Wirksamkeit der Wiederholungsprüfungen verweist das KKM auf das In-



strument der Qualifizierung von Prüfsystemen. Seit der PSÜ 2000 sind zwei weitere Prüfsysteme qualifiziert worden und mit zwei weiteren Qualifizierungsprojekten wurde begonnen.

Bei den Prüfungen, die seit 2002 über die Mindestanforderungen der NE-14<sup>19</sup> hinausgehen, erwähnt das KKM die visuelle Prüfung von neun Steuerstäben, die visuellen Prüfungen am Dampftrockner, die visuellen Prüfungen unterhalb der Kerntragplatte im Bodenbereich des RDB und die Wandstärkemessungen in verschiedenen Bereichen des Primärcontainments. Bei keiner dieser Prüfungen wurden relevante Prüfbefunde festgestellt.

Das KKM hat die Pendenzen P01, P02 und P03, die sich aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 für den Bereich Instandhaltung in der Maschinenteknik ergaben, im erweiterten Beurteilungszeitraum systematisch bearbeitet und abgeschlossen.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Sowohl bei der Erstellung und Überarbeitung der Dokumentation zur Alterungsüberwachung von sicherheitstechnisch klassierten Behältern und Rohrleitungen, einschliesslich der Überprüfung der Kategorien der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 als auch bei der Planung und Durchführung von Qualifizierungen der zerstörungsfreien Prüfungen konnte das KKM wesentliche Fortschritte erzielen. Die Dokumentation zur Alterungsüberwachung wird laufend aktualisiert und überarbeitet. Die Qualifizierungsverfahren der zerstörungsfreien Prüfungen werden nach Einsatzplanung der entsprechenden Prüftechnik kontinuierlich fortgesetzt. Die PSÜ-Pendenzen P01, P02 und P03 wurden wie folgt erledigt:

- P01/2002: Das KKM hat bis Mitte 2003 die geforderten mechanischen Komponentenlisten eingereicht. Die HSK hat diese Komponentenlisten überprüft und die Pendezenz P01 daraufhin anfangs 2005 geschlossen.
- P02/2002: Das KKM hat der HSK im Dezember 2004 eine Liste der geplanten Qualifizierungen von Prüfsystemen zur zerstörungsfreien Prüfung bis 2010 vorgelegt. Die HSK hat die Vollständigkeit und Reihenfolge der Qualifizierungsvorhaben überprüft und akzeptiert. Die Pendezenz wurde daraufhin 2005 geschlossen.
- P03/2002: Das KKM führte die geforderten Überprüfungen durch und kam zum Schluss, dass keine Anpassungen bei der Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 notwendig sind. Die HSK hat die Pendezenz daraufhin Ende 2005 formal geschlossen.

#### **5.5.1.2 Konzept und Ergebnisse der Alterungsüberwachung**

##### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Ergebnisse des Alterungsüberwachungsprogramms für die mechanische Instandhaltung werden von KKM in speziellen AÜP-Dokumenten (Steckbriefe) niedergelegt. Diese entstehen in enger Zusammenarbeit mit den ursprünglichen System- und Komponentenlieferanten. Diese Dokumente*

*haben aus Sicht des Betreibers eine wichtige Aufgabe im Zusammenhang mit dem Wissens-Transfer an junge Mitarbeiter. Für die bis jetzt behandelten Systeme (7 Dokumentationen zum Primärkreislauf, Primärcontainment und Kernsprühleitungen SK1) wurden vom Betreiber keine wesentlichen Lücken festgestellt. Für den Berichtszeitraum werden 20 durchgeführte Massnahmen als Alterungsüberwachungsmassnahmen aufgelistet: Reparatur-, Umbau-, Ersatz-, Sanierungsmassnahmen, Untersuchungen und ergänzende Prüfungen. KKM beabsichtigt, sich in den nächsten Jahren schwerpunktmässig mit Systemen und Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3 zu befassen.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Für alle Schweizer KKW wurde 1993 das „Programm für die Überprüfung und Optimierung der Alterungsmassnahmen“ durch die GSKL erstellt und von der HSK gutgeheissen. KKM beschreibt seine Vorgehensweise für die Umsetzung des AÜP für die mechanischen Anlageteile in zwei Verfahrensanweisungen.*

*KKM greift bisher bei der fachlichen Ausarbeitung der Dokumentation in starkem Masse auf externe Dienstleister aus dem Bereich der System- und Komponentenhersteller zurück. Der Systembetreuer im KKM ist dafür zuständig, die Dokumente auf Vollständigkeit und Richtigkeit zu prüfen, sofern er die Steckbriefe nicht selbst erstellt. Ferner trägt er die Verantwortung für die notwendigen Tätigkeiten des werkstofftechnischen Alterungsmanagements. Das Alterungsüberwachungsprogramm für die mechanischen Komponenten wird damit vom KKM in sinnvoller Weise in den Prozess „Mechanische Instandhaltung“ integriert und ist geeignet, die Erwartungen der HSK an das AÜP zu erfüllen.*

*Die HSK stellt fest, dass mit der Umsetzung des AÜP für die mechanischen Anlageteile erst in der zweiten Hälfte des Berichtszeitraumes intensiv begonnen wurde. Es liegt daher noch wenig Erfahrung vor. Die ersten Ergebnisse sind positiv zu werten. Die fachliche Ausarbeitung zur Ermittlung der relevanten Alterungsmechanismen erfolgte meist sorgfältig und umfassend. Da oft die Stellungnahme des Betreibers zu den Empfehlungen des externen Dienstleisters fehlt, ist unklar, inwieweit die in der detaillierten Abhandlung der Schädigungsmechanismen erarbeiteten Empfehlungen vom KKM in Massnahmen für die Alterungsüberwachung umgesetzt werden oder wurden. Die HSK wird daher die Alterungsüberwachung im KKM auch in Zukunft sehr aufmerksam verfolgen.*

*Der Umfang der im AÜP zu untersuchenden Anlageteile erstreckt sich gemäss GSKL-Programm auf die klassierten Anlageteile, auf Anlageteile, deren Funktionsverlust bedeutende Konsequenzen nach sich zieht und auf Anlageteile mit besonderer Alterungsanfälligkeit. Die vom KKM eingereichten Dokumente decken erst einen Teil der klassierten mechanischen Anlageteile ab. Komponenten der SK1 sind grösstenteils erfasst, Komponenten der SK 2 und 3 erst zu einem geringen Teil. Der Umfang der zu bearbeitenden Komponenten der SK 4 und weiterer Komponenten mit besonderer Bedeutung bei Funktionsverlust ist für das KKM noch nicht festgelegt worden.*

*Der Betreiber wird deshalb aufgefordert, das Alterungsüberwachungsprogramm weiter auszuarbeiten und für die mechanischen Anlageteile folgende Informationen und Planungsgrundlagen einzureichen (Pendenz P04/2002):*

- a) *Bis Mitte 2003 eine Übersicht aller Systeme der SK 2 und 3 (unter Einschluss noch nicht behandelte Teile der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlkreislaufes) mit einer Begründung für die Priorisierung bei der Bearbeitung im AÜP zusammen mit einem verbindlichen Terminplan.*
- b) *Bis Ende 2003 eine Liste von Komponenten der SK 4 oder unklassiert (nach Richtlinie HSK-R-06), deren Funktionsverlust besondere sicherheitstechnische Konsequenzen nach sich zieht. Eine Überprüfung, ob diese Komponententeile im Bearbeitungsumfang für die Systeme der SK 2 und 3 mit behandelt werden und, falls erforderlich, ein separater Bearbeitungsplan.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Gemäss der Pendenz P04 hat das KKM die Planungsunterlagen für die weitere Bearbeitung der Berichte des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) termingerecht eingereicht. Insbesondere wurde eine Übersicht aller Systeme für die Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3 sowie eine Komponentenliste für besonders sicherheitsrelevante SK4 und unklassierte Komponenten erstellt. Als Planungsgrundlage wurde die zeitliche Abfolge der Erstellung der Steckbriefe festgelegt.

Als Massnahmen zur Alterungsüberwachung nennt das KKM den Einbau eines 4. Bestrahlungsprobensatzes in den RDB im Jahr 2004, den präventiven Ersatz der Armaturenober-teile der Druck- und Saugschieber in den Umwälzschleifen (Abschluss 2006), die präventive Stabilisierung der Messleitungen von zwei Jet-Pumpen mit mechanischen Klammern, die chemische Konditionierung des Reaktorwassers zum Schutz gegen Spannungsrisskorrosion mit Wasserstoff- und Edelmetalleinspeisung, die Implementierung eines Wandstärkemessprogramms für die Drywell-schale, den Ersatz von ferritischen durch rostfreie Komponenten (Zwischenkühlwassersystem, Druckerhöhungspumpen) und die endoskopische Inspektion der Venturi-Düsen in den Frischdampf-leitungen. Bezüglich der Auswertung der Erfahrungen von anderen Anlagen wird die Frage der An-sammlung von Radiolysegasen besonders erwähnt.

Mit diesen Massnahmen sind gemäss der Bewertung des KKM wesentliche Voraussetzungen für den sicheren langfristigen Weiterbetrieb der Anlage erfüllt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beach-ten sind:

Die PSÜ-Pendenz P04 umfasste zwei Teile zum weiteren Vorgehen bei der Erstellung der Unterlagen zur Alterungsüberwachung, die 2003 bzw. 2005 von der HSK anerkannt wurden. Insbesondere wurden ein Konzept und eine Zeitplanung für die Erarbeitung der AÜP-Dokumentation eingereicht. Schwerpunktmässig wurden vom KKM vor allem die Steckbriefe für Komponenten der

Sicherheitsklassen 2 und 3 angefertigt. Nach aktuellem Stand sind die Berichte nahezu vollständig erarbeitet.

Die Dokumentation zur Alterungsüberwachung Maschinentechnik erfüllt die grundsätzlichen Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51<sup>46</sup>, weicht jedoch teilweise von dem in der Richtlinie empfohlenen Grundaufbau der Steckbriefe für die Maschinentechnik ab. Während der Aspekt der Identifikation und bauteilspezifischen Zuordnung der wirksamen oder nicht auszuschliessenden Alterungsmechanismen in der Dokumentation sorgfältig ausgearbeitet ist, fehlt bei der Bestandsaufnahme der vorhandenen Massnahmen an vielen Stellen die Überprüfung auf Vollständigkeit der dazugehörigen Programme. Auch sind die Angaben zu Eignung und Aussagefähigkeit der eingesetzten Methoden, Verfahren und Techniken für die Alterungsüberwachung zu ergänzen. Für Berechnungsnachweise ist zu zeigen, dass die den Berechnungen zugrunde gelegten Parameter mit den tatsächlichen Betriebsparametern der Anlage übereinstimmen.

Die HSK kann sich der grundsätzlichen Bewertung des KKM anschliessen, dass mit den im erweiterten Begutachtungszeitraum umgesetzten Massnahmen wesentliche Voraussetzungen für einen sicheren langfristigen Weiterbetrieb der Anlage erfüllt sind.

#### HSK-Forderung PSÜ-5.5-1:

*Bei der laufenden Überarbeitung der Dokumentation zur Alterungsüberwachung hat das KKM die wesentlichen Alterungsmechanismen an den sicherheitsklassierten Behältern und Rohrleitungen identifiziert. Weitere Ergänzungen der Dokumentation sind bei den Massnahmen zur Alterungsüberwachung notwendig. Weiterhin ist zu dokumentieren, dass die eingesetzten Methoden, Verfahren und Techniken für die Altersüberwachung geeignet und aussagefähig sind. KKM wird aufgefordert, die Dokumentation zur Alterungsüberwachung Maschinentechnik bis Ende 2012 hinsichtlich der genannten Ergänzungen zu vervollständigen.*

#### HSK-Forderung PSÜ-5.5-2:

*Bei der Überprüfung der Komponentenlisten für die mechanischen Systeme auf Vollständigkeit ergab sich, dass für die Reaktordruckbehälter-Einbauten und für das Steuerluft-System keine Komponentenlisten eingereicht waren. KKM wird aufgefordert, diese Komponentenlisten bis Ende 2008 nachzureichen.*

## **5.5.2 Elektro- und Leittechnik**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat im Rahmen der PSÜ das Konzept der Instandhaltung eingereicht, in dem die Organisation und der Prozess der Instandhaltung der elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen dargelegt werden. Dank moderner Diagnosemittel ergibt sich eine Verlagerung der bisher vorwiegend vorbeugenden zur zustandsorientierten Instandhaltung. Ein geringer Teil der Instandhaltung ist durch Komponentenausfall bedingt.*

*Die vorbeugende Instandhaltung wird hauptsächlich für Transformatoren, Motoren und grössere Schalter praktiziert. Dazu gehören auch der periodische Ersatz von Batterien sowie der Ersatz von Endschaltern und Kondensatoren. Die Funktion der Komponenten wird durch periodische Tests überprüft.*

*Während des Bewertungszeitraums waren bei den Leittechniksystemen erhebliche Fortschritte zu verzeichnen, indem selbstprüfende, selbstüberwachende und wartungsarme Systeme eingeführt wurden. Ältere Leittechniksysteme wurden und werden oft auch aus wirtschaftlichen Gründen und wegen technologischer Veralterung vor dem Erreichen der technischen Lebensdauer ersetzt.*

*Die maximalen Prüfintervalle bei der Sicherheitsleittechnik sind in der Technischen Spezifikation festgehalten. Es werden drei Stufen von Prüfungen angewandt:*

- Detailüberprüfungen gemäss KKM Prüfhandbuch, wobei die Baugruppen oder Komponenten einzeln oder zusammengefasst einer Funktionsprüfung unterzogen werden.*
- Übergeordnete Prüfungen, wobei die Anregung der Sicherheitsleittechnik ab den Grenzsingalgebern erfolgt und der Signalpfad bis zu den Antrieben oder Armaturen überprüft wird. Übergeordnete Prüfungen werden nur während der Jahresrevisionen durchgeführt.*
- Zusätzliche Sensortests an Analogmesskreisen, mit denen folgende Aussagen über den jeweiligen Messkreis gemacht werden können: Qualität der Kalibrierungen, dynamisches Verhalten, Dämpfungen (elektrisch und hydraulisch), Übertragungsverhalten der Impulsleitungen und Schutzbeschaltungen. Sensortests werden normalerweise während des Leistungsbetriebs aber teilweise auch während der Jahresrevisionen durchgeführt.*

*Die gesamte Verwaltung der Instandhaltung der Elektro- und Leittechnik erfolgt über das Integrierte Betriebsführungssystem des KKM (IBFS). Die Stör- und Mängelmeldungen werden auf der Grundlage der IBFS-Daten jährlich für jedes System ausgewertet und auf signifikante Ereignisse untersucht. Aus der Untersuchung werden, wo notwendig, entsprechende Massnahmen abgeleitet.*

*Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms hat die Abteilung Elektrotechnik in der Berichtsperiode anlagenspezifische Steckbriefe für Komponentengruppen der 1E-klassierten elektrischen Ausrüstungen im Drywell und im Reaktorgebäude erarbeitet. Die für die sicherheitsrelevanten elektrischen Ausrüstungen noch ausstehenden Steckbriefe werden gemäss Planung erstellt.*

*KKM hält fest, dass die im Prozess „Elektrische Instandhaltung“ durchgeführten Arbeiten und Prüfungen geeignet sind, um eine hohe Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage sicherzustellen. Die Ergebnisse der Instandhaltung während der Berichtsperiode zeigen, dass es gelungen ist, die elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen in einem ausgezeichneten Zustand zu erhalten. Eine im bisherigen Rahmen weitergeführte Instandhaltung soll auch in der Zukunft eine gute Zuverlässigkeit der elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen gewährleisten. Die Ergebnisse des Alterungsüberwachungsprogramms für die elektrischen Ausrüstungen haben bisher keine gravierenden Mängel aufgezeigt, d. h. es konnte bestätigt werden, dass die Alterung bereits weitgehend durch die etablierten Instandhaltungsprogramme abgedeckt ist.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002<sup>1</sup> hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*KKM betreibt im Bereich der Elektro- und Leittechnik eine gründliche, durch vorbeugende Massnahmen und verschiedene Prüfstufen gekennzeichnete Instandhaltung. Bei der Sicherheitsleittechnik*

wurden die meisten Systeme im Bewertungszeitraum ersetzt oder kurz zuvor installiert. Das „Integrierte Betriebsführungssystem“ stellt die Verwaltung aller Aspekte der Instandhaltung durch eine umfassende Erfassung der elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen sicher.

Die geringe Anzahl von Störungen und Ausfällen bei den elektrischen Komponenten zeigt auf, dass deren Instandhaltung effizient durchgeführt wird. Zudem erfolgt der Ersatz von elektrischen Komponenten und Leittechniksystemen frühzeitig. Dadurch verfügt die Anlage über eine zuverlässige elektrische und leittechnische Ausrüstung, die dazu beiträgt, dass das KKM auch in Zukunft sicher betrieben werden kann. Die HSK bewertet die bisher vorgelegten Dokumente des Alterungsüberwachungsprogramms für die elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen positiv. Das AÜP muss wie vereinbart weitergeführt werden, indem die ausstehenden Steckbriefe ohne Verzug zu erstellen sind.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Die Steckbriefe werden gemäss Terminplan der HSK eingereicht. Die Vollständigkeit und Qualität der Steckbriefe entspricht den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51<sup>46</sup>.

### **5.5.3 Bautechnik**

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM fasst die Massnahmen und die Beurteilung zur Alterungsüberwachung der Bauwerke in einem Bericht zum Zustand der Gebäude zusammen.*

*Die Gebäude des KKM wurden grundsätzlich schon vor Einführung des Alterungsüberwachungsprogramms überwacht und instandgehalten.*

*Die Alterungsüberwachung der Gebäude erfolgt gemäss dem GSKL-Leitfaden für die Erstellung von Bautechnik-Steckbriefen und umfasst alle Gebäude der Erdbebenklassen I und II. Auch die übrigen Gebäude werden unterhalten. Mängel und Veränderungen an sämtlichen Gebäuden werden mittels Stör- und Mangelmeldungen im integrierten Betriebsführungssystem erfasst und abgearbeitet.*

Tab. 5.5.3-1: Präventive Instandhaltungsmassnahmen an Gebäuden

Gebäude	Massnahme	Jahr
Reaktorgebäude	Kuppel: thermische Isolation und Witterungsschutz Äusserer Torus: Beschichtung Aussenzyylinder: Betonsanierung und Schutzbeschichtung Becken für Reaktoreinbauten: lokale Betonsanierungen	1989 1991/92 1999/2000 1999
Aufbereitungsgebäude	Anstrich der Fassadenflächen und lokale Betonsanierungen in Innenräumen	1993
Maschinenhaus	Erneuerung der PVC-Folie der Dachhaut	1999
MH – Anbau Süd	keine	
Betriebsgebäude	Ersatz der Dachhaut im Ostteil	1988
SUSAN-Gebäude	Reinigung und Schutzanstrich auf Dach und Dachaufbauten	1996
SUSAN-Kühlwasserleitungen	Lokale Betonsanierungen an den Schächten	1998/99
Pumpenhaus	Verstärkung der Fixpunkte der Hauptkühlwasserleitungen, Ersatz der elastischen Fugen an der West- und Südfassade	1997/98 2000
Abluftkamin	Sanierung, Schutzmörtel und Beschichtungen	1992-1996
Zwischenlager	keine	
Fundament KAKO	Erneuerung der Innenbeschichtung, Erneuerung des Schwarzbelags auf der Decke, Instandsetzung der Montageöffnung und Fugen	1997 1999

Die Untersuchungen zeigten jedoch auf, dass bei einigen Bauteilen Schäden vor dem Erreichen der geplanten Lebensdauer zu erwarten sind. In der Folge wurden die in der vorangehenden Tab. 5.5.3-1 zusammengefassten grösseren präventiven Instandhaltungsarbeiten ausgeführt.

Neben den Baustoffen Stahlbeton und Stahl werden auch die Verankerungen, die Brandabschlüsse, die Fugenbänder und Abdichtungen sowie die Beschichtungen überwacht.

Die Baustrukturen und vor allem der häufigste Baustoff Stahlbeton sind durchwegs in einem guten bis sehr guten Zustand. Die Funktionsgrenze wurde bei keinem tragenden Bauteil auch nur annähernd erreicht. Eine Nutzungsdauer von 80 Jahren wird aus heutiger Sicht als möglich erachtet.

### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Die HSK beurteilt das Konzept und den bisherigen Stand der Alterungsüberwachung positiv. Das Vorgehen entspricht dem genehmigten Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe.

Die Steckbriefe der Bautechnik eignen sich als Instrument der Alterungsüberwachung und als übersichtlicher Einstieg in die umfangreiche Dokumentation. Sie werden nun beim KKM kontinuierlich

nachgeführt und periodisch mit einer neuen Revision aktualisiert, z. B. wenn neue Untersuchungsergebnisse vorliegen oder wenn Sanierungsmassnahmen ausgeführt worden sind.

Die Basisinspektionen für die Bauteile des Reaktorgebäudes sowie für den Abluftkamin, das Zwischenlager, die SUSAN-Kühlwasserleitungen und das Fundament des Kaltkondensatbehälters sind abgeschlossen und dokumentiert. Sanierungsmassnahmen sind bereits realisiert worden oder geplant, meist im Sinne einer vorbeugenden Instandsetzung. Der bauliche Zustand wird als gesund beurteilt, es sind keine unzulässigen Schwachstellen in der bevorstehenden Betriebsperiode bis zur nächsten PSÜ zu erwarten.

Tab. 5.5.3-2: Stand der Basisinspektionen im AÜP Bautechnik

Gebäude	Stand der Basisinspektion
Reaktorgebäude, mit 13 Teilbauwerken	1994 abgeschlossen, von HSK beurteilt
Aufbereitungsgebäude	2002 vorgesehen
Maschinenhaus	2000 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
Anbau Maschinenhaus Süd	2000 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
Betriebsgebäude	2001 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
SUSAN-Gebäude	2002 vorgesehen
SUSAN-Kühlwasserleitungen	1998/1999 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
Pumpenhaus	2000 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
Abluftkamin	1993 abgeschlossen, von HSK beurteilt
Zwischenlager für radioaktive Abfälle	1998/1999 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
Fundament des Kaltkondensatbehälters	1993 abgeschlossen, von HSK beurteilt

An einigen Gebäuden sind die Basisinspektionen noch nicht durchgeführt bzw. noch nicht dokumentiert (Tabelle 5.5.3-2). Zudem ist die systematische Inspektion der speziellen Bauelemente in Schnittstellenbereichen wie Durchdringungen, Befestigungen, Brandschottungen, Anstriche, Beschichtungen, Abdichtungen und Fugenbänder noch nicht abgeschlossen. KKM hat bis Mitte 2003 die pendente Dokumentation der Basisinspektionen mit den entsprechend nachgeführten Steckbriefen des AÜP einzureichen. Für das SUSAN- und Aufbereitungsgebäude gilt der Abgabetermin Ende 2003. (PSÜ-Pendenz P05/2002)

### Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Bewertungszeitraum hat das KKM insbesondere die PSÜ-Pendenz P05 aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK bearbeitet. Die damals noch ausstehenden Basis-



inspektionen sind durchgeführt und die Ergebnisse der HSK mit der aktualisierten Dokumentation zur Überprüfung eingereicht worden.

Zusätzlich zu den in Tabelle 5.5.3-1 dargestellten Instandhaltungsmassnahmen wurden im erweiterten Beurteilungszeitraum die in Tabelle 5.5.3-3 zusammengefassten präventiven Instandhaltungsmassnahmen ausgeführt.

Tabelle 5.5.3-3: Im erweiterten Beurteilungszeitraum durchgeführte präventive Instandhaltungsmassnahmen an Gebäuden

Gebäude	Massnahme	Jahr
Reaktorgebäude	Erneuerung der Bodenbeschichtungen auf +0.00 m	2003
	Erneuerung der Bodenbeschichtungen auf +8.00 m	2005
Maschinenhaus	Diverse Bodenbeschichtungen erneuert	2002 bis 2005
	Auskleidung des Notauffangbeckens für KAKO-Wasser mit Kunststofffolie	2005
Betriebsgebäude	Vollständige Erneuerung der Dachhaut des Ostteils	2005
Pumpenhaus	Erneuerung des Flachdachs und der Fugen zwischen den Fassadenelementen	bis 2005
Abluftkamin	Erneuerung der Beschichtung im Bereich +0 m bis + 20 m	2004

Das KKM kommt zum Schluss, dass die Baustrukturen und vor allem der häufigste Baustoff Stahlbeton in einem guten bis sehr guten Zustand sind. Die Funktionsgrenze wurde bei keinem tragenden Bauteil auch nur annähernd erreicht. Die werkstofftechnische Alterung der Bauwerke wirkt sich aus heutiger Sicht nicht einschränkend auf die Lebensdauer des Kraftwerkes aus.

### HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die HSK hat die vervollständigte und aktualisierte Dokumentation der Bautechnik-Steckbriefe überprüft. Sie hat die eingereichten Unterlagen zur PSÜ-Pendenz P05 als vollständig und fachgerecht beurteilt und die Pendenz geschlossen. Als zentrale Elemente der Steckbriefe sind jetzt für alle sicherheitsrelevanten Bauwerke dokumentierte Basisinspektionen vorhanden.

## 5.6 Konzept und Ergebnisse des operationellen Strahlenschutzes

### 5.6.1 Organisation des Strahlenschutzes, Personalbestand

Durch eine geeignete Organisation soll erreicht werden, dass die Belange des Strahlenschutzes in einem KKW allen betroffenen Personen bekannt und an geeigneter Stelle allgemeingültige Strahlenschutz-Regeln festgelegt sind. Ferner muss dafür gesorgt sein, dass ausreichend und gut qualifiziertes Personal für den Schutz der Mitarbeiter vor ionisierender Strahlung zur Verfügung steht.

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Beurteilung des KKM stützt sich auf das Atomgesetz (AtG)<sup>49</sup>, die Atomverordnung (AtV)<sup>50</sup>, das Strahlenschutzgesetz<sup>18</sup> (StSG), die Strahlenschutzverordnung<sup>20</sup> (StSV) und die EN-ISO-9001<sup>34</sup>.*

*KKM hat mit der Einführung des Qualitätsmanagementsystems 1998 das damalige Strahlenschutzreglement aufgehoben und die zugehörigen technischen Richtlinien in Verfahrensanweisungen überführt. Daneben existiert eine Strahlenschutzordnung, die als Teil des Kraftwerkreglements die grundlegenden Regeln und Kompetenzen im Bereich Strahlenschutz für das gesamte Personal verbindlich vorgeben. Die Festlegungen im Zusammenhang mit dem technischen Anlageänderungsverfahren stellen sicher, dass strahlenschutztechnische Aspekte frühzeitig in der Planung dieser Arbeiten berücksichtigt werden. Als übergeordnete organisatorische Massnahme setzt sich KKM seit dem Jahre 2000 für die Kollektivdosis Jahresziele, was sich sensibilisierend auf die Mitarbeiter auswirkt.*

*Zu Beginn der neunziger Jahre wurde der Bestand des Strahlenschutz-(SU)-Eigenpersonals von etwa 14 auf 20 Personen erhöht. Im Verlaufe des Jahres wird der Routinebetrieb grösstenteils mit dem SU-Eigenpersonal bewältigt und nur punktuell durch SU-Fremdpersonal unterstützt. Während der Revisionen wird hingegen zusätzliches, in manchen Jahren mehr als 100 Personen, SU-Fremdpersonal zur Unterstützung hinzugezogen.*

*Das SU-Eigenpersonal besteht aus zwei vollamtlichen Sachverständigen, sechs Technikern, fünf Fachkräften und sieben Assistenten. Vom SU-Eigenpersonal sind heute die Hälfte jünger als 50 Jahre.*

*KKM ist aufgrund seiner Betriebserfahrungen der Meinung, dass der Personalbestand im Strahlenschutz ausreichend ist und eine geeignete Altersstruktur zeigt, so dass ein Wissenserhalt über die nächsten 10 Jahre hinweg möglich ist. Die Organisation des Strahlenschutzes in Teilprozessen entspricht gemäss KKM einer modernen Betriebsorganisation und sollte für die nächsten Jahre Bestand haben.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die StSV<sup>20</sup>, den Stand der Technik in den anderen schweizerischen Anlagen und der EN-ISO-9001<sup>34</sup>.*

*Die QM-Organisation, die Prozessstrukturen, die Prozesshandbücher und nachgeordneten Dokumente sowie ihre Lenkung wird in Kap. 4.6 dargestellt und bewertet. Im Bezug auf die Organisation*

des Strahlenschutzes lassen sich folgende Aussagen machen: Das QM-Handbuch und die Strahlenschutzordnung des KKM erfüllen die Anforderungen der schweizerischen Gesetzgebung. Die Verantwortlichkeiten sind klar geregelt, die Strahlenschutzfachkräfte sind in ausreichender Anzahl vorhanden und bezeichnet. Sie verfügen über die nötigen Kompetenzen. Die HSK konnte jedoch keine Hinweise über die Rotationshäufigkeit der Funktionsträger der Teilprozesse des Strahlenschutzes finden. Damit ist eine Stellvertretung bei essentiellen Prozessen fraglich. Die HSK hat diese Problematik mit KKM diskutiert. KKM wird im Rahmen der Umorganisation und Anpassung des QM-Systems die Stellverteterregelung bis Ende 2002 überarbeiten und damit sicherstellen, dass alle Stellvertreterfunktionen mit genügend, qualifizierten Personen besetzt sind und regelmässig ausgeübt werden.

KKM legt nebst den Dosiszielen noch weitere, die Arbeit des Strahlenschutzes betreffende Prozessziele fest und dokumentiert den Stand der Zielerreichung jährlich in einer Aktennotiz. Die HSK hat solche Jahresziele eingesehen und festgestellt, dass viele dieser Ziele lediglich eine Ja/Nein-Information enthalten. Die HSK ist sich bewusst, dass die Festlegung von kontinuierlichen Massstäben schwierig ist. Allerdings erleichtern solche Massstäbe, stetige Verbesserungen nachvollziehbar und eindeutig aufzuzeigen.

KKM verfügt derzeit über drei von der HSK anerkannte SU-Sachverständige nach Art. 16 der StSV<sup>20</sup>, wovon einer vorwiegend im Bereich der konventionellen Arbeitssicherheit sowie extern engagiert ist. Die Anforderungen und die Komplexität der Arbeiten im Bereich Strahlenschutz sind in den letzten Jahren deutlich gestiegen. In den anderen schweizerischen Anlagen wurde als Folge dieser Entwicklung der Bestand an vollamtlichen SU-Sachverständigen auf mindestens drei Personen erhöht. Die HSK kommt zum Schluss, dass der Bestand an SU-Sachverständigen im KKM zu tief ist. Das KKM hat deshalb bis Ende 2003 Massnahmen zur Erhöhung des Bestandes an Strahlenschutz-Sachverständigen zu ergreifen. (PSÜ-Pendenz P06/2002)

Das SU-Eigenpersonal hat eine Altersstruktur, welche in den nächsten 10 Jahren die Altersrücktritte eines Strahlenschutz-Technikers und einer Strahlenschutz-Fachkraft erwarten lassen. KKM hat anlässlich einer Fachbesprechung mitgeteilt, dass der altersbedingte Abgang des SU-Technikers durch Weiterbildung einer SU-Fachkraft kompensiert werden soll. Die HSK empfiehlt dem KKM, die Personalplanung baldmöglichst zu konkretisieren und schriftlich festzuhalten.

Gesamthaft gesehen ist die HSK der Meinung, dass KKM in den letzten Jahren im Bereich Strahlenschutz eine Organisation geschaffen hat, welche die Herausforderungen der kommenden Jahre meistern kann. Verbesserungen sind nach Ansicht der HSK noch möglich und sinnvoll.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Im Jahr 2005 waren im Ressort Strahlenschutz insgesamt 22 Mitarbeitende beschäftigt, davon 2 Strahlenschutzsachverständige (Ingenieure), 6 Strahlenschutztechniker, 7 Strahlenschutzfachkräfte und 7 Strahlenschutzassistentinnen resp. -assistenten. Ergänzend dazu hat das KKM seit 2003 einen weiteren Strahlenschutz-Sachverständigen ausserhalb des Ressorts Strahlenschutz und damit insgesamt drei Strahlenschutzsachverständige zur Verfügung. Das KKM hat Ende 2003 fristgerecht den Antrag gestellt, die diesbezügliche Pendenz P06 zu schliessen. Nach Beurteilung des KKM kann mit der aktuell vorhandenen Anzahl von Mitarbeitern mit anerkannter Ausbildung gemäss Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung<sup>51</sup> der Routinebetrieb ausreichend abgewickelt werden.

Zum aktuellen Zeitpunkt sind nur noch 35 % des Personals jünger als 50 Jahre. Dem KKM ist bewusst, dass in den nächsten zehn Jahre mehrere anerkannte Strahlenschutzmitarbeiter pensioniert werden, eine formelle Planung für den adäquaten Ersatz der ausscheidenden Mitarbeiter existiert zurzeit nicht.

Aus dem KKM-Index „Kompetenzen im Strahlenschutz“ sind die Anzahl und die Namen der Mitarbeiter im Ressort SU, deren Qualifikation und deren Kompetenzen ersichtlich. Die Stellvertreter-Regelung der Strahlenschutz-Sachverständigen ergibt sich aus dem Kraftwerksreglement. Der Leiter des Ressorts Strahlenschutz ist als von der HSK anerkannter Sachverständiger für die Einhaltung der im Strahlenschutzgesetz und in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Bestimmungen verantwortlich. Er hat einen Stellvertreter mit gleicher Qualifikation. Sind beide abwesend, übernimmt der 3. Strahlenschutz-Sachverständige des KKM die Aufgaben. Die Stellvertreter-Regelung bei den Fachgruppenleitern ist im „Kraftwerksreglement Strahlenschutzordnung“ festgelegt.

Das KKM widmet der Personal- und Ausbildungsplanung besondere Beachtung. Das KKM dokumentiert die aktuelle und die vorgesehene Qualifikation der Strahlenschutzmitarbeiter sowie den daraus resultierenden Aus- und Weiterbildungsbedarf in einer Aktennotiz, welche jährlich aktualisiert wird. Für neu eintretende Mitarbeiter wird ein schriftliches Ausbildungsprogramm ausgearbeitet, das die Vorkenntnisse und die vorgesehenen Aufgaben berücksichtigt. Die Teilnahme der Mitarbeiter an fachspezifischen, internen oder externen Ausbildungsveranstaltungen wird vom KKM in einer Ausbildungsdatenbank dokumentiert.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die zahlenmässige Aufstockung des Strahlenschutz-Fachpersonals im erweiterten Beurteilungszeitraum von 20 auf 22 Personen wird von der HSK begrüsst. Erfreulich sind ebenfalls die Anstrengungen zur Weiterbildung und Höherqualifizierung des betreffenden Personals.

Die Anzahl von drei Strahlenschutz-Sachverständigen ist im Vergleich zu anderen Schweizer und ausländischen Kernkraftwerken nach wie vor knapp bemessen. Da aber der Strahlenschutz-Sachverständige ausserhalb des Ressorts Strahlenschutz im Gegensatz zur Situation im Jahr 2000 seine Funktion im Anforderungsfall vollumfänglich wahrnehmen kann, hat die HSK die diesbezügliche Pen-denz P06 im Jahr 2004 geschlossen.

Die HSK beurteilt die Aus- und Weiterbildungsplanung für das Strahlenschutzpersonal des KKM als zweckmässig. Auf Basis der Planung wird eine gezielte Förderung der Mitarbeiter im Hinblick auf die Besetzung höher qualifizierter Positionen durchgeführt. Die HSK weist aber darauf hin, dass die Planung für die Kompensation der absehbaren Abgänge formalisiert werden soll.

### **5.6.2 Überwachung der Strahlenexposition**

Die Dosimetriesysteme dienen erstens der offiziellen Bestimmung der Dosen der beruflich strahlenexponierten Mitarbeiter, zweitens der kontinuierlichen Dosisüberwachung während des Aufenthalts in der kontrollierten Zone und drittens der Erfassung arbeitsspezifischer Dosen. Dazu werden für die Erfassung der externen Exposition zwei unabhängige Dosimetriesysteme eingesetzt. Für die innere Strahlenexposition stehen Inkorporationsmessgeräte zur Verfügung. Weitere Dosimetriesysteme (z. B. Fingerringdosimeter) können in Spezialfällen angebracht sein.

## Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Bewertung des KKM beruht auf der StSV<sup>20</sup>, der Dosimetrieverordnung<sup>52</sup> und der Richtlinie HSK-R-12<sup>53</sup>.*

*Das KKM überwacht und erfasst die externe Strahlenexposition des Eigen- und Fremdpersonals mit zwei Systemen. Dabei wird die behördlich anerkannte Dosis mittels Thermolumineszenzdosimetern (TLD) ermittelt und die operationelle Strahlenüberwachung mit elektronischen Personendosimetern (EPD) durchgeführt. Die TLD werden periodisch ausgewertet. Vor 1997 erfolgte die Auswertung quartalsweise, seit 1997 wird eine monatliche Auswertung vorgenommen. Die durch TLD ermittelten Dosen werden entsprechend der Richtlinie HSK-R-12<sup>53</sup> dem BAG und der HSK gemeldet. Pro Kalenderjahr gehen ein oder zwei TLD wegen Unachtsamkeit verloren. Die Dosisinformation wird in solchen Fällen aus dem EPD gewonnen. Ein Verlust von Dosisinformationen ist im Beurteilungszeitraum nicht vorgekommen.*

*Die EPD dienen der unabhängigen Überwachung der laufend akkumulierten Strahlendosen. Sie sind seit 1991 im Einsatz und haben die vorher üblichen Stabdosimeter ersetzt. Die Auswertung der EPD-Dosen erfolgt arbeitsspezifisch und jährlich nach Massgabe der genannten Richtlinie.*

*Im OSART-Bericht<sup>23</sup> wird zur Messung der externen Strahlendosis folgendes vermerkt: Die eindeutige Zuordnung der Dosimeter zu ihren Trägern kann mit dem im KKM gegebenen System nicht immer gewährleistet werden. Ferner ist die Tragedisziplin der Dosimeter verbesserungsfähig.*

*Die interne Strahlenexposition des Personals wird im KKM wie folgt überwacht: Das Eigenpersonal wird regelmässig zur Triagemessung auf dem Quickcounter aufgebeten. Das Fremdpersonal unterzieht sich einer Eintritts- und mindestens einer Austrittsmessung. Weitere Messungen sind bei Bedarf jederzeit möglich. Die Messresultate werden personenbezogen gespeichert. Ergibt die Triagemessung eine Anzeige über der Triageschwelle, so wird eine Nachmessung auf dem KKM-eigenen Ganzkörperzähler vorgenommen. Die Triagemessung wird seit 1991 praktiziert.*

*Bis 1998 wurde das Eigenpersonal zusätzlich noch auf dem Ganzkörperzähler ausgemessen. Diese Messung wurde in Redundanz zum Quickcounter durchgeführt. Die aufwendige Messung auf dem Ganzkörperzähler wurde wegen der guten Übereinstimmung der Resultate mit denjenigen des Quickcounters mit Zustimmung der HSK fallengelassen.*

*Seit 1994 bestimmt KKM anhand einer Luftsammlerprobe den für die Inkorporationsüberwachung relevanten Nuklidvektor. Dadurch können Überwachungsperiode und Triageschwelle des Quickcounters entsprechend der Dosimetrieverordnung<sup>52</sup> gewählt werden.*

*Im OSART-Bericht<sup>23</sup> wird die Inkorporationsüberwachung als gut eingestuft. Verbesserungsmöglichkeiten werden darin gesehen, dass bei Personenkontaminationen vermehrt auch Inkorporationskontrollen durchgeführt werden.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die für die Überwachung der Strahlenexposition des Personals eingesetzten Verfahren den gesetzlichen Anforderungen, den Richtlinien der HSK sowie dem Stand der Technik entsprechen und sich bewährt haben. Für die Zukunft sieht KKM keinen Handlungsbedarf mit einer Ausnahme. Die TLD werden neu mit einem Barcode versehen. Damit wird eine nachvollziehbare Identifikation der TLD und der Träger gewährleistet, ein Zutritt ohne eigenes Dosimeter praktisch verunmöglicht und eine Empfehlung des OSART berücksichtigt.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Dosimetrieverordnung<sup>52</sup> und die Richtlinie HSK-R-12<sup>53</sup>.*

*KKM verfügt über eine von der HSK anerkannte Dosimetriestelle. Dosismeldungen wie auch statistische Auswertungen zur Personen- und arbeitsbezogenen Dosimetrie sind stets zeitgerecht der HSK vorgelegt worden. Die Verfahren entsprechen der Richtlinie HSK-R-12<sup>53</sup> und der StSV<sup>20</sup>.*

*Die weiterführende technische Beurteilung der Instrumente zur Überwachung der Strahlenexposition des Personals findet sich in Kap. 6.13.*

*Zusammenfassend bestätigt die HSK die Beurteilung von KKM. Die vom OSART angesprochenen Mängel beim Tragen der persönlichen TLD wurden mit der Prüfung des Strichcodes beim Ein- wie beim Austritt elegant, wirkungsvoll und mit angemessenem Aufwand gelöst.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

KKM hat vor dem OSART Follow-Up<sup>29</sup> im Juni 2002 die Empfehlung hinsichtlich eindeutiger Zuordnung und Tragedisziplin der Dosimeter umgesetzt.

Im erweiterten Beurteilungszeitraum wurden die im KKM verwendeten TL-Dosimeter für die Messung der Oberflächendosis  $H_p(0,07)$  angepasst, um einer gesetzlichen Forderung der Dosimetrieverordnung<sup>52</sup> nachzukommen.

Im gleichen Zeitraum wurde bei 10430 Messungen mit dem Quick-Counter eine Person mit einer Inkorporation festgestellt, die zu einer Folgedosis von 0,1 mSv geführt hat.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die Auswertung der Inkorporationsmessungen des KKM zeigt, dass auch die Überwachung mittels Quick-Counter des Personals angemessen ist.

### **5.6.3 Kollektiv- und Individualdosen**

Die Leistungen des Strahlenschutzes spiegeln sich in der Strahlenexposition resp. in der Dosis des Personals wider. Wird ein guter Strahlenschutz praktiziert, dann sind die Dosen bei üblichem Arbeitsaufkommen tief oder zeigen einen Trend zu tieferen Werten. Die StSV<sup>20</sup> legt die maximal zulässigen Individualdosen fest, während die Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> Richtwerte für die Jahreskollektivdosis gibt.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Bewertung des KKM beruht auf der StSV<sup>20</sup>, der Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup>, der Richtlinie HSK-R-12<sup>53</sup> und der Dosisentwicklung in schweizerischen Kernkraftwerken.*

*Im Beurteilungszeitraum ist die Jahreskollektivdosis im KKM von etwa 2 Personen-Sv (1990) auf weniger als 1 Personen-Sv halbiert worden. In den Jahren 1992 und 1997 liegen die Dosen über dem linearisierten Trend (Abb. 5.6.3-1), weil in diesen Jahren umfangreiche Nachrüst- und Ertüchtigungsmassnahmen vorgenommen wurden.*

*Die Revisionsdosen wurden im Beurteilungszeitraum von 1,5 Personen-Sv auf 0,5 Personen-Sv reduziert, was mit den entsprechenden Trends in den anderen Kernkraftwerken übereinstimmt. KKM geht davon aus, dass die Strahlenexposition des Personals in Zukunft nur noch wenig reduziert werden kann, weil die entsprechenden Sparpotentiale bereits ausgeschöpft wurden und Verbesserungen nur noch im Rahmen der laufenden Optimierung von Arbeiten möglich sind.*

*Die maximalen Individualdosen des Eigen- und Fremdpersonals lagen in der Beurteilungsperiode immer unterhalb der gesetzlichen Höchstwerte (bis 1994: 50 mSv/Jahr, ab 1994: 20 mSv/Jahr). Eine Verteilung der höheren Individualdosen des Eigen- und Fremdpersonals zeigt Abb. 5.6.3-2.*

*Die Zusammenstellung der Inkorporationsüberwachung mittels Quickcounter und Ganzkörperzähler ergibt in der Beurteilungsperiode nur für das Jahr 1994 drei Befunde mit einer maximalen Folgedosis  $E_{50}$  über 0,1 mSv.*

*Die von den Mitarbeitern akkumulierten Strahlendosen werden abteilungs- und arbeitsbezogen ausgewertet. Die Verfolgung der Jobdosen ermöglicht es, rechtzeitig auf Arbeiten Einfluss zu nehmen, wenn dies aus strahlenschutztechnischer Sicht angezeigt ist. Dadurch können die Expositionen tief gehalten werden.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die externe Strahlenexposition des Personals im schweizerischen Mittel liegt. Eine Überschreitung von Grenzwerten hat in der Beurteilungsperiode nicht stattgefunden. Die Inkorporationsüberwachung zeigt keine signifikante innere Strahlenexposition des Personals. KKM ist der Meinung, dass das Personal effektiv vor ionisierender Strahlung geschützt wird und dass eine aktuelle Dosisüberwachung gewährleistet ist.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die StSV<sup>20</sup>, die Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup>, die Richtlinie HSK-R-12<sup>53</sup> und die Dosisentwicklung in schweizerischen Kernkraftwerken.*

*Die HSK stimmt mit der Beurteilung des KKM überein.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die in den Jahren 2000 und 2005 durchgeführten Versuche mit der Einspeisung von Edelmetall in den Primärkreislauf (Noble Metal Chemistry Application) sind aus Sicht des operationellen Strahlenschutzes gut ausgefallen. Es wurden Tendenzen zu sinkenden Dosisleistungen an den Umwälzschleifen festgestellt.





## HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die Jahreskollektivdosis ist seit dem Minimum im Jahr 2000 wieder leicht angestiegen (Fig. 5.6.3-1). Die Ursachen dafür liegen im Umfang der durchgeführten Revisionsarbeiten und in der erhöhten Kontamination von Systemen und Komponenten als Folge der Edelmetalleinspeisung (vgl. Kap. 6.12.5).

### 5.6.4 Strahlenschutz-Ausbildung des Personals

Eine gute Ausbildung des Personals im Strahlenschutz stellt sicher, dass die Prinzipien des Strahlenschutzes auf allen Stufen verstanden und aus Einsicht befolgt werden. Ferner ist sie eine wesentliche Grundlage für einen zuverlässigen Schutz des Personals vor ionisierender Strahlung. KKM unterscheidet bei der Strahlenschutzausbildung die drei Personenkategorien „beruflich strahlenexponiertes Personal in der kontrollierten Zone“, „Betriebspersonal (Schicht)“ und „SU-Personal“.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Bewertung des KKM beruht auf der Strahlenschutzverordnung StSV<sup>20</sup> und der Verordnung über die Ausbildung und die erlaubten Tätigkeiten im Strahlenschutz<sup>51</sup>.*

*Die Organisation der strahlenschutztechnischen Ausbildung ist für alle drei Personenkategorien im Qualitätmanagementsystem des KKM geregelt.*

*Grundsätzlich hat das SU-Eigenpersonal eine von der HSK anerkannte Ausbildung zur Strahlenschutzfachkraft, zum Strahlenschutztechniker oder zum Strahlenschutzsachverständigen. Das SU-Eigenpersonal wird jährlich in einem externen zertifizierten und einem internen kraftwerksspezifischen Kurs fortgebildet. Anlagenerfahrenes SU-Fremdpersonal absolviert vor seinem Einsatz eine eintägige Instruktion, anlagenunerfahrenes SU-Fremdpersonal eine einwöchige Einführung.*

*Die Ausbildung des Betriebspersonals und der beruflich strahlenexponierten Personen in der kontrollierten Zone umfasst eine sogenannte jährliche Strahlenschutz-Grundausbildung in Form einer Tonbildschau. Diese Ausbildung wird, entsprechend den Anforderungen am Arbeitsort, weiter vertieft. Zusätzlich absolviert das Kraftwerkspersonal alle zwei Jahre eine allgemeine Wiederholungsschulung.*

*Die besuchten Kurse und Ausbildungen werden dokumentiert.*

*Der OSART-Bericht<sup>23</sup> hält zur Fortbildung des SU-Personals fest, dass diese im Gesamtumfang unter dem Branchendurchschnitt liegt. Neben einem Besuch von zwei- und dreitägigen Kursen der PSI-Strahlenschutzschule erfolgt die Fortbildung eher informell, wird nicht konsequent geplant und ist auch nicht dokumentiert. Das KKM bereitet gegenwärtig eine Strahlenschutzfortbildung mit Erfolgsnachweis vor und überarbeitet die zugehörigen Dokumente.*

*Gemäss OSART-Bericht<sup>23</sup> können die Qualität und Tiefe der Strahlenschutz-Grundausbildung für das Betriebspersonals und die beruflich strahlenexponierten Personen in der kontrollierten Zone erhöht werden. KKM wird das Intervall für die allgemeine Wiederholungsschulung von zwei auf ein Jahr verkürzen und den Kurs mit kraftwerksspezifischen Aspekten ergänzen.*

*Das KKM hat im Bereich der Strahlenschutz-Ausbildung des Betriebs- und Strahlenschutzpersonals Verbesserungsmöglichkeiten erkannt und deren Behebung eingeleitet. Die Strahlenschutz-Ausbildung soll kraftwerksübergreifend im Ausbildungsmanagement verankert werden.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Strahlenschutzverordnung StSV<sup>20</sup>, die Verordnung über die Ausbildung und die erlaubten Tätigkeiten im Strahlenschutz<sup>51</sup>, die Richtlinie HSK-R-27<sup>28</sup>, die Richtlinie HSK-R-37<sup>54</sup> und den Stand der Technik in den schweizerischen Kernkraftwerken.*

*Die HSK teilt die Ansicht von KKM, wonach die Fort- und Weiterbildung des SU-Personals verbessert werden kann. Dabei ist auf Nachvollziehbarkeit, systematische und bedarfsorientierte Planung sowie auf Erfolgskontrolle zu achten.*

*Die Inhalte der Strahlenschutz-Grundausbildung genügen den Anforderungen von Art. 10 der StSV<sup>20</sup> und dem in den schweizerischen Kernkraftwerken üblichen Niveau. Aufgrund der Angaben in den Jahresberichten der schweizerischen Kernkraftwerke findet die HSK im KKM eine geringere Häufigkeit der allgemeinen Wiederholungsschulung im Strahlenschutz als in den anderen schweizerischen Kernkraftwerken. Dies hat auch KKM erkannt und mehr Weiterbildung geplant und umgesetzt.*

*Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass die Ausbildung im Strahlenschutz den Anforderungen der StSV<sup>20</sup>, der Ausbildungsverordnung<sup>51</sup> und fachlich den Konkretisierungen der Richtlinien HSK-R-27<sup>28</sup> und HSK-R-37<sup>54</sup> entspricht. Eine strahlenschutztechnische Ausbildung und Weiterbildung für das gesamte KKM-Personal wäre wünschenswert.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Aufgrund der Resultate der OSART-Berichte<sup>23,29</sup> hat das KKM verschiedene Verbesserungen durchgeführt und diese in einer internen Verfahrensanweisung festgeschrieben.

Als Grundausbildung gilt die Strahlenschutzbelehrung für das gesamte Personal, welche in mehrere Sprachen übersetzt wurde. Ebenso gibt es für das gesamte KKM Personal Wiederholungskurse, die vom KKM jährlich mit aktuellen Themen selbst durchgeführt werden.

Für das Strahlenschutzpersonal, d.h. alle Mitarbeiter des Ressorts Strahlenschutz, sind eine anerkennungspflichtige Berufsausbildung sowie interne und externe Fortbildungskurse im Strahlenschutz vorgeschrieben. Das KKM führt eine zentrale Datenbank über Aus-, Weiter- und Fortbildung der betriebseigenen Mitarbeiter, welche auch zur Ausbildungsplanung benützt wird.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die HSK sieht im neuen Ausbildungsprogramm und der zugehörigen Datenbank ein gutes organisatorisches Hilfsmittel zur Planung der Ausbildung des Eigenpersonals.

Die Strahlenschutzausbildung des übrigen Kernkraftwerkspersonals gemäss der KKM-Verfahrensanweisung entspricht den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-27<sup>28</sup>, ist jedoch im Hinblick auf die Verordnung vom 9. Juni 2006 über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK)<sup>55</sup> sowie die StSV<sup>20</sup>, hier beispielsweise Art. 17, verbesserungsbedürftig. Da es jedoch noch keine detaillierten behördlichen Anforderungen, beispielsweise an den Notfallstab wie auch an das leitende Personal von Kernanlagen gibt, waren über die Strahlenschutzbelehrung hinausgehende Ausbildungsprogramme bezüglich Strahlenschutz für das übrige Personal im KKM während des erweiterten Beurteilungszeitraums noch nicht vorgesehen.

### **5.6.5 Strahlenschutzplanung und -optimierung**

Wesentliche Beiträge zur Reduktion der Strahlenexposition des Personals können dadurch erreicht werden, dass Arbeiten in Strahlenfeldern geplant, Schutzmassnahmen in ihrer Wirksamkeit bewertet und beides geeignet miteinander kombiniert wird. Dieser Prozess der Strahlenschutzplanung und Optimierung ist wesentlich für einen erfolgreichen Strahlenschutz.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Bewertung des KKM beruht auf der Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>20</sup> und der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup>.*

*Im KKM wird zwischen zwei Strahlenschutz-Planungsverfahren unterschieden: Liegt die erwartete arbeitsspezifische Kollektivdosis (Jobdosis) unter 20 Pers.-mSv, werden die erforderlichen Strahlenschutzmassnahmen ad hoc festgelegt. Bei erwarteten Jobdosen über 20 Pers.-mSv werden die Arbeiten in Zusammenarbeit mit den Fachabteilungen, unter Berücksichtigung des Strahlenschutzes detailliert geplant. Dabei werden die Anforderungen nach Art. 6 der StSV<sup>20</sup> und die Meldevorschriften gemäss der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> erfüllt.*

*KKM zeigt, dass über die Beurteilungsperiode die Revisionsdosis deutlich zurückgegangen ist. Die Differenz zwischen Planung und effektiv akkumulierter Jobdosis hat sich gegen Ende des Bewertungszeitraums verkleinert. Gemäss KKM ist mit dem Rückgang von ausserordentlichen Arbeiten auch der Unsicherheitsfaktor bei der benötigten Arbeitszeit im Strahlenfeld kleiner geworden. In der Regel wurden bei ausserordentlichen Arbeiten der Arbeitsaufwand im Strahlenfeld und die damit verbundenen Dosen deutlich überschätzt.*

*KKM kommt zum Schluss, dass in der Begutachtungsperiode ein gutes System der Strahlenschutzplanung und -optimierung aufgebaut werden konnte, welches laufend verbessert wurde.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>1</sup>, die Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup>, den Vergleich mit schweizerischen und ausländischen Anlagen und auf das Work Management in Nuclear Power Industry der OECD<sup>56</sup>.*

*Die Strahlenschutzplanungen und die Optimierungen entsprechen den Anforderungen von Art. 6 der StSV<sup>20</sup>, den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup>, und den relevanten Vorgaben in der Literatur<sup>56</sup>. Die Strahlenschutzplanung im KKM wurde im Laufe des Bewertungszeitraums kontinuierlich weiterentwickelt und entspricht dem in den schweizerischen KKW üblichen Stand der Technik.*

*KKM hat festgestellt, dass die Strahlenschutzplanung, vor allem bei Sonderarbeiten, die benötigte Arbeitszeit signifikant überschätzt. Die HSK empfiehlt, die eingesetzten Zeitvorgaben in Zukunft kritischer zu hinterfragen.*

*Die HSK stimmt der Beurteilung des KKM zu. In der Beurteilungsperiode konnte zum einen eine deutliche Reduktion der Dosen beobachtet werden, zum anderen hat die Aussagekraft der Strahlenschutzplanung zugenommen.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die Dosen des Personals während der Jahresrevision lagen im erweiterten Beurteilungszeitraum innerhalb der Planungsgenauigkeit.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die Übereinstimmung der Dosen des Personals während der Jahresrevision mit den Planungswerten zeigt, dass das KKM die benötigten Arbeitszeiten gesamthaft realistisch einschätzt. Für Dosisverläufe siehe Kapitel 5.6.3.

### **5.6.6 Dosisleistung und Aktivitätskonzentration in der Anlage**

Die Aktivitätskonzentrationen in den Systemen bestimmen die radiologische Situation in der Kernanlage, zum einen durch die von diesen Aktivitäten herrührenden Gammastrahlen, zum anderen wegen der Kontaminationssituation beim Öffnen der Systeme. Tiefe Aktivitätskonzentrationen bei geringem Spaltproduktanteil führen in fast allen Bereichen der Anlage zu einem tiefen Strahlenpegel und damit zu tiefen Dosen beim Personal.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Bewertung des KKM beruht auf der Technischen Spezifikation des KKM, den Betriebslimiten der Brennstoffgarantie und der Systemlieferanten sowie einem Vergleich mit anderen Siedewasseranlagen des Reaktorlieferanten.*

*Für den operationellen Strahlenschutz erfolgt die Erhebung der radiologischen Situation (Dosisleistungen und Kontaminationen) periodisch und an die Bedürfnisse angepasst. Die Werte werden seit 1991 in einer Datenbank verwaltet, was aktuelle Trendanalysen ermöglicht.*

### Primäranlage

*KKM zeigte auf, dass die Dosisleistung an den Komponenten der Primäranlage, unter anderem die mittleren Dosisleistungen an den Umwälzschleifen, während der letzten Jahre gesunken ist oder aber auf tiefem Niveau geblieben ist. Weiter wird festgestellt, dass das Kontaminationsniveau und die Konzentration von Spalt- und Aktivierungsprodukten im Primärsystem gesunken sind, wobei heute die Aktivierungsprodukte (Co-60) radiologisch dominieren. Im Vergleich mit anderen Siedewasseranlagen des Reaktorlieferanten rangiert die mittlere Dosisleistung an den Umwälzschleifen von KKM im unteren Drittel der Bandbreite. KKM führte dies auf einen über 10-jährigen Betrieb ohne Brennelementschäden sowie auf die in Kap. 6.12 genannten Anlageänderungen zurück. Infolge der Edelmetall- und Wasserstoffeinspeisung zum Schutz der Reaktoreinbauten (Kap. 6.4.2) ist die Aktivitätskonzentration von Co-60 im Reaktorwasser leicht angestiegen.*

### Sekundäranlage

*Während den letzten 10 Jahren hat sich die Dosisleistung an allen grossen und für die Strahlenexposition des Personals wesentlichen Komponenten mindestens halbiert, wobei die radiologische Situation praktisch nur noch von Aktivierungsprodukten (Co-60 und andere) bestimmt wird. Spaltprodukte sind in ihrem Anteil am Nuklidvektor deutlich zurückgegangen. Die Dosisleistungen liegen heute auf tiefem Niveau.*

*Folgende Anlageänderungen wurden durchgeführt (die Anlageänderungen an den Kerneinbauten werden nicht angegeben):*

- Optimierung des Reaktorwasserreinigungskreislaufes während der Revision, so dass eine Kontamination des Hotwells und der Kondensatreinigungspumpe vermieden wird.*
- Seit 1990 wird das Reaktorwasserreinigungssystem RWCU während des Leistungsbetriebes immer über beide Filter betrieben, was die ursprüngliche Reinigungsrate verdoppelt und die Wasserchemie günstig beeinflusst (Kap. 6.12).*

*Die wasser- und radiochemischen Parameter werden je nach Signifikanz täglich, wöchentlich oder monatlich erhoben. Laufende Informationen über den Strahlenpegel können der Datenbank QUASI entnommen werden. Ferner verfügt das KKM über Dosisleistungskataster, welche die Strahlenpegel während Revision und Leistungsbetrieb dokumentieren. Sie sind in der Anlage für das Personal deutlich erkennbar beim Zugang zu jedem Bereich mit erhöhter Dosisleistung affiziert.*

*Die OSART-Mission hat festgehalten, dass Gebiete mit hoher Dosisleistung ungehindert betreten werden können und dass lediglich eine Warntafel auf die erhöhten Dosisleistungen hinweist<sup>23</sup>.*

*KKM kommt zum Schluss, dass sich die Aktivitätskonzentration und die Dosisleistungen in den Systemen innerhalb der Vorgaben der Technischen Spezifikationen befinden. Die Qualität der Wasserchemie wird als gut eingestuft. Die radiochemischen Parameter des Primärkühlmittels sind bei ungefähr 75 % der anderen Siedewasseranlagen des Reaktorlieferanten ungünstiger. Die radiologische Situation in der Primär- und der Sekundäranlage sollte sich in der Zukunft nur noch wenig ändern, da keine grundsätzliche Modifikation an der Fahrweise der Anlage vorgenommen werden soll.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Entwicklung der radiologischen Situation in der Anlage und auf die Richtlinie HSK-R-07<sup>57</sup>.*

*Die von KKM vorgenommenen Änderungen an der Anlage haben nachweislich zu einer Verbesserung der radiologischen Situation in den Komponenten sowie zu einer Reduktion der Dosisleistungen geführt. Dies betrifft sowohl die Primär- als auch die Sekundäranlage.*

*Die Betriebserfahrung von KKM während der letzten 10 Jahre zeigt, dass die Konzentration der Aktivierungs- und Spaltprodukte im Primärkühlmittel im Mittel gesunken ist. Massnahmen zur Reduktion des Aktivitätsaufbaus (Austausch von kobalthaltigen Einbauten sowie Einspeisung von Eisen oder „Depleted Zinc“) haben eine positive Wirkung gezeigt.*

*Die von der OSART Mission festgestellte Zugänglichkeit von Orten mit erhöhter Dosisleistung muss relativiert werden. Eine Reihe von Räumen im Maschinenhaus, im Aufbereitungsgebäude und im Reaktorgebäude, in denen deutlich erhöhte Strahlenpegel auftreten, ist mit Türen ausgerüstet und abgeschlossen. Diese Räume entsprechen der Vorgabe der Richtlinie HSK-R-07<sup>57</sup>. Im KKM gibt es Räume und Raumbereiche, an denen erhöhte Dosisleistungen auftreten und die nicht abgeschlossen werden können. Der Zugang zu diesen Räumen ist aber deutlich mit Strahlenwarntafeln beschriftet. Die HSK empfiehlt dem KKM, Zugänge zu Bereichen mit erhöhter Dosisleistung entsprechend der Richtlinie HSK-R-07<sup>57</sup> (Gebiete W und höher) geeignet abzuschranken.*

*Zusammenfassend teilt die HSK die Einschätzung von KKM. Die radiologische Situation ist für den Strahlenschutz sehr günstig. Vor allem auf der Sekundärseite profitiert KKM davon, dass der Reaktorkern während der letzten Jahre ohne Brennstoffdefekte gefahren werden konnte.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

Die Empfehlung der OSART resp. der HSK hinsichtlich Abschränkung von Zugängen zu Bereichen mit erhöhter Dosisleistung wurde vom KKM vor dem OSART Follow-Up<sup>29</sup> im Juni 2002 umgesetzt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Speicherung und grafische Darstellung von radiologischen Messwerten, welche im KKM seit 1997 mit dem elektronischen Erfassungsprogramm QUASI erfolgt, hat sich als ein wertvolles Instrument erwiesen, um Trends des radiologischen Zustands der Anlage rasch festzustellen. Eine laufende Aufdatierung des Erfassungsprogramms, wie sie im erweiterten Beurteilungszeitraum im KKM erfolgt ist, entspricht der Anforderung von Artikel 36 KEV<sup>4</sup>.

#### **5.6.7 Massnahmen zur Reduktion der Dosis**

Massnahmen zur Reduktion der Dosis können entweder technischer (Abschirmungen, Absperrungen, Dekontamination etc.) oder administrativer (Arbeitsplanungen, Zutrittsbeschränkungen, Dosislimiten etc.) Art sein. KKM unterscheidet zwischen Massnahmen während dem Normalbetrieb und bei der Revision.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Bewertung des KKM beruht auf dem Stand der Technik im In- und Ausland und auf der Dosisentwicklung im Berichtszeitraum.*

*Anfang der neunziger Jahre wurden für gewisse Systeme fest installierte Abschirmungen montiert. Weiter wurden Rohrleitungen in Durchgangs- und Aufenthaltsbereichen mit Spülstutzen versehen. Durch Spülen dieser Leitungen erfolgt eine Reduktion der Dosisleistungen vor Ort. Komponenten, Werkzeuge und ganze Systeme werden regelmässig bei Revisionsbeginn dekontaminiert. Im Jahre 1998 wurden grosse Teile des Reaktorwasserreinigungssystems verfahrenstechnisch abgeschottet und chemisch dekontaminiert. Die Dekontamination von Komponenten und Werkzeugen wird vor Ort oder in der Deko-Box durchgeführt. Für die werksinternen Transporte von stark strahlenden Komponenten zu den Dekontaminationsanlagen kann bei Bedarf ein Abschirmwagen eingesetzt werden. Zu den dosisreduzierenden Massnahmen gehört das temporäre Abschirmprogramm. Insbesondere während der Revision werden Komponenten und Rohrleitungen, überwiegend im Drywell, bedarfsorientiert mit bis zu 80 Tonnen Bleiblechen oder -matten abgeschirmt. Um die Dosis für das Personal, das die Abschirmungen montiert und demontiert, weiter zu reduzieren, soll in Zukunft der Transport dieser Abschirmungsmittel ins und aus dem Drywell rationalisiert werden.*

*Für die Bearbeitung von Anlageänderungsanträgen, die strahlenschutzrelevante Aspekte beinhalten, wurde Mitte der neunziger Jahre ein Standardverfahren eingerichtet, wobei das Ressort Strahlenschutz bereits in der Planungsphase einzubinden ist. Damit wird sichergestellt, dass dem Strahlenschutz von Beginn an die ihm gebührende Aufmerksamkeit geschenkt wird.*

*Während des Normalbetriebes finden täglich, ausser an Wochenenden, Betriebssitzungen statt. Diese dienen der Koordination von Arbeiten und allfälligen strahlenschutztechnischen Massnahmen. Die Beschlüsse werden in Strahlenschutz-Routinebesprechungen dem SU-Personal kommuniziert. Während den Revisionen finden Revisionssitzungen statt, die analog wie Betriebssitzungen ablaufen.*

*Die Erfahrungen zeigen, dass die Dosen für das Personal dank der administrativen und der technischen Massnahmen gesunken sind. Die Bewertung der Abschirmmassnahmen zeigt, dass während den neunziger Jahren jährlich eine Dosis zwischen 300 Pers.-mSv und 1800 Pers.-mSv eingespart werden konnte. Die Dosis für das Personal, das die Abschirmungen montiert und demontiert, lag während der gleichen Periode zwischen 52 Pers.-mSv und 120 Pers.-mSv. Mit den Abschirmungen konnten die Dosen kontinuierlich gesenkt und die Akzeptanz des Strahlenschutzes bei den Mitarbeitern gesteigert werden.*

*Abschliessend kommt das KKM zum Schluss, dass das Potential für substanzielle Dosisersparungen grösstenteils ausgeschöpft worden ist. Weitere Verbesserungen vom Typ „kontinuierliche Verbesserungen“ sind möglich, werden aber nicht mehr so deutlich ausfallen. KKM bringt zum Ausdruck, dass vor allem die Kombination von geeigneten Massnahmen das gute Resultat bei der Dosisreduktion ermöglicht hat.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Richtlinie HSK-R-07<sup>57</sup>, den Lahmeyer Bericht, EUR 5055 d<sup>68</sup> und einen Vergleich von schweizerischen mit ausländischen Anlagen.*

*Die HSK ist mit der Bewertung des KKM zu den dosisreduzierenden Massnahmen einverstanden. Sie findet Übereinstimmung in der Meinung, dass viel erreicht wurde und dass weitere Verbesserungen nur noch kleine Reduktionen der Dosis bringen werden. Als Ziel sieht sie, das Erreichte zu erhalten.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Zur Rationalisierung des Transportes von Abschirmungen in und aus dem Drywell werden seit einigen Jahren während der Revision temporär Rollbänder eingesetzt.

#### **5.6.8 Zoneneinteilung, Garderoben, Schutz- und Hilfsmittel**

Die Einteilung der kontrollierten Zonen in Typen mit unterschiedlichem Kontaminationspotential dient dazu, Kontaminationsverschleppungen mit gestaffelten Barrieren zu vermeiden. Durch Schutz- und Hilfsmaterial, das in der Zone bereitsteht, wird das Personal vor Kontamination und Inkorporation durch radioaktive Stoffe geschützt. Die Garderobe beim Zonenzugang stellt dem Personal sanitäre Einrichtungen und Kleiderschränke zur Verfügung. Die Personenkontaminationsmonitore stellen sicher, dass alle Personen die kontrollierten Zonen ohne radioaktive Kontaminationen verlassen. Schliesslich sind in der Garderobe Einrichtungen für die Dekontamination von Personen vorhanden.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Bewertung des KKM beruht auf der Richtlinie HSK-R-07<sup>57</sup>.*

*Im KKM umfasst die kontrollierte Zone denjenigen Kraftwerksbereich, in welchem eine Person bei regelmässiger Arbeit eine Jahresdosis von mehr als 1 mSv akkumulieren kann (RG, MH, AG und Teile des BG). Bei Bedarf können weitere temporäre kontrollierte Zonen eingerichtet werden.*

*Die kontrollierte Zone wurde 1996 mit der Inbetriebnahme des Anbaus Süd erweitert. Die Garderoben für das Fremdpersonal wurden 1992 und 1993 vergrössert. Der Personendekontaminationsraum und die Nottoilette in der Sockenzone der Garderobe wurden im Jahr 2000 umgebaut. Sie sind jetzt räumlich voneinander getrennt. Für alle kontrollierten Zonen sind die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-07<sup>57</sup> erfüllt. Die Kapazität der Garderobe wird ausreichen, weil die umfangreichen Nachrüstungen in der Anlage abgeschlossen sind. Die Wäscherei verfügt über ausreichende Kapazitäten, um frische Wäsche und Schutzausrüstungen während allen Betriebsphasen bereitzuhalten. Die modernen Personendekontaminationseinrichtungen ermöglichen bei Bedarf eine rasche und zuverlässige Behandlung von Personen.*



*Die Vorkehrungen gegen Kontaminationsverschleppungen und Personenkontaminationen sind wirksam, während der letzten zehn Jahre ist kein Kontaminationsfall mit einer Folgedosis  $E_{50}$  grösser als 1 mSv aufgetreten.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die StSV<sup>20</sup>, und auf die Richtlinie HSK-R-07<sup>67</sup>.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass das Zonenkonzept des KKM der Richtlinie HSK-R-07<sup>67</sup> und dem Stand der Technik entspricht. Die HSK stellt aber fest, dass keine vollständigen Zonenpläne für die kontrollierten Zonen vorliegen. Die Zonenpläne sind deshalb bis Mitte 2003 entsprechend der Richtlinie HSK-R-07 für die kontrollierten Zonen zu vervollständigen und auf dem aktuellen Stand zu halten. (PSÜ-Pendenz P07/2002)*

*Das KKM hat die Infrastruktur der Garderobe in der Sockenzone mit einem Dekontaminationsraum und einer Nottoilette aufgewertet. Die HSK hat anlässlich ihrer Inspektionen festgestellt, dass die Platzverhältnisse in den Garderoben vor allem während den Revisionen eher knapp sind, zudem stehen zu wenige sanitäre Einrichtungen zur Verfügung. Das könnte mitunter ein Grund dafür sein, warum die Nottoiletten nicht nur in Notfällen benutzt werden. Deshalb sind bis Ende 2004 die Anzahl der sanitären Einrichtungen und die Platzverhältnisse in den Garderoben zu verbessern. KKM legt bis Mitte 2003 ein Konzept für die Sanierung vor. (PSÜ-Pendenz P08/2002)*

[...]

*Bei Inspektionen in der Anlage hat die HSK mehrmals feststellen können, dass das korrekte Tragen der Zonenkleidung in der kontrollierten Zone zu wünschen übrig lässt. Obschon bis heute keine schwerwiegenden Personenkontaminationen vorgekommen sind, ist die HSK der Meinung, dass nur korrekt getragene Zonentenues einen optimalen Schutz bieten. Das KKM muss die Zonendisziplin verbessern. Ansonsten sind die eingesetzten Schutzausrüstungen zweckmässig und entsprechen dem Stand der Technik. Die Menge der vorrätigen Schutzmittel ist für den Normalfall ausreichend.*

*Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass mit Ausnahme der oben aufgeführten Verbesserungsmöglichkeiten das Zonenkonzept des KKM und seine konsequente Umsetzung erfolgreich zum Schutz des Personals beigetragen haben.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

- Der Besucherraum und das Areal um den Kaltkondensatbehälter wurden aufgrund der gegenüber dem Untergrund erhöhten Dosisleistungen zu einer kontrollierten Zone umgestuft.
- Die Räume der ehemaligen Inaktivwäscherei wurden in die kontrollierte Zone aufgenommen und dienen nun der Aktivwäscherei als Maskenwerkstatt und Lagerplatz.
- Der Personendekontaminationsraum wurde umgebaut und die erforderlichen Einrichtungen modernisiert und optimiert.

- Der Zugang zur kontrollierten Zone (Posten 2) sowie die kombinierte Besucher/Damengarderobe wurden umgebaut und optimiert. Der Quickcounter wurde in eine Nische versetzt, um den Einfluss des Strahlungsuntergrunds zu reduzieren.
- Im Jahr 2003 hat das KKM aktualisierte Zonenpläne eingereicht und damit die PSÜ-Pendenz P07 erledigt.
- Zur Erledigung der PSÜ-Pendenz P08 wurde am 19. Mai 2004 eine gemeinsame Inspektion mit dem beco (Volkswirtschaftsdirektion des Kantons Bern, Berner Wirtschaft, hervorgegangen im Jahre 2003 aus KIGA und WEKO), dem SECO (Staatssekretariat für Wirtschaft) und der HSK durchgeführt. Dabei wurde beschlossen, den Termin für das Einreichen des in der Pendenz geforderten Sanierungskonzepts für die Garderoben auf das Jahr 2007 zu verschieben. Das Konzept soll dann wiederum den obgenannten zuständigen Behörden zur gemeinsamen Beurteilung vorgelegt werden.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Mit dem Einreichen der aktuellen Zonenpläne gemäss der Richtlinie HSK-R-07 konnte die PSÜ-Pendenz P07 Ende 2003 geschlossen werden.

Anlässlich der gemeinsamen Inspektion des SECO, des beco und der HSK zur Erledigung der Pendenz P08 legte das KKM dar, dass die Sanierung der Garderoben mit grossem zeitlichen und finanziellen Aufwand verbunden und damit sinnvollerweise mit dem Antrag der BKW FMB AG auf eine Bewilligungsverlängerung des KKM, welcher bis spätestens 2007 erfolgen müsse, zu koppeln sei. Das SECO, das beco und die HSK stimmten diesem Antrag zu, schlossen die Pendenz P08 formell und legten fest, dass ihnen das Sanierungskonzept für die Garderoben bis 2007 zur gemeinsamen Beurteilung vorzulegen sei. Mitte 2007 reichte das KKM ein Übergangskonzept bis zur endgültigen Sanierung der Garderoben ein, welches von der HSK freigegeben wurde.

Das KKM hat die Zonendisziplin hinsichtlich des Tragens der Zonentenes inzwischen verbessert.

In in- und ausländischen Kernkraftwerken gab es in den letzten Jahren Vorkommnisse, bei denen radioaktive Stoffe unkontrolliert in die Umgebung abgegeben wurden. Ursachen dafür waren in der Regel Schwächen in der Umsetzung des Zonenkonzeptes. Die vom KKM zur Begutachtung eingereichten Unterlagen sind bezüglich möglicher unerfasster Abgaben radioaktiver Stoffe aus den kontrollierten Zonen des KKM nicht abschliessend.

#### HSK-Forderung PSÜ-5.6-1:

*Der HSK ist bis zum 31. Dezember 2008 ein schriftlicher Bericht mit den Ergebnissen der Überprüfung der Umsetzung des Zonenkonzeptes hinsichtlich möglicher unerfasster Abgaben radioaktiver Stoffe aus den kontrollierten Zonen des KKM vorzulegen.*

### **5.6.9 Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz**

Der operationelle Strahlenschutz benutzt sowohl festinstallierte als auch mobile Messgeräte. Zu den festinstallierten Messgeräten gehören die Systeme zur Überwachung der Ortsdosisleistung und der Raumluft sowie die Wäschemonitore, Personenmonitore und Freimessschranke. Die mobile Instru-

mentierung wird für Messungen der Dosisleistungen, Luft- und Oberflächenkontaminationen in Räumen und an Arbeitsplätzen eingesetzt. Möglichst alle radiologischen Situationen sollen von den Messgeräten erfasst werden.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das KKM ist der Meinung, dass die zur Verfügung stehenden mobilen und festinstallierten Strahlenschutz-Messgeräte dem Stand der Technik entsprechen. Sie funktionieren in operationeller Hinsicht störungsarm und haben sich im täglichen Einsatz bewährt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Richtlinie HSK-R-07<sup>57</sup>, die Richtlinie HSK-R-47<sup>59</sup>, die ICRP-75<sup>60</sup> und die nationale und internationale Betriebserfahrung.*

*An dieser Stelle wird vor allem die Eignung der Messgeräte zur Erfüllung, der ihnen zugedachten Aufgaben im Personenschutz bewertet. Eine weiterführende technische Beurteilung, einschliesslich einer Darstellung und Bewertung der Betriebserfahrung, ist in Kap. 6.13 zu finden.*

*Die Messköpfe und Probenahmeorte der festinstallierten Instrumentierung sind geeignet positioniert und die Alarmschwellen sind situationsgerecht eingestellt. Eine Ausnahme stellen die Personenkontaminationsmonitore (Feinmonitore) dar, deren Alarmschwelle mit 1 CS im Vergleich zur Empfehlung der Richtlinie HSK R-07<sup>57</sup> (0,5 CS) zu hoch eingestellt ist. Dasselbe gilt für die Vormonitore, hier ist die Alarmschwelle bei 30 CS, wobei die Richtlinie einen Wert zwischen 5 und 10 CS empfiehlt. Die Alarmschwellen der Personenkontaminationsmonitore sind deshalb zu überprüfen und bis Ende 2003 so einzustellen, dass die Empfehlungen in der Richtlinie HSK R-07<sup>57</sup> erfüllt sind (PSÜ-Pendenz P09/2002).*

*Die HSK findet die Aufzeichnung von Personenkontaminationen innovativ. Leichte wie schwere Kontaminationen, die mit Duschen und den üblichen Massnahmen nicht entfernt werden können, sind somit dokumentiert. Damit sind vertiefte Abklärungen und Trendanalysen nun möglich und es kann ein verbesserter Schutz des Personals von Kontaminationsausbreitungen erreicht werden.*

*Die mobile Strahlenschutzinstrumentierung entspricht dem Stand der Technik und wird gemäss den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-47<sup>59</sup> periodisch geprüft. Die Messgeräte haben sich im täglichen operationellen Gebrauch durch eine hohe Zuverlässigkeit ausgezeichnet. Die Anzahl der zur Verfügung stehenden mobilen Messgeräte ist ausreichend und deckt den Messbedarf ab.*

*Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass die festinstallierte wie auch die mobile Strahlenschutzinstrumentierung in der Lage sind, die ihr zugedachten Aufgaben im Bereich des Personenschutzes zu erfüllen.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Zur Erledigung der Pendeuz P09 hat das KKM die Alarmschwellen der Personenmonitore auf die in der Richtlinie HSK-R-07 genannten Werte eingestellt. In einem weiteren Schritt wurden die Vormonitore umgebaut. Eingesetzt werden nun Geräte mit Handdetektoren und aktiver Nulleffektkompensation.

Die mobilen Kontaminations- und Dosisleistungsmessgeräte wurden durch neue Geräte ersetzt. Gleichzeitig wurde die Anzahl der Messgeräte erhöht.

Die bestehenden Iodmonitore wurden durch neue handlichere Geräte ersetzt und für das Reaktorgebäude auf +29 m wurde ein mobiler Edelgasmonitor beschafft.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Nach Ausführung und Dokumentation der geforderten Anpassungen und Umbaumaassnahmen durch das KKM konnte 2004 dem Antrag zur Schliessung der Pendeuz P09 entsprochen werden.

#### **5.6.10 Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone**

Die Betriebssanität soll bei einem Unfall oder einer akuten Erkrankung in der Belegschaft erste Hilfe leisten können. Zudem muss sie dafür besorgt sein, dass die betroffene(n) Person(en) möglichst direkt der adäquaten medizinischen Behandlungsstelle zugewiesen wird (werden), wie praktizierender Arzt, Spital oder Universitätsspital Zürich. Im Kernkraftwerk soll die Sanität, in Zusammenarbeit mit dem Strahlenschutz, auch in der Lage sein, bei der Bewältigung eines Strahlenunfalls die richtigen Entscheide zu treffen.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das eingereichte Dokument zeigt, dass für die Werksanität KKM die Alarmierung, der Einsatz und die Zusammenarbeit mit andern Notfallequipen geregelt sind. Für den Fall einer schwerwiegenden Kontamination oder Bestrahlung einer Person, eventuell zusammen mit konventionellen Verletzungen, ist die Einlieferung ins Universitätsspital Zürich vorgesehen und vertraglich abgesichert. Das Sanitätszimmer samt Material wird regelmässig durch den Werkarzt überprüft. Die Ausbildung der Sanität basiert auf den Unterlagen des Schweizerischen Samariterbundes.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK Beurteilung stützt sich auf den Medizinischen Notfallplan für Strahlenunfälle im Kontrollbereich der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) der SUVA<sup>61</sup>.*

*Die Organisation der Werksanität des KKM ist geregelt, speziell auch im Hinblick auf ein Ereignis mit Kontamination oder Bestrahlung der betroffenen Person(en). Die Zusammenarbeit mit andern Notfallequipen wird regelmässig geübt. Die Einrichtungen werden durch den Werkarzt überprüft und die Ausbildung basiert auf den aktuellen Unterlagen der Samariterausbildung. Alle diese Aspekte des Sanitätsdienstes im KKM werden von der HSK als gut beurteilt.*

*Der Sanitätsdienst in den kontrollierten Zonen des KKM ist in Übereinstimmung mit den Anforderungen der HSK. Eine gute und ausreichende medizinische Sicherheitsvorsorge ist gegeben. Über die letzten 10 Jahre hatte die Betriebssanität des KKM 78 Norm- und 83 Bagatell-Arbeitsunfälle zu bewältigen. Zusammen mit den jährlichen Übungen ergibt sich eine gute Betriebserfahrung.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Zwischen 2001 und 2005 ereigneten sich 21 Norm- und 56 Bagatellunfälle, welche von der Betriebssanität zu bewältigen waren. Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum damit weiterhin gültig.

#### **5.6.11 Lüftungsanlagen, radiologische Aspekte**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Aus radiologischer Sicht müssen die Lüftungsanlagen sicherstellen, dass sich aerosolgebundene Radioaktivität nicht unkontrolliert ausbreitet. Im Weiteren müssen sie vermeiden, dass aerosolgebundene oder flüchtige radioaktive Stoffe aus der kontrollierten Zone herausströmen und an die Umgebung abgegeben werden. Ersteres wird durch eine Luftführung hin zur höheren potenziellen Kontamination erreicht, letzteres durch die Verwendung geeigneter Abluftfilter.

##### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Luftführung in der kontrollierten Zone ist auslegungsgemäss gerichtet zu Orten mit potenziell höherer Kontamination respektive Aktivitätskonzentration. Die Betriebserfahrung in der Beobachtungsperiode bestätigt diese Auslegung. In der kontrollierten Zone ist luftgetragene Radioaktivität stets nur im Zusammenhang mit Arbeiten und örtlich beschränkt aufgetreten. Eine erwähnenswerte Ausnahme stellt die Schiebeluft von Abwassersammelbehältern (z. B. des Chemielabors und der Aktivwäscherei) dar, welche in einigen Fällen in die Raumluft und von dort in die Abluftanlagen gelangt.*

*Folgende Lüftungssysteme werden radiologisch überwacht (Dosisleistung an den Filtern sowie Aerosolkonzentration in der Abluft):*

- Abluftströme und Filtereinheiten der Lüftungsanlagen Reaktorgebäude*
- Aufbereitungsgebäude und die Lüftungsanlagen des Maschinenhauses*
- Maschinenhausanbau Süd*

*Im Falle erhöhter Radioaktivität im Abluftstrom aus dem Reaktorgebäude wird auf Notabluftbetrieb umgestellt. Das Notabluftsystem wird nur nach den Filtern radiologisch überwacht. Während des Bewertungszeitraums gab es keinen Anforderungsfall.*

*Die Ablesungen der Abluftinstrumentierungen bestätigen für die Beobachtungsperiode, dass keine Veränderung der radiologischen Situation in der gesamten überwachten Lüftungsanlage stattgefunden hat.*

*Entsprechend den Vorschriften der Technischen Spezifikation werden sämtliche Abluftfilter mittels Differenzdruckmethode überwacht und die Filterintegrität mittels Partikelzählmethode überprüft.*

*Nebst den radiologisch überwachten Lüftungssystemen existiert noch die Lüftung der kontrollierten Zone des Betriebsgebäudes. Sie umfasst die Radiochemielabors, die Aktivwäscherei und Sozialräume mit je eigenen Abluftfiltern. Diese Abluftfilter werden radiologisch nicht überwacht und die Abluft wird auch nicht bilanziert. Sie unterstehen aber der regulären Überwachung (Differenzdruck und Partikelzählmethode).*

*Im Bewertungszeitraum wurden folgende Änderungen an den Lüftungsanlagen durchgeführt:*

- Im Jahre 1991 wurden die Absolutfilter des Reaktorgebäudeabluftsystems durch hochfeste Filter vom Typ Luwa N S 30-H610 ersetzt. Dadurch konnte die Wahrscheinlichkeit eines Filterdurchbruches deutlich gesenkt werden.*
- Die Lüftung des Maschinenhausanbaus Süd wurde 1996 in Betrieb genommen.*

*Die Absolutfilter der Lüftungen für das Reaktor- und Aufbereitungsgebäude, für den Maschinenhausanbau Süd und für das Betriebsgebäude wurden jeweils bei hohem Differenzdruck ersetzt. Die dreimonatliche Integritätsprüfung sämtlicher Absolutfilter mittels Partikelzählmethode ergab keinen Hinweis auf einen Filterdurchbruch. Die Überwachung der Dosisleistung auf den Filterbänken des Systems zeigt keine Besonderheiten. Alarmschwellen wurden im Beobachtungszeitraum nicht überschritten. KKM will ab März 2002 eine Aufzeichnung der Dosisleistung an den Filterbänken des Systems vornehmen.*

*Die Standzeiten der Aktivkohlefilter bzw. Absolutfilter des Notabluftsystems betragen ca. 6 bzw. 5 Jahre. Periodische Funktionsprüfungen bestätigen die Einsatzbereitschaft des Notabluftsystems. Die Standzeiten der Aktivkohlefilter des Frischluftsystems der SUSAN-Lüftung betragen 6 Jahre.*

*Die vorhandene Instrumentierung kann die geforderten Luftaktivitätsmessungen bewältigen. Die hohe Betriebssicherheit wird durch sehr wenige Fehlermeldungen pro Jahr bestätigt.*

*Die bestehenden Lüftungsanlagen inklusive dem Notabluftsystem haben ihre gute Betriebsfähigkeit während der Beobachtungsperiode bestätigt. Die Vorgaben der Technischen Spezifikationen wurden immer eingehalten. KKM erwartet keine Änderung des Betriebsverhaltens der Lüftungssysteme. Für die Zukunft sind keine substantiellen Änderungen vorgesehen.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Richtlinie HSK-R-07<sup>67</sup>, die IAEA TRS No 325<sup>62</sup> und die KTA 3601<sup>63</sup>.*

*Die systemtechnische Bewertung der Lüftungsanlagen erfolgt in Kap. 6.7.3 (Lüftungsanlagen) respektive 6.5.7 (Notabluftsystem), die Bewertung der Messtechnik erfolgt in Kap. 6.13.*

*Der Wechsel der Absolutfilter erfolgt bei allen Lüftungsanlagen entsprechend dem Stand der Technik mittels Wechselsackmethode. Die Überprüfung der Absolutfilter mittels Druckdifferenz- und Partikelzählmethode entspricht dem Stand der Technik.*

*Die Standzeiten der Aktivkohlefilter entsprechen den üblichen Werten in den schweizerischen KKW.*

*Die Erfassung des radiologischen Zustands der Abluftanlagen ist zweckmässig mit einer Ausnahme: Bei Betrieb des Notabluftsystems besteht keine direkte Möglichkeit, Informationen über die Aerosolkonzentrationen im Reaktorgebäude zu bekommen. Aus diesem Grunde ist bis Ende 2004 das Notabluftsystem mit einer Aerosolmessstelle auszurüsten, die eine kontinuierliche Überwachung der radiologischen Situation im Reaktorgebäude auch beim Betrieb des Notabluftsystems ermöglicht (Teil der PSÜ-Pendenz P30c/2002 von Kap. 6.13).*

*Die Schiebeluft aus Abwassersammelbehältern im Betriebsgebäude wird in die Raumluft eingekoppelt und gelangt so in die Abluft und auf die Filter des Lüftungssystems. Obschon diese Räume mit einer Raumluftüberwachung ausgerüstet sind, ist es, abgesehen von hygienischen Gründen, auch bei tiefen Aktivitätspotentialen und daher geringen radiologischen Gefährdungen nicht mehr Stand der Technik, so zu verfahren. Deshalb ist bis Ende 2004 zu überprüfen (PSÜ-Pendenz P10/2002)*

- a) *ob die Schiebeluft aus Behältnissen und Rohrleitungen, die in den kontrollierten Zonen installiert sind, über die Raumluft in die Lüftungssysteme gelangt und*
- b) *wie diese Schiebeluft mit angemessenen Mitteln direkt in die Abluftkanäle eingekoppelt werden kann.*

*Gesamthaft gesehen kommt die HSK zum Schluss, dass die Lüftungssysteme ihre Aufgabe aus radiologischer Sicht erfüllen und weiterhin erfüllen werden. Mit den erwähnten Verbesserungen wird der Stand der Technik noch besser umgesetzt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Zur Erledigung der Pendenz P10 erstellte eine externe Firma im Auftrag des KKM Ende 2004 einen Bericht, welcher der HSK anfangs 2005 mit dem Antrag, die Pendenz damit zu schliessen, eingereicht wurde.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

Nach der Einreichung des oben erwähnten Berichts zur Pendenz P10, welcher die Behältnisse und Leitungen auflistet und bewertet, aus welchen Schiebeluft über die Raumluft in die Lüftungssysteme gelangt, schloss die HSK die Teilpendenz 10a. Sie verlangte aber hinsichtlich der Teilpendenz 10b vom KKM zusätzliche Abklärungen und Angaben insbesondere zur Abgabe der Schiebeluft aus dem Kaltkondensatbehälter KAKO. Daraufhin wurde vom KKM in der ersten Jahreshälfte 2006 ein Konzept für die Einleitung der KAKO-Schiebeluft direkt in die Maschinenhausabluft erstellt und in der Revision umgesetzt. Damit konnte auch die Teilpendenz 10b Mitte 2006 geschlossen werden.

## **5.7 Radioaktive Emissionen und Umgebungsüberwachung**

### **5.7.1 Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt**

Die heute gültigen zulässigen Abgaben radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre und in die Aare sind für das KKM in der Auflage 4.3 der bundesrätlichen Verfügung vom 14. Dezember 1992 (Verlängerung

der Betriebsbewilligung)<sup>64</sup> festgelegt. Im Jahre 1994 wurden die Zahlenwerte an die Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>20</sup> angepasst. Ein entsprechend revidiertes Abgabereglement<sup>65</sup> trat am 1. Januar 1996 in Kraft.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM zeigt, dass die radioaktiven Abgaben mit der Fortluft für die einzelnen Jahre des Bewertungszeitraumes bei maximal 0.11 % und mit dem Abwasser bei maximal 2.3 % der Abgabelimiten lagen. Auch wurden die Vorgaben für die maximale Konzentration im Abgabetank vor der Abgabe in die Aare stets eingehalten. Anhand der tatsächlich abgegebenen radioaktiven Stoffe berechnete das KKM gemäss der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> die Strahlenexposition für die meistbetroffene Person in der Umgebung und zeigte, dass die jährlichen Strahlenexpositionen deutlich unter dem quellenbezogenen Dosisrichtwert von 0,3 mSv pro Jahr liegen. Seit 1995 liegt die Dosis für die meistbetroffene Person unter 0,01 mSv pro Jahr, so dass der Betrieb des KKM gemäss den Art. 5 und 6 der Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>20</sup> in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert gilt und keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben notwendig sind.*

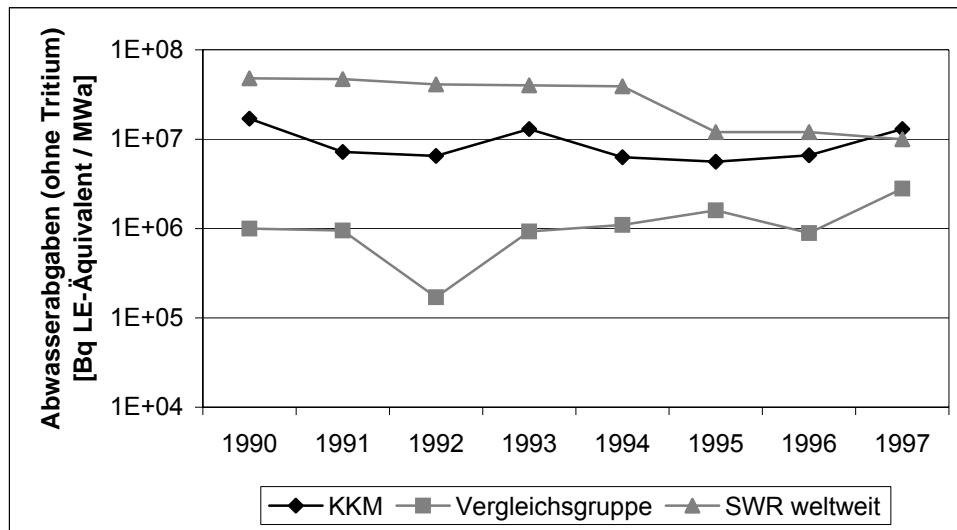
*Zusätzlich zur obigen Bewertung vergleicht das KKM seine auf die erzeugte elektrische Energie normierten Abgabewerte von 1990 bis 1997 mit den Werten von vergleichbaren Siedewasserreaktoren (Vergleichsgruppe) sowie den gemittelten Abgabewerten aller Siedewasserreaktoren weltweit. Die Daten sind dem UNSCEAR 2000<sup>66</sup> Report entnommen. Die durchgeführten Untersuchungen zeigen, dass die normierten Fortluftabgaben des KKM bis auf die Edelgasabgaben des Jahres 1990 deutlich unter den Werten der Vergleichsgruppe und den Siedewasserreaktoren weltweit liegen. Die normierten Abwasserabgaben ohne Tritium des KKM sind in Abb. 5.7.1-1 dargestellt. Sie liegen von 1990 bis 1997 deutlich über den Werten der Vergleichsgruppe, im Vergleich zu den Siedewasserreaktoren weltweit hingegen, mit Ausnahme von 1997, tiefer als der weltweite Mittelwert. Die normierten Tritium-Abgaben mit dem Abwasser sind für alle Siedewasserreaktoren ungefähr gleich.*

*Auffällig ist, dass sich die normierten Abwasserabgaben ohne Tritium der Siedewasserreaktoren weltweit in den Jahren 1994 bis 1997 um einen Faktor 4 verkleinerten, während die Abgaben des KKM ungefähr konstant blieben. 1996 begann KKM mit der Aufarbeitung der Altharze mit der Verfestigungsanlage CVRS, was einen Anstieg der Abgaben an radioaktiven Stoffen mit dem Abwasser zur Folge hatte. KKM optimierte daraufhin die Behandlung der vom CVRS verursachten Abwässer soweit, dass die Abgaben im Jahr 2000 auf den Wert von 1995 gesenkt werden konnten. Zusammenfassend kommt das KKM zum Schluss, dass eine drastische Reduktion der Abgaben mit dem Abwasser nur durch eine Umstellung der Abwasserreinigung möglich ist. Es erachtet einen solchen drastischen Eingriff als nicht gerechtfertigt, da die Absolutwerte der effektiven Abgaben so minim sind, dass die daraus berechenbare zusätzliche Strahlenexposition im ungünstigsten Falle wenige Promille des quellenbezogenen Dosisrichtwerts betragen.*

*Im KKM ist eine interdisziplinäre Arbeitsgruppe eingesetzt, die laufend nach weiteren Verbesserungsmöglichkeiten zur Reduktion der Abgaben sucht.*



Abb. 5.7.1-1: Normierte Abwasserabgaben (ohne Tritium) des KKM im Vergleich mit einer Gruppe ähnlicher Siedewasserreaktoren (Vergleichsgruppe) und den Siedewasserreaktoren weltweit



### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt werden in Anwendung der Art. 79, 80 und 81 der StSV<sup>20</sup> und des Abgabereglements<sup>65</sup> vom Betreiber gemessen und dokumentiert und der HSK monatlich gemeldet.*

*Die Messungen und die Buchführung des KKM werden von der HSK stichprobenweise und zwar vierteljährlich durch eigene Messungen und durch periodische Inspektionen kontrolliert. Bei den Vergleichsmessungen wurde im Rahmen der Messgenauigkeit immer eine gute Übereinstimmung festgestellt. Bei den Inspektionen konnte sich die HSK jeweils von der ordnungsgemässen Durchführung der Abgabebilanzierung und der Buchführung überzeugen.*

*Gestützt auf Art. 51 der Gewässerschutzverordnung<sup>67</sup> und auf die Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen<sup>68</sup> ist die HSK angehalten, die genehmigten Empfehlungen beim Vollzug der Umweltschutzvorschriften zu berücksichtigen. Eine genehmigte Empfehlung ist die PARCOM-Empfehlung 91/4<sup>69</sup> über radioaktive Ableitungen. Gemäss dieser Empfehlung ist die HSK verpflichtet, kraftwerksspezifisch periodisch über die radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser, die verwendeten Reinigungsverfahren, die gemachten und geplanten Massnahmen zur Verringerung der radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser usw. zu berichten. In den jährlich erscheinenden internationalen Berichten, wie z. B. UNSCEAR-Reporte, werden internationale Vergleiche durchgeführt und Akzeptanzschwellen definiert. Aufgrund dieses Sachverhaltes empfiehlt die HSK dem KKM mit der bereits bestehenden interdisziplinären Arbeitsgruppe Strategien zu erarbeiten und umzusetzen mit dem Ziel, langfristig Abgabewerte im Abwasserpfad zu erreichen, die mit vergleichbaren Siedewasserreaktoren kompatibel sind.*

*Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass mit dem Unterschreiten des berechneten Dosiswertes von 0,01 mSv pro Jahr für die meistbetroffene Bevölkerungsgruppe der Betrieb des KKM gemäss den Art. 5 und 6 der Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>20</sup> als gerechtfertigt und optimiert gilt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Bis Ende 2004 erreichte das KKM durch verschiedene Massnahmen nochmals eine Reduktion der mit dem Wasser abgegebenen Aktivitätsabgaben ohne Tritium in LE-Aequivalenten auf etwa die Hälfte des Wertes im Jahr 2000.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber auf Grund der fortschreitenden internationalen Entwicklung im Bereich der flüssigen Abgaben die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

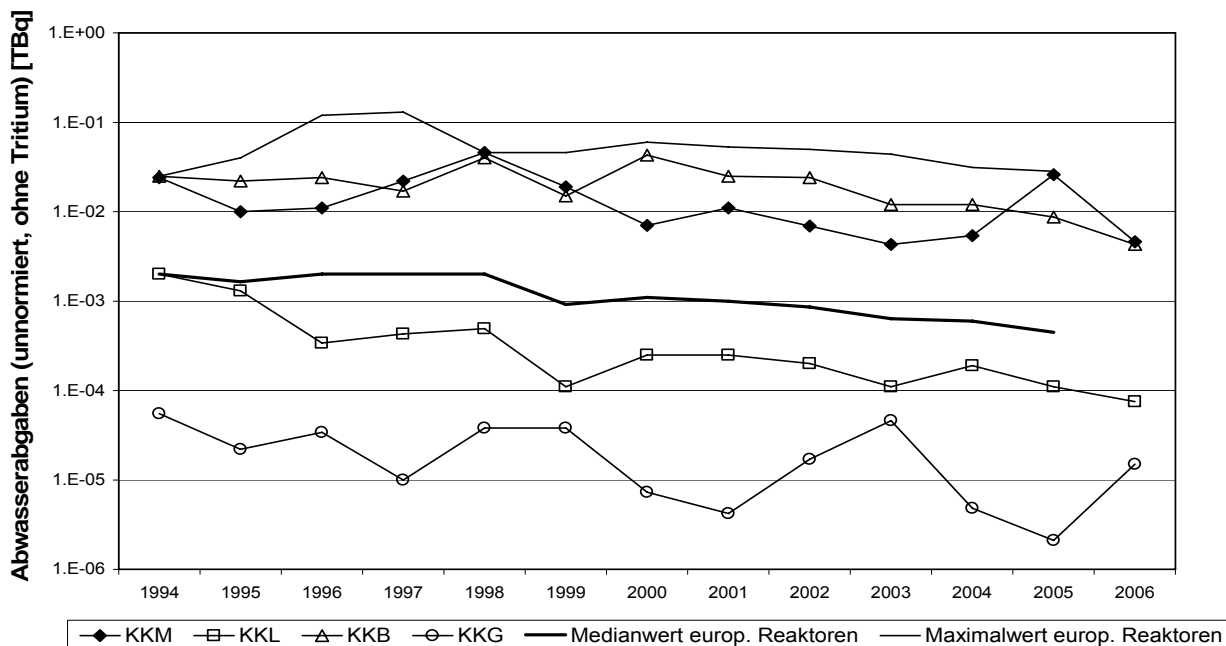
Gestützt auf Art. 4 KEG<sup>3</sup> orientiert sich die in der Stellungnahme 2002 erwähnte Berichterstattung im Rahmen des Oslo-Paris-Abkommens<sup>70</sup> (OSPAR) an den Grundsätzen für die Nutzung der Kernenergie, insbesondere an Absatz 3. Demnach sind „... im Sinne der Vorsorge alle Vorkehrungen zu treffen, die a) nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendig sind und b) zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beitragen, soweit sie angemessen sind“. Beim Vollzug dieser Vorschrift setzt die HSK das Mittel des internationalen Vergleichs ein. Dabei verwendet die HSK die Daten der OSPAR-Reports und nicht die Daten von UNSCEAR, weil dort für die ausländischen Kraftwerke direkt die Summe der nuklidspezifischen Abgaben (ohne Tritium) mit dem Abwasser übernommen wurde, für die Schweiz jedoch die auf Abgabeäquivalente normierten Aktivitätsabgaben.

Die beim gegenwärtigen Betrieb des KKM anfallenden Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser führen zwar zu Dosiswerten von weniger als 0,01 mSv pro Jahr für die meistbetroffene Bevölkerungsgruppe und können somit gemäss den Artikeln 5 und 6 der StSV<sup>20</sup> als gerechtfertigt und optimiert gelten. Aus Abbildung 5.7.1-2 ist jedoch zu erkennen, dass die flüssigen Abgaben des KKM deutlich über dem Medianwert der europäischen Siede- und Druckwasserreaktoren im Geltungsbereich des OSPAR-Abkommens liegen. Dieser lag in den letzten Jahren etwa bei 1 GBq pro Jahr. Die HSK erachtet eine Verbesserung dieser Situation als notwendig, insbesondere da in den letzten Jahren auch unter Berücksichtigung der Abgaben von 2005 kein eindeutiger Trend zu einer von der OSPAR-Strategie angestrebten, weiteren Reduktion der Radioaktivitätsabgaben zu erkennen ist. Im KKM ist bereits eine Arbeitsgruppe im Einsatz, welche die Möglichkeiten für eine weitere Reduktion der flüssigen Abgaben evaluiert.

### HSK-Forderung PSÜ-5.7-1:

*Das KKM hat Massnahmen zu ergreifen, um die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser ab Ende 2010, unter Wahrung der Verhältnismässigkeit, auf einen Zielwert von weniger als 1 GBq pro Jahr (ohne Tritium) zu reduzieren. Der HSK ist dazu jährlich ein Fortschrittsbericht einzureichen.*

Abb. 5.7.1-2: Abwasserabgaben (ohne Tritium) des KKM im Vergleich mit anderen europäischen Reaktoren



## 5.7.2 Umgebungsüberwachung

Die Überwachung der Direktstrahlung und der Radioaktivität in der Umgebung eines Kernkraftwerks ist, in Ergänzung zur Abgabelimitierung und Berechnung der Dosis aus den erfolgten Emissionen, eine weitere wichtige Kontrollmassnahme zum Schutz der Bevölkerung. Bei der Überwachung wird die Einhaltung folgender Grenzwerte überprüft:

- Immissionsgrenzwerte gemäss Art. 102 der StSV<sup>20</sup>,
- Quellenbezogener Dosisrichtwert des KKM gemäss Art. 7 der StSV<sup>20</sup> sowohl bezüglich Direktstrahlung als auch als Folge der erfolgten Emissionen.

Die Immissionsmessungen des Betreibers und der Behörde erfolgen gemäss dem Umgebungsüberwachungsprogramm im bereits erwähnten Reglement<sup>65</sup>, welches auf Januar 1996 letztmals vollständig überarbeitet und an die StSV<sup>20</sup> angepasst wurde. Beteiligt sind das KKM, das Bundesamt für Gesundheit (BAG), das Institut Universitaire de Radiophysique Appliquée (IRA), das Kantonale Labor Bern, die Universität Bern, die Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz (EAWAG) und die HSK. Darüber hinaus beinhaltet die Umgebungsüberwachung auch interdisziplinäre Forschungsprojekte.

## Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM führt folgende Probenahmen und Messungen im Rahmen des oben erwähnten Überwachungsprogramms durch:*

- *Integrale Gamma-Ortsdosis am Zaun und auf dem Betriebsgelände (11 Messpunkte)*
- *Integrale Gamma-Ortsdosis in der Umgebung (22 Messpunkte)*
- *Vaseline-Staubfangplatten in der Umgebung (11 Standorte)*
- *Kontinuierliche Dosisleistungsmessung „Uf em Horn“*
- *Bis 1999 kontinuierliche Überwachung des Aarewassers beim Ein- und Auslauf des Hauptkühlwassers*

*Während des Bewertungszeitraums gab es folgende Änderung bei den durch das KKM betreuten Umgebungsüberwachungseinrichtungen: Seit 1999 berichtet das KKM nicht mehr über die Messergebnisse der kontinuierlichen Überwachung des Aarewassers beim Ein- und Auslauf des Hauptkühlwassers. Stattdessen wird seit diesem Zeitpunkt die mittlere spezifische Aktivität des Aarewassers mit einer viel empfindlicheren Messmethode durch die EAWAG bestimmt. Bei dieser Methode wird eine Monatsmischprobe des Aarewassers über Ausfällung aufkonzentriert und gammaspektrometrisch analysiert.*

*Das KKM bewertete die Verfügbarkeit der durch das KKM betreuten Umgebungsüberwachungseinrichtungen mit Ausnahme der kontinuierlichen Dosisleistungsmessung „Uf em Horn“ mit gut. Bei dieser Messeinrichtung kam es im Bewertungszeitraum zu sieben Ausfällen der Datenübertragung was im Vergleich zu einer für solche Messeinrichtungen typischen Ausfallrate von 0,05 pro Jahr und Gerät (Kap. 6.13) relativ viel ist.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Im Jahre 1993 ergänzte die HSK die Umgebungsüberwachung mit dem Messnetz zur automatischen Erfassung der Dosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerke (MADUK) und dem System zur Übertragung der Anlageparameter aus den Kernkraftwerken (ANPA). Das System dient zur Beweissicherung, dem Erkennen von Betriebsstörungen, Zwischenfällen und Unfällen, der Bestimmung des betroffenen Gebiets bei einem Austritt von Radioaktivität und zur Beurteilung von möglichen Notfallschutzmassnahmen.*

*Die HSK bewertet das Umgebungsüberwachungsprogramm, das in Absprache zwischen HSK und BAG/URA festgelegt worden war, als geeignet, um den gesetzlichen Auftrag gemäss Art. 104 und 105 der StSV<sup>20</sup> zu erfüllen, da es hinsichtlich der Auswahl und der Festlegung der zu überwachenden Medien, der Probenahmeorte, der Messhäufigkeit, der Verfahren der Probenerhebung und Messungen sowie der zu erreichenden Messempfindlichkeiten folgende Aspekte berücksichtigt:*

- *Menge, Zusammensetzung, physikalische und chemische Form der aus dem KKM freigesetzten radioaktiven Stoffe*
- *Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe in der Umwelt sowie der Übergang in Pflanzen und Nahrung*
- *Besiedlungsstruktur und Ernährungsgewohnheiten der Bevölkerung*

*Mit der Veröffentlichung und Beurteilung der erhobenen Messwerte in den jährlich erscheinenden Berichten „Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz“<sup>171</sup> des BAG ist der gesetzliche Auftrag gemäss Art. 106 der StSV<sup>20</sup> erfüllt.*

Zusammenfassend beweisen die Messergebnisse des Umgebungsüberwachungsprogramm, dass im Bewertungszeitraum die Immissionsgrenzwerte gemäss Art. 102 der StSV<sup>20</sup> und der quellenbezogene Dosisgrenzwert gemäss Art. 7 der StSV<sup>20</sup> durch KKM immer eingehalten wurden. Als Beispiel für eine solche Auswertung sind in der Abb. 5.7.2-1 die Monatsmittelwerte der MADUK-Sonde M-03, die neben dem Meteomast des KKM installiert ist, über 5 Jahre dargestellt.

Die HSK beurteilt die Verfügbarkeit von Umgebungsüberwachungsdaten als sehr hoch. Zum Beispiel erreicht das MADUK-System im Jahre 2001 eine Systemverfügbarkeit von über 99 %.

### Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

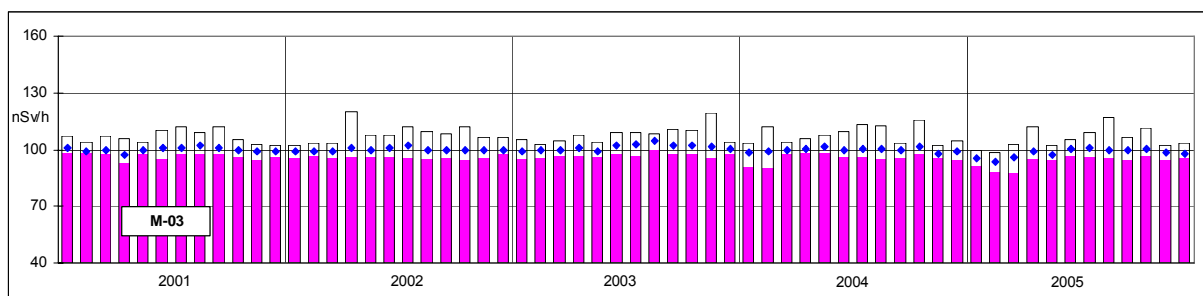
Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

Die Veröffentlichung und eine ausführliche Beurteilung der Umgebungsüberwachungsdaten erfolgt für die Umgebung der Kernanlagen der Schweiz seit dem Jahr 2004 neben dem oben erwähnten Bericht „Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz“<sup>71</sup> des BAG auch im Strahlenschutzjahresbericht der HSK.

Abb. 5.7.2-1: Langzeitverlauf der Ortsdosisleistung der MADUK-Sonde M-03 im Messring Mühleberg



## 5.8 Konzept und Ergebnisse der Entsorgung

### 5.8.1 Konditionierung radioaktiver Abfälle

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Beim Betrieb des KKM fallen radioaktive Rohabfälle an, die gemäss Art. 54 KEV<sup>4</sup> zur Entsorgung konditioniert werden müssen. Bei der Konditionierung sind die Abfälle in eine zwischen- und endlagerfähige Form zu bringen.

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

Das KKM verweist bei der Beurteilung auf das Atomgesetz (AtG)<sup>49</sup>, die Atomverordnung (AtV)<sup>50</sup>, das Strahlenschutzgesetz (StSG)<sup>18</sup> und die Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>20</sup> sowie auf die Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup>.

### Abfallströme und -mengen

Der jährliche Anfall an radioaktiven Abfällen, umgerechnet in verfestigtes, endlagerfähiges Abfallvolumen, beträgt seit 1999 rund 31 m<sup>3</sup>, was für einen Siedewasserreaktor einem niedrigen Wert entspricht. Diese Menge hat sich respektiv zu den früheren Jahren um ungefähr 10 m<sup>3</sup> verringert. Die Harze aus der Reinigung des Wasser-Dampf-Kreislaufes stellen mit 55 % der gesamten Abfallmenge den grössten Abfallstrom dar. Die Mischabfälle (kontaminierte Komponenten und Kleidung, usw.) betragen 31 % der gesamten Menge. Die restlichen Abfälle sind aktivierte Reaktorabfälle wie z. B. Brennelementkästen, Steuerstäbe usw. (6 %) sowie Schlämme und Filterkerzen (8 %). Die verschiedenen Abfallströme werden unter Berücksichtigung ihrer wesentlichen Eigenschaften einem entsprechenden Konditionierungsverfahren zugeführt.

Ende 2000 betrug der Bestand an konditionierten Abfällen 625,5 m<sup>3</sup> bzw. 2879 Abfallgebinde, welche eine Gesamtaktivität (Summe der <sup>60</sup>Co- und <sup>137</sup>Cs- Aktivitäten) von 1·10<sup>14</sup> Bq aufwiesen. 2537 Gebinde enthielten nicht endkonditionierte Abfälle mit einer Gesamtaktivität von 7·10<sup>13</sup> Bq. Das Nettovolumen dieser Rohabfälle betrug 410,8 m<sup>3</sup>.

Zur Minimierung des Abfallvolumens bemüht sich KKM, den Anfall an Rohabfällen zu reduzieren und volumeneinsparende Konditionierungsmethoden auszuwählen. So konnte in den letzten Jahren der Harzverbrauch massiv reduziert werden. Zudem werden verschiedene Abfälle so behandelt, dass sie verbrannt werden können. Die Dekontamination und das Begrenzen von Verpackungsmaterialien in die kontrollierte Zone sind weitere Massnahmen, welche zu einer Abfallreduktion führen. Zusätzlich führt KKM seit 2001 interne Schulungen durch, um die Mitarbeiter über die Aspekte der Abfallvermeidung zu sensibilisieren.

### Konditionierung von Harzen und Schlämmen

Die Harze und Schlämme werden mit der Verfestigungsanlage CVRS (Cement Volume Reduction Solidification) behandelt, welche seit November 1995 im aktiven Betrieb ist. Die früher angefallenen Harze und Schlämme wurden in 200-l-Gebinde im eigenen Zwischenlager aufbewahrt, wobei die Wäschereischlämme ab Ende 1990 am PSI verbrannt wurden. Mit der Verfestigungsanlage CVRS werden die im laufenden Betrieb des KKM anfallenden Harz- und Schlammengen sowie nach und nach die im Zwischenlager aufbewahrten unkonditionierten Altharze verfestigt. Seit Inbetriebnahme dieser Anlage wurden 1825 Gebinde produziert. Mehr als 50 % der Altharze wurde bis Ende 2000 verfestigt. Die Altharze aus den Betriebsjahren 1973 - 1984 wurden vollständig konditioniert.

Anfangs der 90er Jahre wurde bei den Fässern mit unkonditionierten Altharzen Korrosionsschäden festgestellt. KKM hat ein Verfahren etabliert, um diese Korrosionsschäden beurteilen zu können. Es konnte somit gezeigt werden, dass die Korrosionsschäden nicht mit dem Alter der Harze korrelieren, sondern eher mit dem Verhältnis Anionenharze zu Kationenharze. Die Harzfässer mit Harzen aus der Reaktorwasserreinigung, welche die höchsten Aktivitäten aufweisen, zeigen nämlich den geringsten Korrosionsbefall.

### Behandlung von festen Abfällen aus kontrollierten Zonen

Der erste Schritt der Behandlung von festen Abfällen aus kontrollierten Zonen (Mischabfälle und Filterkerzen) besteht aus dem Aussortieren der nicht aktiven Abfälle zwecks konventioneller Entsor-

gung. Die radioaktiven Abfälle werden in die drei Fraktionen verbrennbare Abfälle, verpressbare Abfälle sowie nicht verbrennbare und nicht verpressbare Abfälle aufgeteilt. Die Dekontamination von Komponenten wird durchgeführt, wenn die angewendete Methode nicht zu Sekundärabfällen führt, welche problematisch hinsichtlich Konditionierung sind.

Zwischen 1991 und 2000 sind aus dem Aussortieren der Abfälle aus der kontrollierten Zone jährlich im Mittel etwa 5 t Materialien konventionell entsorgt worden. Der mittlere jährliche Anfall an verbrennbaren, verpressbaren, bzw. weder verbrennbaren noch verpressbaren radioaktiven Abfällen beträgt 9 t, 4 t, bzw. 2 t. Ferner werden jährlich zwischen 10 und 150 t Komponenten dekontaminiert und als inaktives Material beseitigt. Die Mengen können je nach den in einem Betriebsjahr durchgeführten Arbeiten stark schwanken.

Bis Ende 2000 wurden die verbrennbaren Abfälle mit Ausnahme von PVC, Gummi, Klebeband usw. in der Versuchsverbrennungsanlage des Paul Scherrer Instituts (PSI) verbrannt. Die dabei entstehenden Aschen sowie die für die Abgasreinigung eingesetzten Keramik-Filterkerzen werden im PSI in 200-l-Gebinde einzementiert und ins KKM zurücktransportiert.

Die verpressbaren Abfälle werden gesammelt und kampagnenweise verpresst. Die Kampagnen wurden für alle schweizerischen Kernkraftwerke im Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) durchgeführt. Die verpressten Presstrommeln werden in 200-l-Gebinde einzementiert.

Die weder verbrennbaren noch verpressbaren Abfälle werden in 200-l-Gebinden einzementiert. Diese Konditionierung erfolgt im PSI. Abfälle, die zurzeit nicht konditioniert werden können, werden zur späteren Behandlung in der Verbrennungs- und Schmelzanlage der ZWILAG aufbewahrt.

#### Konditionierung von Reaktorabfällen

Die Handhabung der Reaktorabfälle kann nur hinter Blei- oder Stahl-Abschirmung sowie im Brennelementlagerbecken durchgeführt werden, da sie eine hohe Dosisleistung aufweisen. Drei Konditionierungskampagnen wurden bereits für die Brennelementkästen durchgeführt (1991, 1992 und 1998). Die Steuerstäbe und andere stark aktivierte Teile wurden noch nicht konditioniert. Für diese Abfälle sind Studien sowohl für eine KKM-interne als auch für eine Konditionierung ausserhalb des KKM durchgeführt worden. Prinzipiell können sie mit dem gleichen, bereits für die Brennelementkästen angewendeten Verfahren konditioniert werden.

#### Zeitliche Entwicklung der Individual- und Kollektivdosen

Bei der Auswahl geeigneter Konditionierungsverfahren wird im KKM eine Optimierung durchgeführt.

Die Verfestigungsanlage CVRS wird kontinuierlich betrieben, solange Altharze noch vorhanden sind (vermutlich bis Mitte 2003). Danach werden die regelmässig anfallenden Betriebsharze kampagnenweise konditioniert. Seit 1997 hat die Kollektivdosis kontinuierlich von 100 auf 22  $\mu$ Sv pro Gebinde abgenommen.

Für die während der Behandlung von Mischabfällen, insbesondere bei der Sortierung, akkumulierten Dosen werden keine Jobdosen erfasst. Jedoch kann aufgrund der akkumulierten Individualdosen der eingesetzten Mitarbeiter zwischen 1990 und 2000 eine jährliche Kollektivdosis von 15 bis 35 mSv pro Jahr abgeschätzt werden.

Aufgrund von Verbesserungen bei der Zerlegung der Brennelementkästen konnte die Kollektivdosis von 0,77 auf 0,21 mSv pro Kasten reduziert werden.

*KKM kommt zum Schluss, dass aufgrund von Verbesserungen, Optimierungen und Nachrüstungen die Einzel- und Kollektivdosisbelastung im Zusammenhang mit der Behandlung radioaktiver Abfälle mit der Zeit abnehmen. Eine ähnliche Entwicklung kann für die Gesamtkollektivdosis des KKM beobachtet werden.*

### Dokumentation und Qualitätssicherung

*Die Konditionierungsmethode und die Eigenschaften der produzierten Abfallgebinde werden gemäss der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup> in Abfallgebindetypenspezifikationen beschrieben. Früher hergestellte Abfallgebinde wurden nachdokumentiert. Alle nicht mehr produzierten Abfallgebindetypen sowie alle aktuellen Abfallgebindetypen verfügten Ende 2000 über eine entsprechende Spezifikation.*

*Die Abfallbuchhaltung erfolgt seit 1990 mit dem Informationssystem für radioaktive Materialien (ISRAM). Im ISRAM werden alle zu den Abfallgebindetypen spezifischen Daten sowie alle relevanten Daten der Einzelgebinde erfasst und verwaltet. Sowohl die schwach- und mittelaktiven Abfälle als auch die abgebrannten Brennelemente und Wiederaufarbeitungsabfälle werden im ISRAM registriert. ISRAM stellt zudem ein wertvolles Hilfsmittel für die Durchführung von Abfallstatistiken und -bilanzen dar.*

*Die Qualität der Abfallprodukte wird mittels produktionsbegleitenden Prüfungen untersucht. Dabei wird sichergestellt, dass die Abfallgebinde die Kriterien für eine sichere Endlagerung erfüllen. Ein Qualitätssicherungshandbuch für radioaktive Abfälle wurde 1994 eingeführt. Es wurde später als Prozess in das Qualitätsmanagementsystem implementiert.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die gesetzlichen Vorgaben des Atomgesetzes (AtG)<sup>49</sup>, der Atomverordnung (AtV)<sup>50</sup>, des Strahlenschutzgesetzes (StSG)<sup>18</sup> und der Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>20</sup> sowie auf die Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup>.*

*In der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup> sind präzise Kriterien für die Abfallgebinde festgelegt. Die zu produzierenden Abfallgebinde bedürfen einer Freigabe der HSK und sind in einer Spezifikation vollständig zu charakterisieren. Die Spezifikation muss auch das Konditionierungsverfahren beschreiben und die Qualitätssicherungsmassnahmen festhalten. Die Endlagerfähigkeit der Abfallgebinde muss von der nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) geprüft und bescheinigt werden. Zusätzlich wird der Nachweis der Transport- und der Zwischenlagerfähigkeit der Abfallgebinde verlangt. Bei der Wahl von Konditionierungsverfahren für die Produktion von Abfallgebinden sind Art. 6 der StSV<sup>20</sup> (Optimierung des Strahlenschutzes) sowie die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-14<sup>72,73</sup> zu berücksichtigen.*

*Die Abfallbewirtschaftung des KKM hat einen guten Stand. Sämtliche Abfallströme werden einem Abfallgebindetyp zugewiesen. Für alle Abfallgebindetypen, die heute hergestellt werden, hat KKM Spezifikationen gemäss der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup> erstellt, die von der HSK geprüft und freigegeben wurden. KKM hat auch die früher produzierten Abfallgebinde den neuen Anforderungen entsprechend nachdokumentiert.*

*Die HSK stellt fest, dass die Anstrengungen von KKM zur Abfallminimierung erfolgreich sind. Die anfallende Harzmenge wurde in den letzten Jahren um etwa 45 % gegenüber dem mittleren Verbrauch*



bis zum Jahr 1997 reduziert. Auch begrüsst die HSK die interne Schulung zur Sensibilisierung der Mitarbeiter zur Reduktion der Abfälle aus der kontrollierten Zone. Die getroffenen Massnahmen zur Reduzierung dieser Abfälle sind nach Ansicht der HSK zweckmässig.

Für alle Abfallgebinde des KKM wird als Bindemittel Zement benützt. Dies entspricht der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup>, die eine Minimierung des Einsatzes von organischen Bindemittel verlangt. Das Anstreben zur Mineralisierung organischer Abfälle wird im Rahmen der jetzigen Möglichkeiten erfüllt. Diese Aussage gilt insbesondere für Harze, bei denen eine Mineralisierung zum heutigen Zeitpunkt nicht Stand der Technik ist.

Mit der Verfestigungsanlage CVRS werden die Harze und Schlämme in zwischenlager- und endlagerfähigen Abfallgebinden konditioniert. Mehrere Anpassungen an der Rezeptur sowie an der Anlage waren nötig, um eine Qualität des Abfallprodukts zu erreichen, welche den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup> entspricht. Mehrere Gebinde, deren Abfallprodukte im Rahmen eines produktionsbegleitenden Charakterisierungsprogrammes untersucht wurden, weisen eine zu tiefe Wasserbeständigkeit auf. Dabei handelt es sich um Gebinde, die in den ersten Jahren des Betriebs der Verfestigungsanlage CVRS produziert wurden. Beim späteren Betrieb erfüllen die Abfallmatrizen der produzierten Gebinde sämtliche Anforderungen der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup>, Anhang C. Die zu tiefe Wasserbeständigkeit gewisser Abfallgebinde könnte ihre sichere Endlagerung in Frage stellen. Eine sichere Zwischenlagerung ist aber im trockenen KKM-Zwischenlager gewährleistet. Die HSK weist darauf hin, dass die Endlagerfähigkeit der betroffenen Gebinde vor deren Verbringung in ein Endlager neu zu beurteilen sein wird; eine Nachbehandlung könnte erforderlich sein.

Die jährliche Kollektivdosis für die Behandlung von Mischabfällen, insbesondere bei der Sortierung, lag in den letzten Jahren zwischen 10 und 20 mSv und wird im Wesentlichen von zwei Personen akkumuliert. Im Vergleich dazu werden in anderen schweizerischen Kernkraftwerken für die gesamte Abfallbehandlung wesentlich kleinere Kollektivdosen ausgewiesen. Nach Ansicht der HSK ist eine weitere Optimierung, insbesondere bei der Sortierung der Abfälle, im Sinne von Art. 6 StSV<sup>20</sup> möglich. Aus diesem Grunde ist eine Abklärung der Möglichkeiten hinsichtlich einer Reduktion der bei der Sortierung der Mischabfälle akkumulierten Kollektivdosis durch eine Verringerung der auszusortierenden Abfälle und/oder durch die Realisierung von weiteren Strahlenschutzmassnahmen bei der Sortierung durchzuführen. Die Pendenz ist auf Mitte 2004 terminiert, damit die ersten Betriebserfahrungen des Verbrennungsofens in dieser Abklärung mit berücksichtigt werden können (PSÜ-Pendenz P11/2002).

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Angaben über die anfallenden Abfallströme und -mengen, die wichtigsten Konditionierungsverfahren, die zeitliche Entwicklung der Individual- und Kollektivdosen des mit der Konditionierung der radioaktiven Abfälle beauftragten Personals und die Dokumentation und Qualitätssicherung der Konditionierung dieser Abfälle sind in der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 zusammengefasst. Einige der dort aufgeführten quantitativen Angaben sind allerdings nicht mehr aktuell. Anlässlich der PSÜ 2005 hat das KKM aktualisierte Dokumente eingereicht.

Der geschätzte, durchschnittliche, jährliche Anfall an radioaktiven Abfällen beträgt neu 35 bis 38 m<sup>3</sup>. Der Verbrauch an Harzen, der um das Jahr 2000 auf ca. 4 Tonnen pro Jahr reduziert werden konnte (was zu der damaligen Schätzung von 31 m<sup>3</sup> für den Gesamtanfall an radioaktiven Abfällen führte), stieg seit der PSÜ 2000 wieder auf das alte Niveau von ca. 6,5 t an (vgl. dazu Kap. 6.12). Trotz der in der Folge eingeleiteten Massnahmen (häufigerer Wechsel der Filterkerzen, verfahrenstechnische Änderungen am Filterdesign und Optimierung der Betriebsweise) konnte noch keine Reduktion verwirklicht werden. Vom Abfallaufkommen sind ca. 75 % Harze und Schlämme und 20 % brenn- und

schmelzbare Mischabfälle, die seit 2003 vom ZZL im Hinblick auf eine dortige Verarbeitung übernommen werden. Vor dem Transport ins ZZL werden diese Abfälle im KKM mit einer eigenen Presse vorkompaktiert. Die restlichen ca. 5 % sind aktivierte Reaktoreinbauten und Filterkerzen aus der Reaktorwasser- und Brennelementbeckenreinigung. Dank der Verarbeitung der Abfälle im ZZL entfällt nicht nur die Abfallverbrennung, sondern auch die Zementierung von Abfällen am PSI.

Ende 2004 betrug der Bestand an konditionierten Abfällen ca. 1000 m<sup>3</sup> bzw. ca. 4600 Gebinde mit einer Gesamtaktivität von 230 TBq und an nichtkonditionierten Abfällen ca. 67 m<sup>3</sup> bzw. ca. 450 Gebinde mit einer Gesamtaktivität von 70 TBq. Bis Ende 2003 konnten sämtliche Altharze mit der CVRS-Anlage konditioniert werden.

In den Jahren 2004/2005 wurden anlässlich einer Kampagne 345 Brennelementkästen konditioniert.

Hinsichtlich der PSÜ-Pendenz P11/2002 teilte das KKM der HSK anfangs 2004 mit, dass

- die Möglichkeit der Behandlung von Abfällen im ZZL und die Sortierkriterien wesentlich geändert und der Sortieraufwand deutlich verringert wurden,
- die Abfallpresse im KKM mit einer Abschirmung versehen wurde,
- das Sortierpersonal durch interne Schulungen hinsichtlich der mit einer Sortierung verbundenen Dosis sensibilisiert wurde und
- „Management by Objectives“ mit gezielten Dosisvorgaben eingeführt wurde.

Dank dieser Änderungen konnten im Jahr 2003 sowohl die Kollektivdosis als auch die höchste Einzeldosis bei der Sortierung der Mischabfälle auf etwa die Hälfte reduziert werden. Damit wurde nach Ansicht des KKM die PSÜ-Pendenz P11 erledigt.

Das Qualitätsmanagement des KKM wurde Ende 2004 zertifiziert. Im Rahmen der Vorbereitungsarbeiten zu dieser Zertifizierung wurde das bisher als Insellösung bestehende Prozesshandbuch für die radioaktiven Abfälle durch eine in das Gesamtsystem integrierte Prozessbeschreibung ersetzt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Trotz dem Anstieg der Menge an radioaktiven Abfällen seit der PSÜ 2000 sind die anfallenden Abfallvolumina für einen Siedewasserreaktor akzeptabel.

Positiv zu bewerten ist, dass die Altharze vollständig konditioniert werden konnten.

Der Einbau des Qualitätssicherungsprogramms für die Behandlung der radioaktiven Abfälle in das zertifizierte Qualitätsmanagementsystem für das gesamte KKM ist zweckmässig.

Gestützt auf die Angaben des KKM und auf die anlässlich von Inspektionen gemachter Feststellungen konnte die HSK im Jahr 2004 die PSÜ-Pendenz P11 schliessen.

## 5.8.2 Zwischenlagerung

### Sicherheitstechnische Aufgaben

Nach ihrer Produktion können Abfallgebinde nicht im Sinne des Art. 31 KEG<sup>3</sup> entsorgt werden, da zurzeit kein geologisches Tiefenlager zur Verfügung steht. Bis zu einer späteren Entsorgung werden die Abfallgebinde in einem Zwischenlager aufbewahrt, welches zwei Aufgaben erfüllen muss: den Schutz von Mensch und Umwelt vor Emissionen aus den Abfallgebänden und den Schutz der Abfallgebinde gegen äussere Einwirkungen. Diese Bedingungen gelten als erfüllt, sofern die in der seit März 2004 gültigen Richtlinie HSK-R-29<sup>73</sup> (Ersatz für die Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup>) definierten Schutzziele eingehalten werden.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Für die Zwischenlagerung konditionierter Abfälle und die Aufbewahrung unkonditionierter Abfälle stehen im KKM drei Lager zur Verfügung: das Zwischenlager, das Lager für verfestigte Abfälle mit geringer spezifischer Aktivität (LLS-Lager) sowie das Lager im Kaminfuss. Kurzfristig können auch Abfälle im Anbau Süd des Maschinenhauses aufbewahrt werden.*

*Im Zwischenlager werden prinzipiell endkonditionierte Abfallgebinde zwischengelagert. Es werden aber auch unkonditionierte Abfälle aufbewahrt: Altharze und -Schlämme bis zur Behandlung in der CVRS-Anlage sowie Presstrommel bis zu einer späteren Hochdruckverpressungskampagne. Zwischen 1982 und 1986 wurde das Zwischenlager erweitert, so dass es eine maximale Kapazität für 7804 Gebinde in 17 Lagerkammern hat. Bewilligt sind 6280 Stellplätze für Gebinde sowie eine Lagerkammer für Grosskomponenten. KKM hat Prognosen für den zukünftigen Lagerbedarf erarbeitet: Falls die zukünftig im Zentralen Zwischenlager der ZWILAG bearbeiteten Abfälle dort zwischengelagert werden, und falls der jährliche Anfall an konditionierten Abfällen 144 Gebinde beträgt (das entspricht dem Anfall der Jahren 1999 und 2000), wird die bewilligte Lagerkapazität im Jahr 2016 erreicht.*

*Im LLS-Lager werden Abfälle zwischengelagert, welche zwecks Meeresversenkung produziert wurden. Wegen dem seit 1983 gültigen Verbot dieser Entsorgungsmethode sind einige Gebinde in Betoncontainern übrig geblieben. Das LLS-Lager kann zudem als temporäre Lagerstelle für abzutransportierende und zurückgenommene Abfälle dienen.*

*Im Kaminfuss werden nicht konditionierte Abfälle vorübergehend aufbewahrt, welche zur späteren Verarbeitung zum PSI transportiert werden (brennbare und verpressbare Abfälle).*

### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Das werkseigene Zwischenlager wird in absehbarer Zeit gefüllt sein. Unter Berücksichtigung des Lagers für schwachaktive Abfälle, das zurzeit im Zentralen Zwischenlager der ZWILAG gebaut wird, ist aber eine genügende Zwischenlagerkapazität für die aus der ganzen KKM-Betriebszeit produzierten Abfallgebinde gesichert.*

*Die Aufbewahrung nicht endkonditionierter Abfälle im Kaminfuss entspricht dem ALARA-Prinzip. Diese Abfälle müssen ohnehin zu einer weiteren Behandlung abtransportiert werden; eine Aufbewahrung*

rung im Zwischenlager wäre wegen den anspruchsvollen Einlagerungsprozeduren nicht sinnvoll. Diese Aufbewahrung im Kaminfuss sowie die Aufbewahrung von anderen Rohabfällen im Zwischenlager wurden von der HSK geprüft und freigegeben.

Die Erweiterung des Zwischenlagers wurde von der HSK 1982 unter Betrachtung einer früheren Version der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup> begutachtet<sup>74</sup>. Anlässlich dieser Erweiterung wurde der Nachweis der Erdbebensicherheit des Gebäudes durch die HSK positiv beurteilt. Zusätzlich sind im Zwischenlager die konditionierten Gebinde in viereckigen bzw. sechseckigen Strukturen zwischengelagert, welche die Gebinde bei einem Erdbeben vor dem Kippen schützen. Die pressbaren Abfälle, die vor ihrer Behandlung in einer Kammer des Zwischenlagers aufbewahrt werden, sind in erdbebensicheren Metallgestellen gestapelt. Noch ausstehend ist hingegen der Nachweis, dass die Schutzziele der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup> bei Störfällen mit einer Häufigkeit kleiner als  $10^{-4}$  pro Jahr eingehalten werden. Es ist deshalb eine Sicherheitsanalyse zu erstellen, in der nachgewiesen wird, dass das Schutzziel 2 gemäss der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup> eingehalten ist. Dabei sind die Individualdosen für Personen der Bevölkerung bei einem Flugzeugabsturz mit Folgebrand zu ermitteln. Da die Altharze voraussichtlich bis Mitte 2003 endkonditioniert werden, brauchen sie für die Dosisberechnung nicht berücksichtigt zu werden. Die Sicherheitsanalyse ist der HSK bis Ende Juni 2003 zuzustellen (PSÜ-Pendenz P12/2002).

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind.

Einige wenige quantitative Angaben über die zur Verfügung stehenden Zwischenlagerkapazitäten und ihren Belegungsgrad aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 sind nicht mehr aktuell. Anlässlich der PSÜ 2005 hat das KKM aktualisierte Dokumente eingereicht. Unter Berücksichtigung der Tatsache, dass 2006 ca. 1000 Abfallgebände zum MAA-Lager des ZZL transferiert wurden, und dass eine weitere Konditionierungskampagne für Kerneinbauten 2013 geplant ist, anlässlich welcher 60 bis 80 Gebinde produziert werden sollen, schätzt das KKM neu, dass die Kapazität des Zwischenlagers bis 2022 reichen wird (frühere Schätzung: 2016).

Zur PSÜ-Pendenz P12 hat das KKM der HSK im Jahr 2004 die geforderte Sicherheitsanalyse zugestellt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK nimmt die neue Schätzung des KKM für den Zeitpunkt der Erschöpfung der Kapazität des Zwischenlagers zur Kenntnis.

Nach Prüfung der vom KKM zur Pendenz P12 eingereichten Dokumente kam die HSK zum Schluss, dass der Nachweis erbracht worden war, dass das Zwischenlager des KKM das Schutzziel 3 gemäss der Richtlinie HSK-R-29<sup>73</sup> (im April 2004 in Kraft getretener Ersatz für das Schutzziel 2 der Richtlinie HSK-R-14<sup>72</sup> in der Fassung von 1988) erfüllt, sofern die pro Lagerkammer eingelagerte Aktivität und der entsprechende Nuklidvektor dem der vorgelegten Sicherheitsanalyse zugrunde liegenden Inventar und Nuklidvektor (Inventar und Nuklidvektor der voll belegten Lagerkammer 11) nicht überschreiten. Sie wies ferner darauf hin, dass durch eine geeignete Bewirtschaftung der Wasserkreislauf-Reinigungsanlagen sowie durch eine geschickte Wahl des Konditionierungszeitpunkts sichergestellt

werden sollte, dass allfällige Iod-131-Aktivitäten signifikant abgeklungen sind. Die Pendenz P12 aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 wurde Mitte 2004 geschlossen.

Seither hat sich allerdings herausgestellt, dass die Gesamtaktivität in der Lagerkammer 4 jene in der Lagerkammer 11 übersteigt. Die Leitnuklide sind jedoch nicht dieselben, so dass für den Störfall „Flugzeugabsturz“ die höchste zu erwartende Dosis von 18 mSv an die meistbetroffenen Einzelpersonen der Bevölkerung nach wie vor dann anfallen würde, wenn die Lagerkammer 11 beim Absturz getroffen würde. Mit dem heutigen Inventar der Lagerkammer 4 wäre aber eine beinahe so hohe Dosis von 17 mSv bei einem Absturz auf diese Kammer zu erwarten. Der Richtwert von 100 mSv gemäss Schutzziel 3 der Richtlinie HSK-R-29<sup>73</sup> wird zwar nach wie vor deutlich unterschritten, die zur Zeit vom KKM durchgeführten Kontrollen, die einzig auf das Nuklidinventar der Lagerkammer 11 bezogen sind, sind unter Berücksichtigung der veränderten Situation aber nicht mehr ausreichend. Das KKM wird daher diese Kontrollen zukünftig anpassen.

Bezüglich des oben genannten Hinweises zur Pendenz P12 gibt das KKM an, dass im Arbeitsprogramm für die Vorbereitung einer Kampagne der Zustand der Anlage hinsichtlich der Möglichkeit der Freisetzung von Iod- und Cäsiumnuklide bei der Festlegung des Terminplans beurteilt wird. Die HSK hat sich anlässlich einer Inspektion von der Zweckmässigkeit dieser Massnahme überzeugt. Damit wurde der Hinweis in ausreichendem Mass beachtet. Die HSK ist somit der Ansicht, dass die Zwischenlagerung im KKM nach der Erledigung der obgenannten Forderung keine offenen Punkte mehr aufweist.

### 5.8.3 Brennelemententsorgung

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Beim Betrieb des KKM fallen abgebrannte Brennelemente an, die, obwohl sie noch spaltbares Material enthalten, technisch nicht mehr nutzbar sind. Die aus dem Kern entladenen abgebrannten Brennelemente werden vorerst einige Jahre im werkseigenen Brennelementlagerbecken aufbewahrt. Zur Entsorgung stehen zwei Wege zur Verfügung: Entweder die Wiederaufarbeitung mit anschliessender Rezyklierung von Uran und Plutonium in so genannten WAU- und MOX-Brennelementen und geologische Tiefenlagerung der bei der Wiederaufarbeitung entstehenden Abfälle oder die direkte Tiefenlagerung der abgebrannten Brennelemente nach einer Zwischenlagerungsphase zur Abkühlung.

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die aus dem Betrieb des KKM anfallenden abgebrannten Brennelemente enthalten ca. 95 % <sup>238</sup>U, 1 % <sup>235</sup>U, 1 % spaltbares Pu sowie 3 % Spaltprodukte. Zur Rezyklierung der Brennstoffe Uran und Plutonium wurden die Brennelemente bisher zu den Wiederaufarbeitungsanlagen der COGEMA (Frankreich) und der BNFL (Grossbritannien) geschickt. Im Bewertungszeitraum erfolgten 20 Transporte zu COGEMA sowie 15 Transporte zu BNFL.*

*Gemäss den abgeschlossenen Verträgen müssen die bei der Wiederaufarbeitung entstehenden radioaktiven Abfälle zur Beseitigung in die Schweiz zurückgenommen werden. Das totale Volumen der dabei anfallenden Abfälle beträgt ca. 0,8 m<sup>3</sup> je Tonne bestrahltem Brennstoff. KKM schätzt die aufgrund der abgeschlossenen Verträge zu erwartende gesamte Abfallmenge auf ca. 182 m<sup>3</sup>. Der Zeitpunkt für die Rücktransporte von Wiederaufarbeitungsabfällen des KKM steht noch nicht fest.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die Wiederaufarbeitung mit der Rezyklierung der wieder verwendbaren Brennstoffe ökologisch sinnvoll ist, um Brennstoffressourcen zu schonen und Energie zu sparen. Allerdings ist der Einsatz des wieder verwendbaren Brennstoffs heute wirtschaftlich nicht attraktiv, da die Preise für frisches Uran (inkl. Anreicherung) gefallen, während die Kosten für die Wiederaufarbeitung und die Herstellung von Mischoxidelementen gestiegen sind. In den nächsten Jahren will KKM deshalb die abgebrannten Brennelemente nicht weiter zur Wiederaufarbeitung schicken, sondern im Zentralen Zwischenlager (ZZL) der ZWILAG langfristig zwischenlagern. KKM rechnet damit, dass die abgebrannten Brennelemente ab 2002 in kleinen Transportbehältern vom Typ TN 9/4 (je 7 Brennelemente) zum ZZL transportiert und für die anschliessende Zwischenlagerung in grössere Lagerbehälter des Typs TN24BH (je 69 Brennelemente) umgeladen werden.*

*Die Zwischenlagerung wird zu gegebener Zeit eine Neubewertung erlauben. Die abgebrannten Brennelemente sollen dann entweder doch der Wiederaufarbeitung zugeführt oder direkt endgelagert werden.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die heute geltende Gesetzgebung enthält hinsichtlich der Entsorgung der abgebrannten Brennelemente keine Bestimmungen. Die vom KKM bereits durchgeführten bzw. vorgesehenen Schritte sind jedoch zweckmässig. Bis Ende 2001 wurden alle vertraglich vorgesehenen Brennelemente zur Wiederaufarbeitung geliefert. KKM verfügt beim ZZL über die notwendige Kapazität zur Zwischenlagerung der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung und der abgebrannten Brennelemente, die bei einer 40-jährigen Betriebszeit noch anfallen werden. Es bestehen auch Reserven für einen längeren Betrieb des KKM. Die für die Zwischenlagerung erforderlichen Transport- und Lagerbehälter wurden von KKM bestellt. Für die Vorbereitung der endgültigen Beseitigung der Wiederaufarbeitungsabfälle bzw. der abgebrannten Brennelemente ist die nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) zuständig.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

In der Periode 2001-2005 wurden alle vorgesehenen Brennelemente an BNFL bzw. COGÉMA zwecks Wiederaufarbeitung geliefert. Damit wurde die vertraglich festgelegte Anzahl Brennelemente (COGÉMA 1085, BNFL 168) ausgeschöpft. Noch nicht alle Brennelemente sind wiederaufgearbeitet worden, so dass die zurückzunehmenden Abfallvolumina noch nicht genau bekannt sind. Gegenüber der Schätzung im Rahmen der PSÜ 2001 (182 m<sup>3</sup>) ist aber eine kleinere Menge zu erwarten. Gemäss der gegenwärtigen Planung werden die ersten Rückführungen 2009 stattfinden.

Infolge des seit 1. Juli 2006 in Kraft getretenen Wiederaufarbeitungs-Moratoriums sind zurzeit keine Transporte zur Wiederaufarbeitung geplant. Die abgebrannten Brennelemente werden zur Zwischenlagerung ins ZZL gebracht. Bis Ende 2006 wurden 138 Brennelemente zum ZZL transportiert und dort eingelagert.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch unter dem Aspekt der neuen Kernenergiegesetzgebung für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Die Brennelemententsorgung im KKM weist keine offenen Punkte auf.

### **5.8.4 Transporte**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Für den Betrieb des KKM und die Entsorgung der aus dem Betrieb anfallenden Abfälle sind Transporte von radioaktiven Stoffen erforderlich. Bei der Beförderung von radioaktiven Stoffen sind die schweizerischen Gesetze (KEG<sup>3</sup>, StSG<sup>18</sup>) und Verordnungen (KEV<sup>4</sup>, StSV<sup>20</sup>, SDR<sup>75</sup>, RSD<sup>76</sup>, LTrV<sup>77</sup>) sowie die europäischen und internationalen Übereinkommen zum Transport gefährlicher Güter einzuhalten. Werden diese Bestimmungen eingehalten, so ist der Schutz der an den Transporten Beteiligten, der allgemeinen Bevölkerung und der Umwelt gewährleistet.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das KKM hat 1994, in Erfüllung einer Forderung der Strahlenschutzverordnung<sup>20</sup>, ein Qualitätssicherungsprogramm für den Transport radioaktiver Stoffe etabliert, welches 1998 als eigener Prozess in das Qualitätsmanagementsystem des KKM integriert wurde. Der Prozess Transporte umfasst die Massnahmen, welche vom KKM getroffen werden, damit sowohl der Antransport als auch der Abtransport von radioaktiven Stoffen auf öffentlichen Verkehrswegen entsprechend den geltenden rechtlichen Vorgaben sicher, zuverlässig, umweltschonend und wirtschaftlich durchgeführt werden.*

*Im Zusammenhang mit dem Betrieb des KKM sind sowohl Transporte zur Anlieferung von neuen Brennelementen als auch von abgebrannten Brennelementen notwendig. Im Zusammenhang mit der Beschaffung von neuen Brennelementen wurden im Bewertungszeitraum insgesamt 25 Transporte durchgeführt. In dieser Zeitspanne erfolgten auch 35 Transporte von abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung. Bei den Transporten abgebrannter Brennelemente sistierte das Bundesamt für Energie im Mai 1998 aufgrund international festgestellter Überschreitungen der Kontaminationsgrenzwerte sämtliche Bewilligungen für Brennelementabtransporte aus der Schweiz. Diese Sistierung wurde erst nach eingehender Analyse der Sachlage im Sommer 1999 aufgehoben, nachdem die in der „Stellungnahme zu den Kontaminationen beim Transport abgebrannter Brennelemente“ geforderten Massnahmen der HSK<sup>78</sup> erfolgreich umgesetzt wurden.*

*Bei den Transporten abgebrannter Brennelemente vom KKM wurden bei sieben der 35 Transporte Überschreitungen der gefahrgutrechtlichen Kontaminationsgrenzwerte festgestellt. Betroffen waren dabei sechs Anlieferungen von leeren Behältern sowie der Transport eines beladenen Behälters. Die höchste dabei gemessene Kontamination betrug 40 Bq/cm<sup>2</sup>.*

*Daneben werden auch Transporte im Zusammenhang mit der Entsorgung der im KKM entstandenen radioaktiven Abfälle durchgeführt. Dies betrifft:*

- Transporte von Abfällen zu einem externen Konditionierungsort sowie Rücknahme der verarbeiteten Produkte. Dabei werden feste Mischabfälle an externen Konditionierungsorten hochdruckverpresst (KKL) oder verbrannt (PSI) und die entstehenden Abfallgebände anschliessend wieder zurückgenommen. Im Bewertungszeitraum wurden 108 solcher Transporte durchgeführt.
- Sonstige Transporte im Zusammenhang mit der Behandlung von radioaktiven Abfällen. Hierunter fallen Transporte von Materialproben zu externen Labors, wobei je nach Materialmenge die Rückstände auch wieder zurückzunehmen sind. Seit 1999 wird auch die Anlieferung von leeren Transportfässern für verbrennbare Abfälle erfasst. Im Bewertungszeitraum erfolgten 19 Transporte von Materialproben sowie 12 Transporte von leeren Transportfässern.
- Übrige Transporte der Klasse 7. In diese Kategorie fallen Transporte von Spezialwerkzeug für Revisionsarbeiten und aktivierte Materialproben sowie eine Vielzahl von unterschiedlichen, nicht näher bezeichneten Transporten, von denen die überwiegende Zahl in freigestellten Versandstücken (Blatt 1 bis 4 der IAEA SS-6<sup>79</sup>) erfolgte. Im Bewertungszeitraum fanden insgesamt 193 An- und 46 Abtransporte statt.

Bei der Vielzahl der im Bewertungszeitraum durchgeführten Transporte radioaktiver Abfälle sowie der übrigen Transporte der Klasse 7 kam es nur in wenigen Fällen zu Abweichungen. Mit einer Ausnahme handelte es sich dabei um Abweichungen formaler Natur (z. B. mangelhafte Eintragungen in den Beförderungspapieren). 1992 kam es beim Abtransport der Abschirmglocke ins KKM zur Kontamination des Anhängers.

KKM kommt zum Schluss, dass sich das Verfahren zur Abwicklung von Transporten radioaktiver Stoffe bewährt hat und von den Mitarbeitern akzeptiert wird. Im Zusammenhang mit den aufgetretenen Überschreitungen der Kontaminationsgrenzwerte bei den Transporten abgebrannter Brennelemente stellt KKM fest, dass verglichen mit der international aufgetretenen Problematik, die Transporte des KKM mit weniger schwerwiegenden Mängeln abgewickelt wurden. KKM führt dies neben der sorgfältigen Arbeit der mit den Transporten betrauten Mitarbeitern auch auf das Qualitätssicherungsprogramm zurück, welches mit eindeutigen Vorgaben und der Festlegung der Verantwortlichkeiten die notwendigen Voraussetzungen dafür bietet.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Das Qualitätssicherungsprogramm des KKM für Transporte radioaktiver Stoffe wurde in den Jahren 1995 und 2000 von der HSK aufgrund von Audits, die durch den SVTI unterstützt wurden, anerkannt. Die Basis für solche Audits bildet die Norm ISO 9001<sup>34</sup>. Das QS-Handbuch Transport erfasst und regelt sämtliche Transporte radioaktiver Stoffe und beschreibt die entsprechenden Tätigkeiten und Abläufe.

Operativ werden die Transporte durch einen Transportbeauftragten abgewickelt und durch Q-Pläne gelenkt. KKM hat in den letzten Jahren viele verschiedene Transporte erfolgreich durchgeführt, wobei es nur in wenigen Fällen zu Abweichungen und/oder Beanstandungen kam.

Seit Herbst 2000 hat KKM insgesamt zwei Transporte abgebrannter Brennelemente zu COGEMA sowie neun zu BNFL durchgeführt. Bei keinem dieser Transporte kam es zu Überschreitungen der



*Kontaminationsgrenzwerte des ADR<sup>80</sup>. Die anlässlich von Inspektionen durch die HSK festgestellten Abweichungen hatten keine sicherheitstechnische bzw. strahlenschutztechnische Relevanz.*

*Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass KKM die Transporte radioaktiver Stoffe mit der erforderlichen Sorgfalt durchführt und die nationalen und internationalen Vorschriften einhält.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Aktualisierungen und Ergänzungen zu beachten sind:

Zwischen dem 1. Januar 1990 und dem 31. Dezember 2005 wurden 35 Transporte im Zusammenhang mit der Beschaffung neuer Brennelemente durchgeführt. In derselben Zeitspanne fanden 65 Transporte von abgebrannten Brennelementen (45 zur Wiederaufarbeitung, 20 zur Zwischenlagerung im ZZL) sowie 136 Transporte von radioaktiven Abfällen statt.

Von Bedeutung sind im erweiterten Beurteilungszeitraum insbesondere die folgenden Aussagen:

- Es wurden neue Behälter (Typ TN 9/4) für die Transporte abgebrannter Brennelemente benutzt. Diese Behälter haben eine Aussenoberfläche aus rostfreiem Stahl und sind wesentlich einfacher zu dekontaminieren als die früher eingesetzten Transportbehälter.
- Seit 1998 traten keine Überschreitungen der Kontaminationsgrenzwerte bei Transporten von Brennelementen auf.
- Das QS-Programm für den Transport radioaktiver Stoffe wurde im Rahmen der Zertifizierung des Qualitätsmanagementsystems des KKM in eine Prozessbeschreibung überführt.

Das KKM stellt in den eingereichten Dokumenten fest, dass es in seltenen Fällen zu kleinen Abweichungen gegenüber den Transportvorschriften gekommen ist. Diese Abweichungen waren in fast allen Fällen rein formeller Natur. In einem Fall wurde eine geringfügige Überschreitung des Grenzwertes für die Oberflächendosisleistung an einem freigestellten Versandstück festgestellt. Diese Überschreitung hatte zwar keine radiologischen Konsequenzen, das KKM wird jedoch in Zukunft nach Möglichkeit auf den Versand von freigestellten Versandstücken verzichten. In den Fällen, wo der Versand von solchen Versandstücken nicht vermeidbar ist, wird das KKM verstärkte Kontrollen einsetzen.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Die vom KKM vorgenommenen Anpassungen sind zweckmässig. Die nach der festgestellten geringfügigen Überschreitung des Grenzwertes für die Oberflächendosisleistung getroffenen Massnahmen sind sinnvoll. Die Abwicklung der Transporte radioaktiver Stoffe im KKM weist keine offenen Punkte auf.

## 6 Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten

Im vorliegenden Kapitel werden die im PSÜ-Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen bei der Auslegung und Ausführung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile (Gebäude, Systeme und Komponenten) behandelt und die Betriebserfahrungen mit diesen Anlageteilen bewertet.

KKM hat für verschiedene Sicherheits-, Versorgungs- und Hilfssysteme Systembeschreibungen eingereicht und bei der Beurteilung dieser Systeme auf Anlageunterlagen, auf HSK-Richtlinien<sup>6,7,25</sup>, auf einen IAEA-Bericht über Alterungsmanagement<sup>81</sup> und auf die SVTI-Festlegung über Wiederholungsprüfungen<sup>19</sup> hingewiesen. In den Systembeschreibungen hat KKM für den Bewertungszeitraum auch die Störungsbehebungen, die Reparaturen und den Ersatz von Komponenten in den Fachbereichen Maschinentechnik, Starkstrom- und Steuerungstechnik sowie Mess- und Regeltechnik angegeben. Dabei wurden die durchgeführten Massnahmen nach einer allfälligen Einschränkung in der Systemverfügbarkeit sowie nach geplanter bzw. durch Komponentenausfall bedingter Instandhaltung klassiert. Ausserdem hat KKM die durchgeführten Funktions- und Wiederholungsprüfungen zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Für Betriebs- und Regelsysteme und für nichtklassierte Teile von Systemen, für die keine Systembeschreibung erstellt wurde, sowie für die Gebäude hat KKM Berichte zur Betriebserfahrung vorgelegt. Basierend auf den Aufzeichnungen in Monats- und Jahresberichten wurden darin die wichtigen im Bewertungszeitraum aufgetretenen Ereignisse und festgestellten Befunde zusammengefasst und die Beurteilung auf die wesentlichen Aussagen konzentriert.

### 6.1 Konzept der Erdbebenauslegung der Gesamtanlage

#### Anforderung an die Erdbebenauslegung

Bei einem Erdbeben können alle Gebäude und Ausrüstungen eines Kernkraftwerks betroffen sein. Das übergeordnete Ziel der Erdbebenauslegung der Gesamtanlage ist, die Strahlendosis in der Umgebung beim Sicherheitserdbeben (SSE) auf den für Störfälle der Störfallkategorie 3 gemäss Kernenergieverordnung KEV<sup>4</sup> und Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> (früher in der Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup>) festgelegten Wert zu begrenzen. Zudem soll die Strahlendosis nach einem SSE so klein wie möglich gehalten werden (Art. 9 des StSG<sup>18</sup>). Primär soll die Anlage bei einem SSE sicher abgeschaltet und die Nachwärme zuverlässig abgeführt werden können, ohne dass es zu Kernschäden kommt.

In den USA wird die Lastkombination „SSE + LOCA“ betrachtet.<sup>82</sup> Dabei werden die Beanspruchungen durch SSE oder LOCA separat ermittelt und arithmetisch addiert. Das Einhalten der für diese Lastkombination festgelegten Spannungskriterien bedeutet aber nicht, dass ein SSE und ein LOCA gleichzeitig auftreten können oder müssen, sondern zeigt, dass Festigkeitsreserven vorhanden sind. Wie im KKM ist auch in den USA das Reaktorkühlsystem auf SSE ausgelegt. Deshalb ist auch dort nicht zu erwarten, dass ein SSE und ein LOCA gleichzeitig auftreten. In der Schweiz wird die Ereigniskombination „SSE + LOCA“ als Auslegungsstörfall nicht verlangt.

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat in den eingereichten PSÜ-Dokumenten die Erdbebenqualifikation der Gebäude und Ausrüstungen mit Stand vom Jahre 2000 dargelegt. Das Reaktorgebäude, das Reaktorkühlsystem und der Abluftkamin (damit können einsturzbedingte Sekundärschäden an Nachbargebäuden bei einem SSE ausgeschlossen werden) sowie das nachgerüstete SUSAN-Gebäude mit seinen Systemen wurden auf das Sicherheitserdbeben (SSE) ausgelegt. Im Rahmen der seismischen Requalifikation von mechanischen Ausrüstungen im Reaktorgebäude, welche die Funktion bzw. die Wirksamkeit des SUSAN beeinträchtigen könnten, wurden im Berichtszeitraum Halterungen und Abstützungen ertüchtigt und die entsprechenden Festigkeitsnachweise erstellt. Durch Neuberechnung (Requalifikation) entsprechend dem jeweils aktuellen Stand der Technik wurde in den 80er und 90er Jahren gezeigt, dass die erwähnten Anlagenteile und das Primärcontainment (Drywell und Torus) dem Sicherheitserdbeben standhalten.*

*KKM kommt zum Schluss, dass beim SSE die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude die an sie gestellten Anforderungen erfüllen, die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme für ein SSE qualifiziert sind und die nicht für SSE qualifizierten Systeme die bei einem SSE benötigten Sicherheitssysteme in ihrer auslegungsgemässen Funktion nicht behindern.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Im Bewertungszeitraum mussten an Gebäuden sowie am Primärcontainment und am Reaktorkühlsystem ausser an Halterungen und Abstützungen keine aufgrund der Erdbebenrequalifikation bedingten Verstärkungen vorgenommen werden. Der Grund liegt darin, dass die ursprüngliche Auslegung der Gebäude und Ausrüstungen für das SSE konservativ ausgeführt wurde und die Erdbebenbeanspruchung der druckführenden Systeme nicht auslegungsbestimmend ist.*

*Die SUSAN-Systeme sind geeignet, um bei einem Erdbeben der Stärke eines SSE die Reaktorabschaltung, Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr zu übernehmen. Da das Reaktorkühlsystem für das SSE requalifiziert wurde, ist bei diesem Störfall nicht mit einem gleichzeitigen Kühlmittelverluststörfall (LOCA) zu rechnen. Deshalb werden während eines SSE keine radioaktiven Stoffe ins Primärcontainment freigesetzt und die Funktion des Primär- und des Sekundärcontainments (einschliesslich des Notabluftsystems SGTS) ist zur Störfallbeherrschung nicht erforderlich. Hingegen ist bei einem SSE mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Maschinenhaus zu rechnen. Einzelne Systeme erfüllen zwar gemäss ihrer mechanischen Auslegung die Anforderungen der Erdbebenklasse EK I. Trotzdem ist ihre Funktion während eines SSE nicht sicher gewährleistet, falls entweder die Gebäude, in denen die Systeme aufgestellt sind, oder ihre Notstromquelle einem SSE nicht standhalten. Die Sicherheitssysteme, deren auslegungsgemässe Funktion während und nach einem SSE erwartet werden kann, sind in Tab. 3.3-1 angegeben.*

*Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass das Konzept der Erdbebenauslegung die KKM-spezifischen SSE-Vorgaben der HSK erfüllt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum (JHR 2000 bis JHR 2005) gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Zusätzlich zur bisherigen Dokumentation hat das KKM für den erweiterten Berichtszeitraum bis 2005 im neuen PSÜ-Dokument „Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte, Erdbebenauslegung der Gesamtanlage“ die Schutzziele und die Bemessungsparameter für die Erdbebenauslegung der Gesamtanlage zusammengestellt. Seit 1985 verwendet das KKM aufgrund der für die schweizerischen Kernkraftwerke 1977 und 1984 erarbeiteten Grundlagenstudien<sup>83</sup> höhere Werte als die, die beim Bau des Werkes verwendet wurden (Tabelle 6.1-1). Dies trifft sowohl für die Auslegung der neueren Bauwerke und Systeme als auch für diverse dynamische Nachrechnungen zu (siehe Tabelle 6.1-2).

Tab 6.1-1 Vergleich der Bodenbeschleunigungen und der Bemessungsspektren

	Max. horizontale Bodenbeschleunigung (Fels)	Max. vertikale Bodenbeschleunigung (Fels)	Frequenzinhalt (Bemessungsspektrum)
Beim Bau des Werkes	0.12 g	0.08 g	Diverse (von GETSCO und BBC gewählt)
Aktuelle Werte	SSE: 0.15 g OBE: 0.06 g	SSE: 0.10 g OBE: 0.06 g	HSK-Spektren für Fels

Tab 6.1-2 Gebäudespezifische Erdbebenklassierung und Auslegungsbasis

Gebäude	Erdbebenklasse (siehe Kap. 6.2.1)	Auslegungsbasis beim Bau des Gebäudes		Erdbebennachrechnung auf neuer Basis, dynamisch	Berechnungsart beim Bau
		alt	neu		
Reaktorgebäude	I	X		X	dynamisch
SUSAN-Gebäude	I		X	-	dynamisch
Abluftkamin	I	X		X	dynamisch
Zwischenlager für radioaktive Abfälle: Mittelteil	I	X		-	statisch
Zwischenlager für radioaktive Abfälle: Erweiterung Ost und West	I		X	-	dynamisch
Betriebsgebäude	II*	X		X West- und Mittelteil	statisch
Aufbereitungsgebäude	II	X		X	statisch
Maschinenhaus	II*	X		X	statisch

Gebäude	Erdbebenklasse (siehe Kap. 6.2.1)	Auslegungsbasis beim Bau des Gebäudes		Erdbebennach- rechnung auf neuer Basis, dynamisch	Berechnungs- art beim Bau
		alt	neu		
Maschinenhaus Anbau Süd	I		X	-	dynamisch
Verbindungsbrücke vom Betriebs- zum Reaktor- gebäude	II*	X		-	statisch
Fundament des Kalt- kondensatbehälters	II	X		-	statisch
Pumpenhaus	II	X		-	statisch
SUSAN-Kühlwasser- Vorlauf und -Rücklauf	I		X	-	dynamisch
Erläuterung II*: Gebäude, die mehr als einem OBE, aber weniger als einem SSE standhalten					

## HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen<sup>1</sup> Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Mit dem Projekt PEGASOS<sup>84</sup> sind im Bewertungszeitraum neue Grundlagen zur standortspezifischen Erdbebengefährdung erarbeitet worden. Damit werden die neusten Erkenntnisse aus der erdwissenschaftlichen Forschung berücksichtigt. Insbesondere wurde die Interpretation historischer Erdbeben-daten und der methodische Umgang mit daten- und modellbedingten Unsicherheiten dem aktuellen Wissensstand angepasst. Die Resultate werden – sofern anwendbar - für die probabilistischen Risikoermittlungen verwendet. Für zukünftige Neubauten oder Umbauten sind aus den Ergebnissen von PEGASOS aktualisierte Bemessungsspektren abzuleiten.

## 6.2 Bautechnik

### 6.2.1 Klassierung der Gebäude

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Durch die Klassierung werden die Gebäude entsprechend ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit eingestuft. Das für die bauliche Auslegung massgebende Ereignis ist das Erdbeben. Die massgebenden Gebäude sind in die Erdbebenklassen (EK) I und II eingeteilt.*

*KKM hat die heute gültige Klassierung der Gebäude sowohl im Sicherheitsbericht als auch in einem PSÜ-Bericht zusammengestellt (Tabelle 6.1-2). Gegenüber dem Beurteilungsstand 1991 sind folgende Änderungen bzw. Erweiterungen zu erwähnen:*

- Das Aufbereitungsgebäude ist nicht mehr in EK I sondern in EK II eingeteilt.*
- Der Maschinenhaus Anbau Süd erscheint neu auf der Liste. Aufgrund seiner eigenen Bedeutung würde die Auslegung auf Betriebserdbeben genügen. Weil sein Versagen das Maschinenhaus gefährden könnte, ist er dennoch in die EK I eingeteilt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Das Aufbereitungsgebäude war vor dem Betrachtungszeitraum wegen der Auslegung des Notabluftsystems (Sicherheitsklasse 3, Erdbebenklasse I) in die Erdbebenklasse I (SSE-Auslegung) eingeteilt. Die Rückklassierung des Aufbereitungsgebäudes in die Erdbebenklasse II (OBE-Auslegung) ist eine Folge der seismischen Nachrechnung. Diese konnte den Tragwiderstand für OBE nachweisen, für SSE aber nicht.*

*Die HSK hat der Rückklassierung zugestimmt und bestätigt, dass das Aufbereitungsgebäude nicht der EK I zugeordnet werden muss. Sie stellt fest, dass das Notabluftsystem nicht für Notstandsmassnahmen als Folgen eines Erdbebens benötigt wird und dass ein Kühlmittelverluststörfall, der den Einsatz des Systems erfordert, nicht als Folge eines Erdbebens postuliert wird. Somit ist es bezüglich des Notabluftsystems nicht erforderlich, das Aufbereitungsgebäude der EK I zuzuordnen. Die ursprünglichen Anforderungen an das Notabluftsystem sind als Folge des Notstandssystems SUSAN effektiv geringer, ohne dass dies formal zu einer Rückklassierung des Systems führte.*

*Zusammenfassend stimmt die HSK der Klassierung der Gebäude zu.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **6.2.2 Normen und Lastfälle**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Als Grundlage für die Auslegung der Bauwerke dienten mehrheitlich die zum jeweiligen Zeitpunkt gültigen Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architekten-Vereins SIA. Für die ursprüngliche Auslegung waren dies insbesondere die Norm SIA 160 „Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Überwachung der Bauten“ (Ausgabe 1956)<sup>85</sup> und die Norm SIA 162 „Norm für die*

*Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton (Entwürfe der Ausgabe 1968)<sup>86</sup>. Diese Normen basieren auf einem Bemessungskonzept mit elastischen Schnittkraftermittlungen und mit Nachweisen von zulässigen Materialspannungen.*

*Gemäss dem damaligen Sicherheitskonzept wurden die Lasten in Hauptlasten, Zusatzlasten und Sonderlasten eingeteilt und mit entsprechend abgestuften zulässigen Spannungen bemessen. Als Hauptlasten (H) gelten Eigenlasten, ständige Lasten, Nutzlasten, Schneelasten, Erddruck, und Wasserdrücke infolge Grundwasser oder Wasserfüllungen. Zusatzlasten (Z) sind Windlasten, Brems- und Anfahrkräfte sowie Zwängungskräfte infolge von Temperatureinwirkungen in Betriebszuständen. Als Sonderlasten (S) wurden Wasserdrücke infolge Arealüberflutung, Innendruck, Rohrleitungskräfte und Temperatureinwirkungen bei Anlagestörfällen sowie Erdbebenkräfte bezeichnet. Die zu berücksichtigenden Lastkombinationen wurden gebäudespezifisch festgelegt.*

*Für die heutigen Auslegungsgrundlagen sind die aktuellen Ausgaben der SIA-Normen massgebend. Mit der Normengeneration aus dem Jahre 1989 wurde ein neues Bemessungskonzept wirksam. Anstelle der Bemessung mit zulässigen Materialspannungen werden Tragsicherheitsnachweise geführt, welche auf der Einwirkungsseite Lastfaktoren und auf der Widerstandsseite Widerstandsbeiwerte im Sinne von Teilsicherheitsfaktoren vorgeben. Diese Normen wurden im KKM für die Auslegung des Anbaus Maschinenhaus Süd sowie für nachträgliche Tragsicherheitsnachweise an bestehenden Tragwerken verwendet.*

*Gegenüber der ursprünglichen Überflutungskote wurden sowohl für das erweiterte Zwischenlager für radioaktive Abfälle als auch für das SUSAN-Gebäude die Höhe des Wasserspiegels bei Arealüberflutung reduziert. Die heute gültigen Abflussberechnungen haben ergeben, dass der Wasserspiegel im KKM beim gleichzeitigen Bruch der Saane-Talsperren Schiffenen und Rossens nicht höher als 6 m über Kraftwerksareal bzw. 472.00 m ü. M. steigt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK ist mit den vom KKM zusammengestellten Normen und Lastfälle einverstanden.*

*Ein exakter Vergleich der verschiedenen für das KKM wirksamen Normengenerationen ist auf Grund der unterschiedlichen Konzepte nicht möglich. Generell lässt sich sagen, dass die Anwendung der alten Normen im Vergleich zu den heute gültigen Normen beim Nachweis der Tragsicherheit zu eher konservativen Ergebnissen führt. Aus dieser Sicht enthalten die ursprünglichen Auslegungen der Bauwerke gewisse Reserven.*

*Ein erneuter Wechsel der Baunormen zeichnet sich ab. Die in Anlehnung an die Eurocodes erarbeiteten „Swisscodes“ sind bereits im Entwurf vorhanden und werden voraussichtlich bald vom SIA herausgegeben. Für zukünftige Umbauten, Erweiterungsbauten oder Nachrüstungen werden sie den Stand der Technik darstellen und sind, mit Anpassungen für die spezifischen Anforderungen der Kerntechnik, einzuführen und zu verwenden sein.*

*Die Auslegungsgrundlagen für die Arealüberflutung und für die Erdbebeneinwirkungen sind in der Periode dieser PSÜ nicht verändert worden. Es gilt also nach wie vor der Stand des HSK-Gutachtens<sup>5</sup> von 1991.*

*In der ursprünglichen Auslegung wurde kein Schutz gegen Flugzeugabsturz gefordert. Mit dem Projekt SUSAN wurde der Schutz verbessert, indem das Dach und die Aussenwände des SUSAN-Ge-*

bäudes gemäss der Richtlinie HSK-R-102<sup>10</sup> gegen die Trümmerwirkung bemessen wurden. Nach den Terroranschlägen vom 11. September 2001 wurden von allen schweizerischen Kernkraftwerken Grenzlastberechnungen für den gezielten Flugzeugabsturz verlangt. In Kap. 7.6.7 werden die vorläufigen Ergebnisse dieser Berechnungen diskutiert.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Im Bewertungszeitraum wurden die Schweizer Baunormen des SIA aktualisiert. Insbesondere sind die Tragwerksnormen SIA 260 bis SIA 267<sup>87</sup> im Jahre 2003 in Kraft gesetzt worden. Das KKM wird diese Normen für neue Projekte anwenden. Sie sind bisher noch nicht für qualifizierte Bauwerke zum Einsatz gekommen.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die neue Generation der SIA-Tragwerksnormen<sup>87</sup> wurde auf die neu entwickelten europäischen Normen (Eurocodes) abgestimmt. Für zukünftige Neubauten, Umbauten oder Nachrüstungen stellen sie den Stand der Technik dar und sind, mit Anpassungen für die spezifischen Anforderungen der Kerntechnik, zu verwenden.

Betreffend mögliche Auswirkungen eines gezielten Flugzeugabsturzes auf die Anlage Mühleberg wird auf Kap. 7.6.7 dieser Stellungnahme verwiesen.

### **6.2.3 Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke**

In einem Bericht zum Zustand der Gebäude fasst KKM die Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke zusammen. Für alle wichtigen Bauwerke werden die ursprüngliche Auslegung, die bis heute durchgeführten Requalifikationen sowie die baulichen Veränderungen dargestellt. Wegen der massgebenden Bedeutung der Erdbebeneinwirkungen für die Auslegung der Bauwerke und Komponenten ist die Erdbebenqualifikation bzw. –requalifikation in diesem Bericht besonders gewichtet. Schliesslich werden aktuelle und gebäudespezifische Zustandsbeurteilungen formuliert, welche sich auf die Steckbriefe der Alterungsüberwachung Bautechnik stützen (Kap. 5.5.3).

Im Folgenden werden die wichtigsten Ereignisse und Veränderungen im Betrachtungszeitraum zusammengefasst und beurteilt.

#### **6.2.3.1 Reaktorgebäude**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat im Jahre 1991 eine seismische Nachrechnung für die Bauteile des Reaktorgebäudes durchgeführt. Dabei wurden nebst der reinen Erdbebeneinwirkung des Sicherheitserdbebens SSE auch die Gefährdungsbilder „Geflutetes Drywell und OBE“ sowie „Arealüberflutung und OBE“ gerechnet. Die*



*Nachrechnung führte zum Ergebnis, dass die Tragsicherheit fast aller als „Standardstrukturen“ bezeichneter Bauteile ausreichend ist. Als einzige Schwachstelle wurde der Scheitelbereich der Dachkuppel erkannt. KKM argumentierte, dass dort im Erdbebenfall jedoch nur lokale Schäden zu erwarten sind und dass die Funktion der SUSAN-Systeme dadurch nicht gefährdet werden.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK hat die seismische Nachrechnung aufgrund einer detaillierten Überprüfung zustimmend beurteilt. Sie ist zum Schluss gekommen, dass allfällige lokale Risse und Abplatzungen von der Kuppel die massgebenden Sicherheitsfunktionen nicht gefährden.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

#### **6.2.3.2 Aufbereitungsgebäude**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Betrachtungszeitraum wurden zwei kleinere bauliche Veränderungen durchgeführt: 1994 wurde eine Anlage zur Verfestigung von Abfällen eingebaut (CVRS, Kap. 5.8.1), 1996 wurden auf dem Dach zwei Leichtbau-Raumzellen für die Leittechnik der Lüftungssteuerung aufgestellt. Die Einflüsse dieser Veränderungen auf die Gebäudestatik wurden von KKM nachgewiesen und als unbedeutend beurteilt.*

*Die Erdbebensicherheit ist im Jahre 1996 mit einer dynamischen Berechnung untersucht und nachgewiesen worden. Es gelang der Nachweis, dass das Betriebserdbeben OBE vom Gebäude ohne Verlust der Tragsicherheit abgetragen werden kann. Für dieses Erdbeben sind mit der gleichen Berechnung auch Etagenantwortspektren für die Auslegung der Komponenten bestimmt worden.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK hat aufgrund von unabhängigen Stichproben und Plausibilitätskontrollen bestätigt, dass die Tragsicherheit des Aufbereitungsgebäudes bei OBE-Einwirkung nachgewiesen ist. Die Auslegung auf SSE ist aufgrund der Rückklassierung nicht erforderlich (Kap. 6.2.1).*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

#### **6.2.3.3 Maschinenhaus**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Zusammenhang mit dem Einbau von neuen Anlagenteilen, zusätzlichen Kranschienen und neuen Leitungsverbindungen wurden viele neue Verankerungen erstellt. Dazu wurden Bohrungen ins Tragwerk ausgeführt. Diese Eingriffe wurden alle statisch überprüft und so ausgeführt, dass die Tragsicherheit des Gebäudes nicht geschwächt wird. Im Weiteren sind in den Jahren 1992 bis 1995 drei kleine bauliche Änderungen durchgeführt worden, nämlich der Einbau von Lagerbühnen im Westteil der Halle (1992), der Einbau eines neuen Leittechnikraums für die Notstromdieselanlage (1993) und eine neue Abschirmwand für die Lufttrocknungsanlage (1995).*

*Als Beiträge zur seismischen Requalifikation erwähnt KKM die 1979 durchgeführte dynamische Berechnung des Nordteils sowie die Verstärkung der Mauerwerkswand zwischen Notstromdiesel- und Tankraum (Kap. 6.2.3.13).*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK hat die Berechnungen und Nachweise für die baulichen Eingriffe in das Tragwerk jeweils geprüft und genehmigt.*

*Die HSK hält zum Stand der seismischen Requalifikation des Maschinenhauses fest, dass eine eigentliche seismische Nachrechnung bisher nur für den Nordteil durchgeführt worden ist (1979, d. h. vor dem Betrachtungszeitraum), da Spektren für den Notstromdieselraum gebraucht wurden. Für die Teile „Mittel“ und „Süd“ sowie für die beiden baulich unabhängigen Turbinentische ist bisher keine Nachrechnung durchgeführt worden. Aufgrund einer ebenfalls vor dem Betrachtungszeitraum durchgeführten unabhängigen Beurteilung durch die HSK besteht jedoch kein Anlass, die ausreichende OBE-Sicherheit des Tragwerks in Frage zu stellen (HSK-Gutachten<sup>5</sup>).*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Beurteilungszeitraum 2000-2005 wurden gemäss dem KKM die folgenden Arbeiten durchgeführt:

- Im Jahre 2002 wurden für alle fünf Bauabschnitte dynamische Erdbebenberechnungen durchgeführt. Mit diesen wurden Etagenantwortspektren für die Haltepunkte der Frischdampfleitungen bestimmt.
- Im Jahre 2005 wurden weitere Etagenantwortspektren für die Planung von zusätzlichen Turbinenabschirmungen berechnet.
- Im Jahre 2005 wurden in allen vier Gebäudeecken Notüberläufe für das Dachwasser eingebaut. Mit dieser Massnahme werden Wasseraufstauungen vermieden, die das Dach überlasten könnten („roof ponding“).
- Als Instandsetzungsmassnahmen im Rahmen der Alterungsüberwachung sind verschiedene Boden- und Beckenbeschichtungen erneuert worden.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die HSK hat die im erweiterten Beurteilungszeitraum durchgeführten Erdbebenberechnungen und die daraus resultierenden Etagenantwortspektren zur Beurteilung angefordert und erhalten. Die Überprüfung wird aktuell durchgeführt.

Die HSK hat die Dachwassernotüberläufe, welche als Folge der PSA-Studien des KKM eingebaut wurden, besichtigt und beurteilt diese als zweckmässige Massnahme zur Begrenzung der Wasserlasten.

#### **6.2.3.4 Maschinenhaus Anbau Süd**

##### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Der Anbau wurde in den Jahren 1995/96 zur Verbesserung betrieblicher Abläufe erstellt. Für die Sicherheit der Gesamtanlage gilt die Anforderung, dass das direkt angrenzende Maschinenhaus nicht gefährdet werden darf. Der Anbau ist deshalb durch eine 100 mm breite Fuge vom Maschinenhaus getrennt. Die im Kiesboden liegende Fundamentplatte wurde entlang der beiden Längsseiten mit 107 Bodenankern in den Molassefels verankert. Damit wird die Gebäudestabilität für den Erdbebenfall gewährleistet. Als Stichprobenmenge sind 10 Felsanker als kontrollierbare Prüfanker ausgeführt. Sie werden alle 5 Jahre geprüft. Die erste Nachprüfung fand im Mai 2001 statt.*

##### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK beurteilt die bauliche Sicherheit des Anbaus aufgrund einer detaillierten Überprüfung mit eigenen Nachrechnungen als nachgewiesen. Sie will wie bisher über die Prüfberichte für die Felsanker auch in der Zukunft orientiert bleiben.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die Prüfung der Felsanker aus dem Jahr 2001 mit Dokumentation des Korrosionsstandes und dem zeitlichen Verlauf der Vorspannkräfte wurde von der HSK positiv beurteilt. Die nächste Prüfung wurde 2006 durchgeführt, die HSK Beurteilung dazu ist noch ausstehend.

#### **6.2.3.5 Betriebsgebäude**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Folgende bauliche Massnahmen wurden im Betrachtungszeitraum ausgeführt: Die abgehängte Decke über dem Kommandoraum wurde durch eine neue, erdbebensichere Konstruktion ersetzt (1994). Die nichttragenden Mauerwerkswände, welche sicherheitsrelevante Systeme und Ausrüstungen gefährden können, wurden mit Stahlkassetten gesichert.*

*Als Beiträge zur seismischen Requalifikation erwähnt KKM - zusätzlich zur Sicherung des Mauerwerks - die 1980 durchgeführten dynamischen Berechnungen des Nord- und des Westteils.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK hat die Berechnungen und Nachweise für die baulichen Massnahmen jeweils geprüft und genehmigt.*

*Das aus vier abgefugten Bautrakten bestehende Betriebsgebäude gilt für die Erdbebenklasse II als seismisch requalifiziert (HSK-Gutachten<sup>5</sup>), wobei die Berechnungen noch über das OBE hinausgehende Reserven ausweisen.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

Im erweiterten Beurteilungszeitraum wurden zusätzlich die folgenden Arbeiten durchgeführt:

- Im Jahre 2004 wurde die Besuchergarderobe auf +8.0 m vergrössert und der Zugangsbereich zweckmässiger gestaltet.

- Als Instandsetzungsmassnahmen im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde im Jahre 2005 die Dachhaut des Ostteils vollständig erneuert.

Die Tragsicherheit und die Gebrauchstauglichkeit sind nach Ansicht des KKM gewährleistet.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Den Umbau der Besuchergarderobe hat die HSK ohne eigene Überprüfung zur Kenntnis genommen, weil keine tragenden Wände betroffen waren.

#### **6.2.3.6 SUSAN-Gebäude**

##### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das SUSAN-Gebäude ist aufgrund der speziellen Anforderungen an die Sicherheitssysteme auf das Sicherheitserdbeben SSE ausgelegt. Als weitere extreme Einwirkungen wurden der Auslegung die Arealüberflutung, die Trümmereinwirkung infolge Flugzeugabsturzes sowie die Einwirkungen Dritter zugrunde gelegt.*

*Im SUSAN-Gebäude sind im Betrachtungszeitraum keine massgebenden baulichen Veränderungen durchgeführt worden.*

*Das Gebäude ist in einem guten Zustand. An den Dachaufbauten wurden im Jahre 1995 Potentialfeldmessungen durchgeführt. Die dabei festgestellten lokal ungenügenden Bewehrungsüberdeckungen sind instandgesetzt worden.*

##### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK hat die Auslegung und Konstruktion des SUSAN-Gebäudes in der Planungs- und Bauphase intensiv geprüft und genehmigt (HSK-Gutachten<sup>5</sup>). Die Auslegungsanforderungen sind aus heutiger Sicht erfüllt.*

##### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

##### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **6.2.3.7 SUSAN-Kühlwasserleitungen**

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die SUSAN-Kühlwasserleitungen sind im Betrachtungszeitraum nicht verändert worden.*

*Die beiden Leitungen, die 90 m lange Vorlaufleitung und die 78 m lange Rücklaufleitung, sind im Jahre 1987 im Mikrotunnelling-Verfahren erstellt worden. Sie bestehen aus einem Aussenrohr aus Stahlbeton und einem Innenrohr aus glasfaserverstärktem Kunststoff (GFK) mit 400 mm Innendurchmesser. Der Ringspalt zwischen Aussen- und Innenrohr wurde mit einer Bentonit-Suspension verfüllt.*

*Für das Innenrohr aus GFK ist eine alterungsbedingte Festigkeitsabnahme zu erwarten. Deshalb sind Segment-Proben eingelagert worden, die periodisch einer Scheiteldruckprüfung unterzogen werden. Die festgestellte Festigkeitsabnahme beträgt für die letzten 10 Jahre ca. 20 % der anfänglichen Festigkeit.*

*KKM beurteilt den Zustand der SUSAN-Kühlwasserleitungen gesamthaft als gut. Die Festigkeitsabnahme muss weiterverfolgt werden. Die Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit der Leitungen sind nicht gefährdet.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK stimmt der Folgerung von KKM zu, dass die bisher beobachtete Festigkeitsabnahme der GFK-Rohre weiterverfolgt werden muss. Die HSK erwartet zudem eine Interpretation der vorliegenden Messdaten und eine Aussage, bis in welchen Zeitraum die Auslegungsanforderungen an die Rohre noch erfüllt bleiben werden.*

#### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Mitte 2003 hat KKM im Rahmen der Alterungsüberwachung dokumentiert, dass die Sollwerte der Biegezugfestigkeit der GFK-Rohre trotz der beobachteten Festigkeitsabnahme noch überschritten werden.

#### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die bisher beobachtete Festigkeitsabnahme der GFK-Rohre muss im Rahmen der Alterungsüberwachung weiter verfolgt, interpretiert und beurteilt werden.

### 6.2.3.8 Pumpenhaus

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das Pumpenhaus ist in die Erdbebenklasse II eingeteilt und demnach auf das Betriebserdbeben OBE ausgelegt. Es ist im Betrachtungszeitraum dieser PSÜ nicht verändert worden.*

*Der bauliche Zustand des Pumpenhauses ist gut. Im Rahmen der Alterungsüberwachung sind präventive Instandhaltungsmassnahmen durchgeführt worden. Kleinere Betonschäden an den Einlaufkanälen wurden behoben.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK hat die 1978 durchgeführte seismische Requalifikation des Pumpenhauses im Gutachten<sup>5</sup> kommentiert. Sie ist zum Schluss gekommen, dass das Pumpenhaus, obwohl nur auf ein Betriebsbeben ausgelegt, sogar einem Sicherheitserdbeben standhalten würde. Die Auslegungsanforderungen an das Pumpenhaus sind erfüllt.*

#### Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### 6.2.3.9 Abluftkamin

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Der Abluftkamin ist zum Schutz der benachbarten Gebäude für die Erdbebenklasse I ausgelegt. KKM hat in den Jahren 2000/2001 eine rechnerische Überprüfung der Erdbebensicherheit durchgeführt und dokumentiert.*

*Nach den im Rahmen der Alterungsüberwachung in den Jahren 1992 bis 1996 durchgeführten Instandsetzungsarbeiten wird der Zustand des Kamins als gut bezeichnet.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK beurteilt den baulichen Zustand des Abluftkamins als gut. Sie wird die relativ neue Nachrechnung zur Erdbebensicherheit unabhängig prüfen und beurteilen.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Die HSK hat im erweiterten Beurteilungszeitraum die Nachrechnung zur Erdbebensicherheit geprüft und akzeptiert.

#### **6.2.3.10 Zwischenlager für radioaktive Abfälle**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das Zwischenlager ist in die Erdbebenklasse I eingestuft. Die damit geforderte Auslegung auf SSE hat KKM für die beiden Erweiterungstrakte mit Erdbebenberechnungen in den Jahren 1984/85 nachgewiesen. Eine eigentliche seismische Requalifikation ist für den ursprünglichen mittleren Trakt des dreiteiligen Bauwerks bisher nicht durchgeführt worden.*

*Seit 1985 wurde das Zwischenlager baulich nicht mehr verändert. Das Gebäude ist in einem guten Zustand.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK anerkennt im Gutachten<sup>5</sup> die für die Erweiterungstrakte durchgeführten Erdbebenberechnungen auch als Nachrechnung für den ursprünglichen mittleren Lagerbereich.*

*Die Auslegungsanforderungen an das Zwischenlager sind erfüllt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.



### 6.2.3.11 Fundament Kaltkondensatbehälter

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*An dem in die Erdbebenklasse II eingestuftten Fundament des Kaltkondensatbehälters sind im Betrachtungszeitraum keine massgebenden baulichen Veränderungen durchgeführt worden.*

*Das Bauwerk ist seit den Instandsetzungsarbeiten (Kap. 5.5.3) in einem guten Zustand.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Auslegungsanforderungen an das Fundament des Kaltkondensatbehälters sind erfüllt.*

#### Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### 6.2.3.12 Befestigungen

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die heute im KKM gültigen Auslegungsgrundlagen für Befestigungen sind im Wesentlichen mit dem SUSAN-Projekt entwickelt und von der HSK geprüft worden. Einen wichtigen Nachtrag bildet das 1992/93 durchgeführte Dübelprüfprogramm für die im Reaktorgebäude versetzten Sicherheitsdübel.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Dübelzugversuche, deren Auswertung sowie die erforderlichen Sanierungsmassnahmen sind unabhängig geprüft und abschliessend positiv beurteilt worden.*

*Die Dokumentation stellt in der gegenwärtigen Form einzelne Elemente eines insgesamt aber unvollständigen Befestigungskonzepts KKM dar. Die Grundlagen für die Bemessung und Ausführung der Befestigungen sind grundsätzlich für die ursprünglichen Anwendungsbereiche im SUSAN-Gebäude und für ausgewählte Nachrechnungen im Reaktorgebäude gültig. Fallweise wurden diese Grundlagen für die späteren Neu- und Umbauprojekte verwendet. Aus diesen Gründen ist bis Ende 2003 eine aktuelle und komplette Dokumentation des Befestigungskonzepts KKM zu verfassen. Damit sollen die*

*heute für bestehende und für neue Befestigungen geltenden Auslegungsgrundlagen übersichtlich und klar dargestellt werden. Hauptziel soll eine konsistente Spezifikation für zukünftige Anwendungen sein (PSÜ Pendenz P13/2002).*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Das KKM hat das Befestigungskonzept, das für Nachweise von bestehenden Befestigungen sowie auch für neue Projekte gilt, erstellt und damit die Pendenz P13 formal erledigt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Das eingereichte Befestigungskonzept wurde von der HSK überprüft und akzeptiert. Damit wurde die PSÜ-Pendenz P13 im Jahr 2006 geschlossen. Der einzige, noch offene Punkt besteht in der systemspezifischen Festlegung der Ermüdungssicherheiten. Die HSK forderte daher als Folgegeschäft eine diesbezügliche Revision des Befestigungskonzepts.

#### **6.2.3.13 Sekundäre Bauteile**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Als sekundäre Bauteile gelten beispielsweise Trennwände, abgehängte Decken und vorgehängte Fassadenelemente. Sie haben keine primäre Tragfunktion, dürfen aber im Falle ihres Einsturzes keine sicherheitsrelevanten Systeme und Ausrüstungen gefährden.*

*KKM hat in einem Bericht zur Erdbebenqualifikation die sekundären Bauteile im Reaktorgebäude, SUSAN-Gebäude, Betriebsgebäude und Maschinenhaus in Listen zusammengestellt. Darin werden die Gefährdungen der Systeme und Ausrüstungen weitgehend als unbedeutend beurteilt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Für die im Jahre 1994 erneuerte abgehängte Decke im Kommandoraum hat die HSK die Tragsicherheit und Konstruktion unabhängig überprüft und positiv beurteilt.*

*Die Zusammenstellung der sekundären Bauteile ist klar und plausibel. In vier Fällen sind die Gefährdungen von KKM noch nicht abschliessend geprüft worden. Das Inventar der sekundären Bauteile ist deshalb bis Mitte 2003 zu komplettieren und bezüglich Gefährdung von sicherheitsrelevanten Systemen und Ausrüstungen vollständig zu beurteilen. Allenfalls muss die Übersicht auch auf die andern, bisher nicht erfassten Gebäude erweitert werden (PSÜ Pendenz P14/2002).*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Beurteilungszeitraum wurde ein Inventar erstellt, in welchem die Erdbebensicherheit und das Gefährdungspotential der sekundären Bauteile erfasst und beurteilt wurden. Kritische Bauteile wurden verstärkt oder gegen Einsturz gesichert. Damit erachtet das KKM die Pendeuz P14 als erledigt.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Beurteilungszeitraum wurde das vom KKM erstellte Inventar von der HSK mit dem Hinweis akzeptiert, dass es bei relevanten Anlageänderungen nachgeführt werden muss. Die Beurteilung von sicherheitsrelevanten Systemen und Ausrüstungen bezüglich Gefährdung bei Erdbeben durch sekundäre Bauteile wurde vollständig durchgeführt. Die Pendeuz P14 wurde damit 2004 geschlossen.

Eine vertiefte Überprüfung führte die HSK für die Erdbebensicherung der Wände der Steuerabwerkstatt im Reaktorgebäude durch. Die Mauerwerkswände wurden mit Stahlplatten und Stahl-Abstützkonstruktionen geschützt, damit die nahe gelegenen Messstellen nicht durch einstürzende Wandteile gefährdet werden. Die schrittweise Überprüfung wurde abgeschlossen. Den Massnahmen zur Erdbebensicherung der Wände wurde zugestimmt.

### **6.2.3.14 Zusammenfassende Bewertung der Sicherheit der Bauwerke**

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Aufgrund der gebäudebezogenen Teilbewertungen und in Anbetracht des etablierten Alterungsüberwachungsprogramms wird festgestellt, dass die Gebäude des KKM ihre Sicherheitsfunktionen auch in den weiteren Betriebsjahren zuverlässig erfüllen werden.*

*KKM beurteilt den Zustand der Tragwerke überall als sehr gut, so dass die Tragsicherheit und die Gebrauchstauglichkeit in vollem Umfang gewährleistet sind.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK beurteilt den baulichen Zustand der für die Sicherheit massgebenden Gebäude als gut. Die Bauwerke erfüllen die im Sicherheitsbericht spezifizierten Auslegungsanforderungen. Mit dem Alterungsüberwachungsprogramm wird eine systematische Überwachung gewährleistet. Mängel können somit frühzeitig erkannt und behoben werden.*

*Die in die Erdbebenklasse I eingeteilten Bauwerke sind im Rahmen der ursprünglichen Auslegung bzw. mit seismischen Requalifikationsanalysen für das heute gültige Sicherheitserdbeben berechnet worden.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **6.3 Auslegung und Überwachung des Reaktorkerns**

### **6.3.1 Kernauslegung**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Bei der Auslegung einer neuen Kernbeladung ist der Nachweis zu erbringen, dass die festgelegten Sicherheitsanforderungen während der Dauer des nächsten Betriebszyklus unter Berücksichtigung der konkreten Einsatzbedingungen erfüllt sind. Insbesondere ist zu zeigen, dass die sicherheitstechnischen Parameter des Reaktorkerns innerhalb der Wertebereiche liegen, die bei den zyklusübergreifenden, umhüllenden Störfallanalysen betrachtet wurden. Für begrenzende Störfälle muss die Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte zyklusspezifisch nachgewiesen werden.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM legt dar, dass im Bewertungszeitraum die mittlere U-235-Anreicherung der Brennelemente (BE) von 3,18 % auf 4,10 % erhöht wurde. Dementsprechend erhöhte sich der mittlere BE-Entladeabbrand von 31,1 MWd/kgU auf 48,5 MWd/kgU. Die Anzahl der nachgeladenen frischen Brennelemente konnte dadurch von 52 auf 40 pro Zyklus herabgesetzt und die durchschnittliche Einsatzdauer der Brennelemente von 5 auf 6 Jahre verlängert werden. Die Menge des entladenen hochaktiven Abfalls wurde um rund ein Drittel reduziert.*

*In den Jahren 1993 und 1998 wurden zwei neue BE-Typen eingeführt (Kap. 6.3.3). Dadurch konnte bei gleichbleibendem Abstand zu den Betriebsgrenzwerten für die lineare Stabileistung und das kritische Leistungsverhältnis die Leistung eines Brennelements erhöht und damit die Flexibilität bei Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns erhöht werden.*

*Bei KKM steht bei der Kernauslegung die Kosten- und Betriebsoptimierung unter Aufrechterhaltung der Sicherheit und Zuverlässigkeit der Brennelemente im Mittelpunkt. KKM hat 1996 den Antrag auf eine Erhöhung des mittleren BE-Abbrandes von 50 MWd/kgU auf 55 MWd/kgU gestellt. Dem Antrag wurde von der HSK wegen noch laufender experimenteller Untersuchungen zu den Nachweiskriterien bei Reaktivitätsstörfällen (Kap. 7.3.2) nicht stattgegeben. KKM hat im Jahre 2002 den Antrag gestellt, den Grenzwert für den mittleren BE-Abbrand zu eliminieren und den bereits bestehenden lokalen Ab-*

*brandgrenzwert von 70 MWd/kgU als allein gültigen Grenzwert beizubehalten. Dieser Antrag entspricht einer Erhöhung des mittleren BE-Abbrandes von 50 MWd/kgU auf ca. 60 MWd/kgU. Dabei hat KKM darauf hingewiesen, dass das anlagespezifische Verhalten der Brennelemente am KKM durch regelmässige Inspektionen untersucht und das angemessene, generische Brennelementverhalten bis zum erhöhten Abbrand nachgewiesen wurde.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die sicherheitstechnischen Anforderungen an Kernnachladungen, die zyklusspezifisch durchzuführenden Analysen, die zu verwendenden Rechenmethoden und der zum Einsatz zugelassene Reaktorbrennstoff sind in einem Grundlagenbericht des BE-Herstellers festgelegt, der bei Bedarf aktualisiert wird. Die Sicherheitsanforderungen entsprechen den Empfehlungen des internationalen Regelwerks<sup>31,33</sup>.*

*Vor jedem Betriebszyklus legt KKM den Genehmigungsbericht für die neue Kernnachladung vor. Die HSK prüft diesen auf die Einhaltung der festgelegten Sicherheitsanforderungen. Ein positives Prüfungsergebnis ist eine Voraussetzung für die Freigabe zum Wiederanfahren nach jedem Brennelementwechsel.*

*Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass im KKM eine geeignete Vorgehensweise zum Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsanforderungen an Kernnachladungen angewandt wird. Für die jeweiligen Betriebszyklen wurden die geforderten Nachweise im Bewertungszeitraum erbracht.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den eingereichten Dokumenten zur PSÜ2005**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die mittlere U-235-Anreicherung der Nachlade-Brennelemente des Typs GE-14 wurde bis auf 4,20 % erhöht, was insbesondere durch die kontinuierliche Weiterentwicklung der Brennelemente ermöglicht wurde. Eine weitere deutliche Erhöhung der mittleren Anreicherung ist vom KKM derzeit nicht geplant. Der mittlere Entladeabbrand der Brennelemente erhöhte sich dementsprechend von 48,5 (im Jahr 2000) auf 50,9 MWd/kgU (im Jahr 2005).

Der lokale Abbrandgrenzwert von 70 MWd/kgU wurde von der HSK ab Zyklus 31 (2003/2004) zur Anwendung freigegeben mit der Forderung, dass das auslegungsgemässe Brennelementverhalten bis zum freigegebenen lokalen Abbrandgrenzwert durch Brennelementinspektionen nachzuweisen ist. Die Ergebnisse der Brennelementinspektionen wurden der HSK in Januar 2006 vorgelegt.

Die Einführung des Grenzwerts des lokalen Abbrands als allein gültiger Abbrandgrenzwert ergibt eine Erhöhung des bisher zulässigen mittleren Brennelementabbrands um ca. 10 MWd/kgU.

Im Revisionsstillstand 2005 wurden erstmals vier Brennelemente des Typs GNF-2 als Vorläuferbrennelement in den Kern eingesetzt (vgl. Kap. 6.3.3). Dieser neue Brennelementtyp ist ein Resultat der kontinuierlichen Weiterentwicklung und bietet im Betrieb ein verbessertes Verhalten hinsichtlich des Abstandes zur kritischen Siedeübergangsleistung, wodurch ein höherer Abbrand ermöglicht wird. Mit dem Ziel die Nachlademenge weiter zu reduzieren und die Möglichkeiten des neuen Brennstofftyps GNF2 auszunützen, beabsichtigt das KKM, den lokalen Abbrandgrenzwert auf

ca. 80 MWd/kgU ppe (peak pellet exposure) zu erhöhen und somit die Einsatzdauer der Brennelemente in den kommenden Jahren zu verlängern.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Seit der Inkraftsetzung des KEG<sup>3</sup> und der KEV<sup>4</sup> gibt die HSK die Änderungen am Reaktorkern in einem zweistufigen Verfahren frei: In einem ersten Schritt wird die Freigabe zum Umsetzen von Brennelementen für den Revisionsstillstand einschliesslich der vorläufigen Kernbeladung erteilt, in einem zweiten Schritt erfolgt die Freigabe der Änderungen des Reaktorkerns (d. h. der definitiven Beladung für den Leistungsbetrieb im nächsten Zyklus).

Mit der Freigabe des lokalen Abbrandgrenzwertes von 70 MWd/kgU ppe als allein gültiger Grenzwert für die Brennelementtypen GE11 und GE14 wurden die Nachweise von der HSK akzeptiert, mit denen die Einhaltung der Betriebs- und Sicherheitsgrenzwerte für die Brennstäbe resp. Brennelemente gezeigt wurden.

Auf der Basis der vorgelegten Ergebnisse der Brennelementinspektionen kam die HSK zu dem Ergebnis, dass die Brennelemente bis zum freigegebenen Abbrand einen auslegungsgemässen Zustand zeigen. Die Forderung aus der oben genannten Freigabe wurde im April 2006 von der HSK geschlossen.

Die Bewertung der GNF2-Vorläuferbrennelemente erfolgt im Kap. 6.3.3.

Die HSK stellt auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005 fest, dass im KKM eine geeignete Vorgehensweise zum Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsanforderungen an Kernnachladungen angewandt wird. Für die jeweiligen Betriebszyklen wurden die geforderten Nachweise im Bewertungszeitraum erbracht.

### **6.3.2 Brennstoffverhalten**

#### **Aspekte des Brennstoffverhaltens**

Im Normalbetrieb können Brennelementschäden mit Verletzung der Hüllrohrintegrität infolge von Fremdkörper-Reibung, Herstellungsfehlern oder ungünstigen Betriebsweisen auftreten. Die Sicherheit des Betriebes mit Brennelementschäden ist durch die Grenzwerte für die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt und für die Konzentration von Radionukliden im Reaktorwasser sichergestellt. Falls Brennelementschäden auftreten, sind die defekten Brennelemente beim nächsten Brennelementwechsel zu entladen und die Schadensursachen nach Möglichkeit vor dem Wiederaufahren zu klären. Gegebenenfalls sind Korrekturmassnahmen zu treffen, um gleichartige Schäden zukünftig zu vermeiden.

Brennelement-Inspektionen haben den Zweck, den Zustand der Brennelemente zu ermitteln und diesen mit dem erwarteten und dem bei der Brennelementauslegung berücksichtigten Verhalten zu vergleichen. Die BE-Inspektionen sind auch ein Mittel zur frühzeitigen Erkennung eines unerwarteten BE-Verhaltens und damit zur Vermeidung von Brennelementschäden.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Seit dem Revisionsstillstand 1990 sind im KKM keine Brennelementschäden aufgetreten, so dass im Bewertungszeitraum auf eine Dichtheitsprüfung der Brennelemente verzichtet werden konnte.*

*Ab 1992 wurden alljährlich Brennelemente mit verschiedenen Einsatzzeiten durch Experten des Brennelement-Herstellers inspiziert. Mit diesen Inspektionen wurde insbesondere das Hüllrohrverhalten bei BE-Abbränden bis 56 MWd/kgU und der Einfluss von Änderungen in der Wasserchemie (Eisendosierung in den Jahren 1991 - 1998, Zinkdosierung ab 1998 und Wasserstoffdosierung mit Edelmetalleinspeisung ab 2000) auf die BE untersucht. Die BE-Untersuchungen umfassten folgende Inspektionpunkte:*

- Visuelle Inspektion mit einer Unterwasserkamera an BE-Kästen, Brennelementbündeln und einzelnen Brennstäben.*
- Längenmessungen an BE-Kästen, Brennstäben und Wasserstäben.*
- Brennstab-Abstandsmessungen mit dem „Rod-to-Rod Gap Measurement System“, das die Brennstababstände im Bereich zwischen den Abstandhaltern misst.*
- Messung des Aussendurchmessers und der Hüllrohr-Oxidschichtdicke einzelner Brennstäbe mit der Wirbelstrom-Messmethode.*

*KKM selbst führt seit 1989 regelmässig Messungen der BE-Kastenverbiegung durch. Sie bilden die Grundlage für die Berechnung der Erhöhung der Brennstableistungen, die durch die BE-Kastenverbiegung und der dadurch bewirkten Vergrösserung des Wasserspalt zwischen den BE verursacht wird und die bei der Kernausslegung und -überwachung zu berücksichtigen ist.*

*Die Inspektionsergebnisse liegen im Bereich der Beobachtungen und Messwerte, die in anderen Werken gefunden wurden, welche Brennstoff desselben Herstellers verwenden. KKM sieht vor, die Brennstoffinspektionen im bisherigen Rahmen fortzusetzen, um zu zeigen, dass weder der erhöhte Abbrand noch die geänderte Wasserchemie zu unzulässigen Veränderungen der Brennstoffeigenschaften führen.*

*Für KKM ist das Fehlen jeglicher Brennelementschäden im Bewertungszeitraum ein Hinweis auf die Qualität des verwendeten Brennstoffs.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK anerkennt, dass der langjährige Betrieb des Reaktorkerns ohne Brennelementdefekte ein Hinweis auf die gute BE-Qualität ist. Der über 10-jährige Betrieb ohne BE-Schäden ist auch im weltweiten Vergleich ein herausragendes Ergebnis und hat massgeblich die radiologische Situation in der Anlage begünstigt. Der Zustand der inspizierten Brennelemente kann als gut bezeichnet werden. Der erhöhte Abbrand führt zwar zu einer Erhöhung der Hüllrohr-Oxidschichtdicke, doch liegt die festgestellte Hüllrohrkorrosion im erwarteten und zulässigen Bereich. Zwei Jahre nach der Einführung der Edelmetalleinspeisung ist kein Einfluss der geänderten Wasserchemie auf die Brennelemente erkennbar. Die HSK hält es für notwendig, dass die Brennelementinspektionen auch in den nächsten Jahren im bisherigen Rahmen weitergeführt werden.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Nachdem letztmals im Zyklus 17 (1989/1990) Brennstoffschäden im KKM aufgetreten waren, wies die geringe Erhöhung der Abgasaktivität ohne Anstieg der Iodaktivität im Reaktorwasser im Zyklus 29 (2001/2002) auf einen kleinen Hüllrohrschaden hin. Dies wurde durch das Vakuumsipping am Ende des Zyklus bestätigt. Als Ursache des Schadens wurde Fremdkörperreibung (Fretting) identifiziert. Das beschädigte BE wurde nach HSK-Freigabe repariert und im Zyklus 30 weiterhin eingesetzt. Weitere Hüllrohrschäden traten im betrachteten Zeitraum nicht auf.

Basierend auf den Ergebnissen der umfangreichen und regelmässig durchgeführten Brennstoffinspektionen kommt das KKM zum Schluss, dass der Zustand des Brennstoffs gut ist. Die Inspektionsergebnisse des KKM Brennstoff entsprachen über den gesamten Berichtszeitraum den Erwartungen und den Erfahrungen des Herstellers. Mit nur einem, durch Fretting verursachten Brennelementschaden in 15 Jahren wurde der gute Zustand der Brennelemente nachgewiesen. Zur fortlaufenden Überprüfung des Zustands der Brennelemente hat das KKM der HSK ein langfristiges Brennstoff-Inspektionsprogramm vorgelegt.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

Die HSK stellt fest, dass trotz eines kleinen Brennelementschadens im Zyklus 29 der Zustand der Brennelemente insgesamt gut ist.

Die HSK hält die von KKM vorgesehenen Brennelementinspektionen in den nächsten Jahren geplanten Brennelementinspektionen für notwendig, um rechtzeitig eventuelle Abweichungen vom auslegungsgemässen Verhalten der Brennelemente zu erkennen. Damit wäre das KKM bei Befunden in der Lage, rechtzeitig Massnahmen ergreifen zu können, die die Sicherheit und die Verfügbarkeit der Anlage gewährleisten. Darüber hinaus werden für die GNF2 Brennelemente die erforderlichen Betriebserfahrungen gesammelt.

### **6.3.3 Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben**

#### **Zweck von Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben**

Brennelemente werden nach mehrjährigem Einsatz im Kern ausgetauscht. Es ist deshalb möglich, die Brennelemente zur Verbesserung der Sicherheit, der Betriebszuverlässigkeit und der Wirtschaftlichkeit ständig weiter zu entwickeln. Steuerstäbe werden ausgetauscht, wenn der Grenzwert für den Abbrand des Absorbermaterials erreicht ist. Auch die Steuerstäbe werden zur Verlängerung ihrer Lebensdauer weiterentwickelt.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:



*KKM hat anstelle des bisherigen Brennelementtyps (GE8) im Jahre 1993 den Brennelementtyp GE11 und im Jahre 1998 den Brennelementtyp GE14 eingeführt. Die Einführung dieser neuen BE-Typen war mit den folgenden Brennelementänderungen verbunden:*

- Erhöhung der Anzahl der Brennstäbe zur Reduktion der linearen Stableistung (Übergang von der quadratischen 8 x 8-Brennstabandordnung beim Typ GE8 zur 9 x 9-Brennstabanordnung beim Typ GE11 und zur 10 x 10-Brennstabanordnung beim Typ GE14).*
- Einführung von zwei zentralen, grossen Wasserstäben zur Herabsetzung der Leistungsspitzen im Brennelement.*
- Einführung von teillangen Brennstäben zur Erhöhung der Abschaltreaktivität und zur Reduktion des Druckabfalls im Bereich der Zweiphasenströmung des Kühlmittels.*
- Einführung des ringförmigen Abstandhaltertyps mit reduziertem Druckabfall.*
- Einführung eines zusätzlichen Abstandhalters zur Verbesserung der Sicherheit gegen Filmsieden.*
- Einführung eines im Brennelementfuss eingebauten Fremdkörperfilters.*

*Unabhängig von der Einführung neuer BE-Typen hat KKM im Bewertungszeitraum auch geringfügigere BE-Änderungen vorgenommen (z. B. Erhöhung des Eisengehalts im Innen-Hüllrohr (Innenliner) der Brennstäbe zur Verminderung der Anfälligkeit des Hüllrohrs auf Sekundärschäden, Erhöhung der Brennstoffdichte).*

*Die ursprünglich eingesetzten Steuerstäbe des Typs Duralife-100 wurden ab dem Jahre 1989 nach Bedarf durch neue Steuerstäbe des Typs Duralife-230 ersetzt, dessen Absorberhüllrohr weniger auf Spannungsrisskorrosion anfällig ist und der deshalb höhere Abbrände zulässt. Im Zyklus 29 (2001/02) waren 26 ursprüngliche Steuerstäbe am Kernrand und 31 neue Steuerstäbe im Kernzentrum angeordnet. In den Jahren 1993 und 1994 wurden an den weiterhin verwendeten ursprünglichen Steuerstäben die oberen Führungsrollen durch kobaltarme Gleitknöpfe ersetzt. Dadurch konnte die Dosisleistung an den Umwälzschleifen reduziert werden (Kap. 6.12.2). Diese Änderung hat die Abschaltfähigkeit und die Einfahrzeit der Steuerstäbe nicht beeinflusst.*

*Aufgrund der Ergebnisse der durchgeführten BE-Inspektionen kommt KKM zum Schluss, dass sich die heute eingesetzten Brennelementtypen GE11 und GE14 im Betrieb problemlos bewährt haben. KKM wird aus heutiger Sicht bis zur Revisionsabstellung 2004 weiterhin Brennelemente des Typs GE14 nachladen. Im Bewertungszeitraum sind im KKM keine Anzeichen von Defekten an Steuerstäben festgestellt worden.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>25</sup> sind Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben freigabepflichtig. Die HSK hat die sicherheitsrelevanten Aspekte des Einsatzes der GE11- und GE14-Brennelemente anhand der vom Betreiber und vom Hersteller vorgelegten Dokumente geprüft. Die Prüfung umfasste insbesondere die Einhaltung der vom Brennelementhersteller festgelegten Auslegungskriterien. In diese Auslegungskriterien sind die einschlägigen US-amerikanischen Regelwerke<sup>88, 89</sup> eingeflossen. Die HSK hat in den Jahren 1993 und 1998 beim Brennelementhersteller in den USA stichprobenweise Einsicht in detaillierte Auslegungsdokumente genommen und den Herstellungsprozess*

*der Brennelemente überprüft. Sie kam zum Schluss, dass die angewandten Auslegungs- und Herstellungsverfahren geeignet sind, um Brennelemente von guter Qualität zu produzieren.*

*Für die GE14-Brennelemente wurde im Jahre 1998 zunächst der Einsatz von 8 GE14-Vorläufer-Brennelementen genehmigt. Aufgrund der positiven Inspektionsergebnisse für diese Vorläufer-Brennelemente wurde die Freigabe zum Einsatz von Brennelement-Nachladungen des Typs GE14 im Jahre 1999 erteilt.*

*Die HSK hat die im Bewertungszeitraum vorgenommenen Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben geprüft und freigegeben. Sie stimmt mit der Schlussfolgerung des KKM überein, wonach sich die im Bewertungszeitraum neu eingesetzten Brennelemente und Steuerstäbe im bisherigen Betrieb bewährt haben.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Bewertungszeitraum erfolgte eine weitere Optimierung des als Nachlade-Brennelement eingesetzten Typs GE-14, neu GE14C genannt. Die Änderungen gegenüber dem bisher verwendeten GE14 Design sind vor allem eine geringfügige Verlängerung der aktiven Brennstofflänge, eine marginale Erhöhung der mittleren Brennstoff-Tablettendichte und eine Anhebung des Eisengehalts des Innenliners. Im März 2003 beantragte das KKM den Einsatz von 4 GE14C Brennelementen mit Hüllrohren, welche verbesserte Korrosionseigenschaften bei Hochabbrand zeigen. Die HSK hat den Einsatz der Brennelemente im April 2003 freigegeben.

Im Zyklus 33 wurden erstmal weltweit vier GNF2-Vorläufer-BE (gemäss Richtlinie HSK-R-61<sup>90</sup> Lead Test Assemblies (LTA)) im Reaktor eingesetzt. Das GNF2-BE ist das neueste Entwicklungsprodukt des Brennelementherstellers und soll in Zukunft die GE14-BE ersetzen. Die Lizenzierung dieses neuen Brennelementtyps hat im Jahre 2003 begonnen. Der Einsatz der GNF2-BE wurde bereits ab Zyklus 32 geplant. Nach der Durchführung eines Transporttests wurde eine Beschädigung der neu entwickelten Abstandhalter festgestellt, die schon bei der Assemblierung aufgetreten war. Dies hatte zur Folge, dass die vier GNF2-BE erst ein Jahr später zum Einsatz kamen. Die Lizenzierung ganzer Nachladungen von GNF2-BE ist noch nicht abgeschlossen. Die wesentlichen noch offenen Punkte bestehen in der Entwicklung einer GEXL-Korrelation (Korrelation zur Berechnung der kritischen Siedeübergangsleistung) für GNF2 und der jährlichen Inspektion der GNF2 LTAs zum Nachweis des erwarteten anlagespezifischen Verhaltens dieser Elemente.

Im Jahre 2003 wurden vier weitere Steuerstäbe vom Typ Duralife-100 durch Duralife-230 ausgetauscht. Somit sind alle für die Leistungskontrolle und als Teilschramstäbe verwendeten Steuerstabzellen mit dem neuen Typ ausgerüstet. Die 22 noch im Kern verbliebenen Duralife-100-Steuerstäbe sind nur noch in peripheren Steuerstabzellen eingesetzt. Das KKM beabsichtigt auch in Zukunft nur die beiden bewährten Typen von Steuerstäben einzusetzen.

Aufgrund der Ergebnisse der durchgeführten BE-Inspektionen kommt das KKM zum Schluss, dass sich die heute eingesetzten Brennelementtypen GE11 und GE14 im Betrieb bewährt haben. GNF2 steht erst am Anfang der Bewährungsperiode von zwei Betriebszyklen. Bis zu seiner Bewährung werden die Nachladungen weiterhin aus BE vom Typ GE14 bestehen.

## HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Gemäss der Richtlinie HSK-R-61<sup>90</sup> bzw. ab 01.02.2005 gemäss Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 2 KEV<sup>4</sup> sind Änderungen und Instandsetzungsarbeiten an Brennelementen und Steuerstäben freigabepflichtig. Das KKM hat im erweiterten Bewertungszeitraum für solche Änderungen der HSK entsprechende Anträge zur Freigabe eingereicht. Die HSK hat die im Bewertungszeitraum vorgenommenen Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben auf Grund der in der Richtlinie HSK-R-61<sup>90</sup> genannten Beurteilungsgrundlagen geprüft und freigegeben.

Die Lizenzierung ganzer Nachladungen von GNF2-BE ist zurzeit im Gang. In diesem Zusammenhang hat die HSK eine Inspektion der Stern-Versuchsanlage für Untersuchungen zum Siedeübergangsverhalten der Brennelemente in Kanada und der Fertigungsstätte in den USA durchgeführt und sich davon überzeugt, dass die BE mit einem qualitätsgesicherten Verfahren getestet und hergestellt werden.

### 6.3.4 Kernüberwachung

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Beim Betrieb des Reaktors müssen die Grenzwerte für die lineare Stableistung, für den Mittelwert der Stableistung im Bündelabschnitt und für das kritische Leistungsverhältnis eingehalten werden. Die Einhaltung dieser thermischen Betriebsgrenzwerte des Reaktorkerns wird durch die Kernüberwachung sichergestellt, die mit dem Kernüberwachungsrechner durchgeführt wird. Zu diesem Zweck wird periodisch (typischerweise jede Stunde) eine neue Kernberechnung vorgenommen. Mit dem Kernüberwachungsprogramm werden auch die Abbrände der Brennelemente und Steuerstäbe und aktuelle Betriebsparameter wie die thermische Reaktorleistung bestimmt.

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im KKM wird für die Kernüberwachung das vom Reaktor- und Brennelement-Lieferanten des KKM entwickelte System 3D-MONICORE eingesetzt. Zentraler Bestandteil dieses Kernüberwachungssystems ist das dreidimensionale Rechenprogramm PANAC11 zur Berechnung der axialen und radialen Leistungsverteilung. Da PANAC11 ebenfalls für die Kernausslegung verwendet wird, besteht eine wichtige Voraussetzung für eine hohe Zuverlässigkeit sowohl des verwendeten Rechenprogramms als auch der Kernüberwachung. Die Ergebnisse des Rechenprogramms PANAC11 werden periodisch mit Messwerten der dreidimensionalen Neutronenflussverteilung verglichen, wodurch dessen Rechengenauigkeit laufend überprüft wird.*

*Das Kernüberwachungssystem 3D-MONICORE ist auf zwei Rechnern installiert. Der erste Rechner dient zur offiziellen Kernüberwachung, bei der die Rechnung an die Neutronenfluss-Messsignale angepasst wird (adaptive Methode). Der zweite Rechner läuft im nicht-adaptiven Betrieb und dient als redundantes System, das bei Ausfall des ersten Rechners die Funktion der Kernüberwachung übernehmen kann und zudem die Abbrandberechnung des Reaktorkerns während des laufenden Zyklus durchführt. Im Bewertungszeitraum wurden am Kernüberwachungssystem 3D-MONICORE zu*

verschiedenen Zeiten Änderungen vorgenommen. Dabei sind Änderungen ohne Auswirkungen auf die Ergebnisse (z. B. die Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit) und Änderungen an den physikalischen Rechenmodellen mit Auswirkungen auf die Rechenergebnisse zu unterscheiden. Die aktuell verwendete Version von 3D-MONICORE stammt aus dem Jahre 1998. Damals wurden im Programm PANAC11 folgende Änderungen vorgenommen:

- Berücksichtigung der räumlichen Voidverteilung innerhalb des Brennelements
- Berücksichtigung der Einsatzdauer der Steuerstäbe
- Leistungsberechnung in den einzelnen Brennstäben (pin power reconstruction model)

KKM hat für die Zyklen 26 und 27 (1998 - 2000) mit der nicht-adaptiven Rechenmethode von 3D-MONICORE folgende Unterschiede zwischen den Messwerten und den Rechenergebnissen beobachtet:

- Rechengenauigkeit für die Abschaltreaktivität: 0,27 % (dieser Wert entspricht der Standardabweichung im effektiven Neutronenmultiplikationsfaktor für die bei Zyklusbeginn und am Zyklusende gemessenen kalten kritischen Anordnungen).
- Standardabweichung bei der Nachrechnung der gemessenen Neutronenfluss-Messwerte: 2,4 % bei der radialen (axial integrierten) und 5,3 % bei der dreidimensionalen (nodalen) Verteilung.

Die Rechengenauigkeit der nicht-adaptiven Rechenmethode von 3D-MONICORE unterscheidet sich wenig von den im Jahre 1998 für die Zyklen 21 bis 24 ermittelten Werten und ist mit der Rechengenauigkeit vergleichbar, die an anderen Anlagen mit demselben Rechenprogrammsystem oder mit anderen modernen Rechenprogrammsystemen festgestellt wurden. Die Rechengenauigkeit der für die betriebliche Kernüberwachung verwendeten adaptiven Rechenmethode von 3D-MONICORE ist deutlich besser (sie liegt bei ca. 1% für die Spitzenwerte der lokalen linearen Brennstableistung).

KKM sieht keinen Anlass, das bewährte Kernüberwachungssystem durch ein anderes zu ersetzen.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>11</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> sind Änderungen an den Einrichtungen zur Kernüberwachung freigabepflichtig. Die HSK hat die im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an den physikalischen Rechenmodellen der für die Kernausslegung und Kernüberwachung verwendeten Rechenprogramme geprüft und freigegeben. Für die aktuell am KKM verwendete Version des Kernüberwachungsprogramms 3D-MONICORE stellt die HSK eine andauernd befriedigende Übereinstimmung mit den Ergebnissen von Reaktivitäts- und Leistungsverteilungsmessungen fest.

Die HSK gelangt zum Schluss, dass das am KKM verwendete Kernüberwachungssystem zur Überprüfung der Einhaltung der thermischen Betriebsgrenzwerte des Reaktorkerns geeignet ist. Es erfüllt auch die Anforderungen des internationalen Regelwerks an die Überwachung von Betriebsgrenzwerten<sup>31</sup>.

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Änderungen im Bewertungszeitraum umfassten die als PSÜ-Pendenzen P36 und P37 verlangte automatische Anpassung des CPR-Werts beim Einturbinenbetrieb und beim Betrieb mit einer Umwälzschleife (siehe Kapitel 7.2.2 und 7.2.3).

Das KKM hat für die Zyklen 25-32 (1997-2005) mit der nicht-adaptiven Rechenmethode von 3D-MONICORE folgende Unterschiede zwischen den Messwerten und den Rechenergebnissen beobachtet:

- Standardabweichung der Differenz der vorausgerechneten und der aufgrund von Messungen ermittelten Abschaltreaktivitäten bei Zyklusbeginn und am Zyklusende: 0,25 % (im kalten kritischen Zustand).
- Standardabweichung der Differenz aus den gemessenen Neutronenflusswerten und dessen Nachrechnung: 2,7 % bei der radialen (axial integrierten) und 5,5 % bei der dreidimensionalen (nodalen) Verteilung.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist mit folgender Ergänzung auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig: Seit 1. Februar 2005 sind gemäss Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 4 KEV Änderungen von Nachweismethoden freigabepflichtig. KKM hat diese neue gesetzliche Forderung eingehalten.

Die PSÜ-Pendenzen 36 und 37 wurden 2004 geschlossen (vgl. Kapitel 7.2.2 und 7.2.3).

## **6.4 Nukleares Dampferzeugungssystem**

Das nukleare Dampferzeugungssystem besteht aus dem Reaktorkühlkreislauf mit dem Reaktordruckbehälter (RDB) und seinen Einbauten, dem Umwälzsystem, den Sicherheits-/ Abblaseventilen sowie den Frischdampf- und Speisewasserleitungen bis zu und mit ihren äusseren Isolationsarmaturen.

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die sicherheitstechnischen Aufgaben des nuklearen Dampferzeugungssystems sind einerseits die Abfuhr der Reaktorleistung bzw. der Nachwärme und andererseits der Einschluss des Reaktorkühlmittels im Reaktorkühlkreislauf während des Normalbetriebs und bei Störfällen.

#### **6.4.1 Reaktordruckbehälter**

Der RDB ist für einen Druck von 86,2 bar bei einer Temperatur von 302°C ausgelegt.

##### **6.4.1.1 Zähigkeit der RDB-Werkstoffe und Sprödbruchsicherheit des RDB**

Für die Integrität des Reaktordruckbehälters sind besonders die Zähigkeitseigenschaften der verschiedenen RDB-Werkstoffe im Bereich der Kernzone und die Ermüdungsbeanspruchungen von Bedeutung.

Die Neutronenbestrahlung verursacht eine Versprödung der RDB-Werkstoffe hauptsächlich im Bereich der Kernzone. Die Zähigkeit der RDB-Werkstoffe und damit die Sprödbruchsicherheit des RDB werden durch Bestrahlungsproben aus dem Grundwerkstoff und aus zwei Schweißnähten (Automatennaht V2 und manuelle Montagenahnt V3) verfolgt. Die Versprödung der RDB-Werkstoffe wird aufgrund der Erhöhung der „Nil Ductility Transition Reference Temperature“  $RT_{NDT}$  und der Abnahme der so genannten Hochlagenenergie der Kerbschlagarbeit-Temperatur-Kurven als Funktion der Fluenz schneller Neutronen ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) beurteilt.

Im Jahr 1998 wurde der letzte von drei Sätzen von Bestrahlungsproben aus dem RDB entnommen und durch die Firma Siemens nach dem massgebenden Regulatory Guide 1.99, Rev. 2<sup>91</sup>, der U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC) geprüft und ausgewertet. Die Auswertung wurde durch den SVTI geprüft und von der HSK akzeptiert.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM legt in seiner Systembeschreibung für den RDB und seine Einbauten dar, dass bezüglich Versprödung das Automaten-schweißgut der RDB-Behälter-Rundnaht V2 führend ist. Nach Auswertung des 3. Probensatzes nach dem Regulatory Guide 1.99, Rev. 2<sup>91</sup> ergibt sich an der höchstbelasteten Stelle in der Tiefe von  $\frac{1}{4}$  der RDB-Wand bei Extrapolation auf 54 Vollastjahre eine justierte Sprödbruch-Referenz-Temperatur (ART) von 79°C.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Wegen des relativ hohen Cu-Gehaltes (0,32 %) und aufgrund der Ergebnisse des 1. und 2. Probensatzes war bekannt, dass die Automatennaht V2 die höchste Versprödung aufweist und damit für die Lebensdauer des RDB limitierend ist. Der 3. Probensatz wurde mit einer Fluenz von  $3,2 \cdot 10^{18} \text{ cm}^{-2}$  bestrahlt. Dies ergibt für die V2-Proben einen Voreilfaktor von 3,6. Für die V2-Proben zeigten sich hiermit folgende Ergebnisse:*

- *Als für die Lebensdauer des RDB wesentliches Resultat wurde eine justierte Sprödbruch-Referenz-Temperatur (ART) von 79°C ermittelt.*
- *Die für die Bezugsenergie von 41 J ermittelte Verschiebung der Übergangstemperatur  $\Delta T_{41}$  beträgt 76°C. Die Vergleichswerte des 1. und 2. Probensatzes sind 72°C bzw. 76°C.*
- *Die ermittelte Hochlagenenergie beträgt 125 J. Sie liegt um ca. 20 J unter den Werten der unbestrahlten Proben.*

*Die Ergebnisse der Auswertung des 3. Probensatzes zeigen eine deutliche Neutronenversprödung in der Automatennaht V2. Die ermittelte justierte Sprödbruch-Referenz-Temperatur (ART) liegt um 14°C unter dem Auslegungsrichtwert für Neuanlagen nach Regulatory Guide 1.99<sup>91</sup> ( $ART_{EOL} = 93^\circ\text{C}$ ) und erfüllt damit deutlich die Anforderungen. Die Hochlagenenergie von 125 J erfüllt die Anforderungen ( $> 68 \text{ J}$ ) des Code of Federal Regulations 10 CFR 50 Appendix G<sup>92</sup> deutlich. Die Abnahme der Hochlagenenergie von 20 J ist kleiner als der aus dem Regulatory Guide 1.99<sup>91</sup> entnommene Wert von*

35 J. Aufgrund der Ergebnisse der Bestrahlungsproben kann zusammenfassend festgestellt werden, dass die Sprödbruchsicherheit des RDB für die der Auslegung zugrunde gelegten 40 Volllastjahre nachgewiesen ist.

International werden derzeit neue Konzepte für die Beurteilung der Ergebnisse von Bestrahlungsprogrammen erarbeitet. Eine Revision des Regulatory Guide 1.99<sup>91</sup> ist derzeit in Arbeit. Sobald diese vorliegt, wird die HSK KKM auffordern, diese bei den Versprödungsanalysen zu berücksichtigen. Insbesondere wird die gegenüber früheren Messungen nahezu unveränderte Übergangstemperatur des 3. Probensatzes zu verifizieren sein. Nachdem KKM im Jahr 1998 den letzten von drei Sätzen von Bestrahlungsproben aus dem RDB entnommen hat, ist es notwendig, dass KKM bis Ende 2003 ein langfristiges Programm zur weiteren Überwachung der thermischen Versprödung und der Neutronenversprödung vorlegt. Dabei ist der internationale Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet vollumfänglich mit einzubeziehen (PSÜ-Pendenz P15/2002).

Bezüglich der Sprödbruchsicherheit bei Störfällen („Pressurized Thermal Shock“) wurde von KKM im Berichtszeitraum die von der HSK geforderte bruchmechanische Beurteilung vorgelegt. Diese weist mit konservativen Bruchzähigkeitswerten nach, dass sich grosse postulierte Oberflächen-Längsrisse in der RDB-Wand beim Lastfall „Pipe Rupture and Blowdown“ bei gleichzeitig anstehendem Innendruck stabil verhalten würden. Diese bruchmechanische Beurteilung wurde bereits 1991 von der HSK geprüft und akzeptiert.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Präzisionen und Erweiterungen zu beachten sind:

Entsprechend der Pendenz P15 legte das KKM ein Konzept zur weiteren Überwachung der Neutronenversprödung im RDB vor. Aufgrund einer Analyse eines externen Experten wurde u.a. festgestellt, dass die bisherige Datenbasis für den Sprödbruchsicherheits-Nachweis des RDB relativ klein ist und die Bestimmung und Auswertung der Daten teilweise nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Aus diesen Gründen wurde 2004 ein vierter Bestrahlungsprobensatz in den Reaktor eingehängt, der sowohl bestrahlte Probenstücke des dritten Satzes als auch unbestrahlte Proben des Automaten-Schweissgutes der Naht V2 enthält. Mit den Proben des vierten Satzes sollen für Grundwerkstoff und Handschweissgut die Zustände höherer Fluenzen verifiziert und für das führende Automaten-Schweissgut die bereits vorliegenden Werte abgesichert werden.

Im eingereichten Konzept wurde die bisherige Auswertung mit dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik verglichen und Schlussfolgerungen gezogen. Die Festlegung der Auswahl und Zusammensetzung der ersten drei Probensätze wurde anhand des Standes der Technik in den USA um 1970 getroffen<sup>93,94</sup>. Heute sind weitere Erkenntnisse hinzugekommen, die in zahlreichen weiteren US-Normen Eingang gefunden haben<sup>95,96,97</sup>:

- Kerbschlagproben werden heute gemäss der Halbzeugherstellung als T-L-Proben gefordert, was beim KKM RDB-Axialproben entspricht. Für das KKM wurden die Proben gemäss der damaligen Norm in Umfangsrichtung entnommen.
- Es werden heute überwiegend bruchmechanische Proben mit Schwingriss eingelagert und geprüft. Die Bestrahlungssätze 1-3 des KKM enthielten gekerbte Kerbschlagebiege-Proben (Charpy-Proben) und Zugproben.

- Mit dem Masterkurven-Konzept (Normung in ASTM 1921<sup>95</sup>) ist es möglich, direkt bruchmechanische Werte zu bestimmen. Dazu reicht es aus, kleine Proben zu prüfen.
- Durch die Möglichkeit der Verwendung kleiner Proben und der Entwicklung geeigneter Schweißverfahren können Bruchstücke von bereits vorher geprüften Charpy-Proben wieder zusammengesetzt, eingelagert und geprüft werden.
- Es hat sich gezeigt, dass grössere angeschwungene Proben nicht erforderlich sind und Bruchstücke von Charpy-Proben zur Bestimmung der Referenztemperatur  $T_0$  genügen (Masterkurve).

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Auswertung der bisher untersuchten Bestrahlungsprobensätze (Charpy- und Zugproben) konnte zeigen, dass der auf 54 Vollastjahre prognostizierte Versprödungsgrad des führenden Automaten-Schweißgutes die Anforderungen nach dem massgebenden Regulatory Guide 1.99, Rev. 2<sup>91</sup> erfüllt (justierte Sprödbruch-Referenz-Temperatur 79°C, gefordert wird < 93°C). Dennoch ist es angesichts der hohen Bedeutung des Sprödbruchsicherheits-Nachweises des RDB für den sicheren Weiterbetrieb des KKM notwendig, die relativ kleine Datenbasis zu erweitern. Auch hat sich der Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet in wesentlichen Punkten weiterentwickelt. Heute werden zusätzlich zu den klassischen Charpy-Proben überwiegend bruchmechanische Proben eingesetzt und bruchmechanische Kennwerte für statische und dynamische Belastungen bestimmt. Zudem steht im KKM ursprüngliches sowie geprüftes Probenmaterial für weitere Bestrahlung und Untersuchungen in ausreichendem Masse zur Verfügung. Insbesondere sollte auch mit den bruchmechanischen Daten überprüft werden, ob die Übergangstemperatur des 3. Probensatzes für die Automaten-Schweißnaht gegenüber früheren Messungen nahezu unverändert bleibt.

Die HSK hat grundsätzlich das Konzept zum weiteren Vorgehen des KKM zur Überwachung der Neutronenversprödung des RDB genehmigt. Es enthält die Möglichkeit der direkten Bestimmung bruchmechanischer Kennwerte an Kleinproben. Ein Zeitplan für die Probenentnahme des vierten Bestrahlungssatzes liegt vor. Die Pendeuz P15 wurde somit umfassend erfüllt.

#### HSK-Forderung PSÜ-6.4-1:

*Von KKM ist bis Ende 2010 ein Projektplan vorzulegen, der neben der Versuchsplanung aufzeigt, mit welchen Methoden die bruchmechanischen Kennwerte aus den Materialproben der Bestrahlungssätze 1-4 bestimmt werden und wie diese Werte bei der Behandlung der Sprödbruchsicherheitsnachweise Berücksichtigung finden.*

### **6.4.1.2 Ermüdungssicherheit des RDB**

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Bei der Auslegung wird mit einer spezifizierten Anzahl verschiedener Betriebstransienten eine Ermüdungsanalyse durchgeführt. Als Ergebnis wird die Ermüdungsausnutzung festgestellt. Eine Ermü-*



dungsausnutzung von 100 % bedeutet, dass die Auslegungs-Ermüdungslebensdauer durch die betrieblichen Transienten aufgebraucht ist. Im Hinblick auf die PSÜ wurde von KKM eine Ermüdungsanalyse für verschiedene Bereiche des RDB mit teilweise neu berechneten Spannungen und den bis zum Ende des Bewertungszeitraums tatsächlich aufgetretenen Transienten erstellt. Die Berechnungen haben ergeben, dass eine relevante Ermüdung in den RDB-Bolzen, in den Stützen des Speisewasser-, des Kernsprüh- und des Vergiftungssystems sowie in den Gehäusen der Instrumentierungsdurchführungen zu erwarten ist. Wegen der geringen Anzahl von Lastfällen kommt KKM zusammenfassend zu dem Ergebnis, dass die während des bisherigen Betriebs tatsächlich kumulierte betriebliche Ermüdungsausnutzung im allgemeinen erheblich niedriger ist, als die in der Auslegung berechnete. KKM legt dar, dass folgende Bereiche im Hinblick auf Ermüdung von Bedeutung sind:

- In den Speisewasserstützen ergab sich eine kritische Ermüdungsbelastung aus einer „High Cycle Fatigue“- Beanspruchung (HCF). Vor der konstruktiven Änderung der Wärmeschutzhülsen während der Jahresrevision 1997 (Abb. 6.4.1-1) konnte relativ kälteres Speisewasser infolge von Leckagen zwischen Speisewasserstützen und Wärmeschutzhülsen direkt mit den inneren Oberflächen der Stützen in Kontakt kommen und so zu einer zyklischen thermischen Ermüdungsbelastung führen. Für den Zeitpunkt der Änderung der Wärmeschutzhülsen hat KKM die HCF-Ermüdung für die Stützenbohrungen und -kanten konservativ mit 80 % und die Gesamtermüdung konservativ mit 90 % abgeschätzt. Die 1997 durchgeführte Verbesserung der Wärmeschutzhülsen ist in Abb. 6.4.1-1 dargestellt. Da Ultraschallprüfungen der Safe-End-Nähte, der Anschlussnähte der Speisewasserleitung, der Stützenkanten und der Stützenbohrungen keine Anzeichen von Rissen ergeben haben, folgerte KKM, dass die Ermüdungsausnutzung den Wert von 100 % noch nicht erreicht hat.
- Temperaturmessungen vor und nach der konstruktiven Änderung der Stützen haben gezeigt, dass die thermische Ermüdungsbelastung reduziert wurde. Durch die konstruktive Änderung der Wärmeschutzhülsen kann nach Auffassung von KKM eine weitere HCF-Ermüdung praktisch ausgeschlossen werden.
- Eine von KKM im Hinblick auf die PSÜ erstellte neue Berechnung ergab für die Safe-Ends an den Speisewasserstützen mit 2000 spezifizierten Schichtungszyklen eine Ermüdungsausnutzung von 50,8 % (Auslegungswert). Die tatsächlich kumulierte betriebliche Ermüdungsausnutzung wurde mit 14,5 % ermittelt.
- Die RDB-Bolzen wurden in den Jahren 1994 und 1996 gegen neue ausgetauscht. Die derzeitige Ermüdungsausnutzung (6,6 %) der neuen Bolzen ist niedrig (Auslegungswert: 44 %).
- Für die Einschweissnähte der Gehäuse der Instrumentierungsdurchführungen und der Stützen des Vergiftungssystems wird von KKM eine Ermüdungsausnutzung von 36 % genannt (Auslegungswert: 90 %).

KKM kommt zum Schluss, dass der Reaktordruckbehälter unter Berücksichtigung der im Berichtszeitraum durchgeführten Änderungen, insbesondere der Modifikation der Speisewasserstützen, alle sicherheitstechnischen Anforderungen erfüllt.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

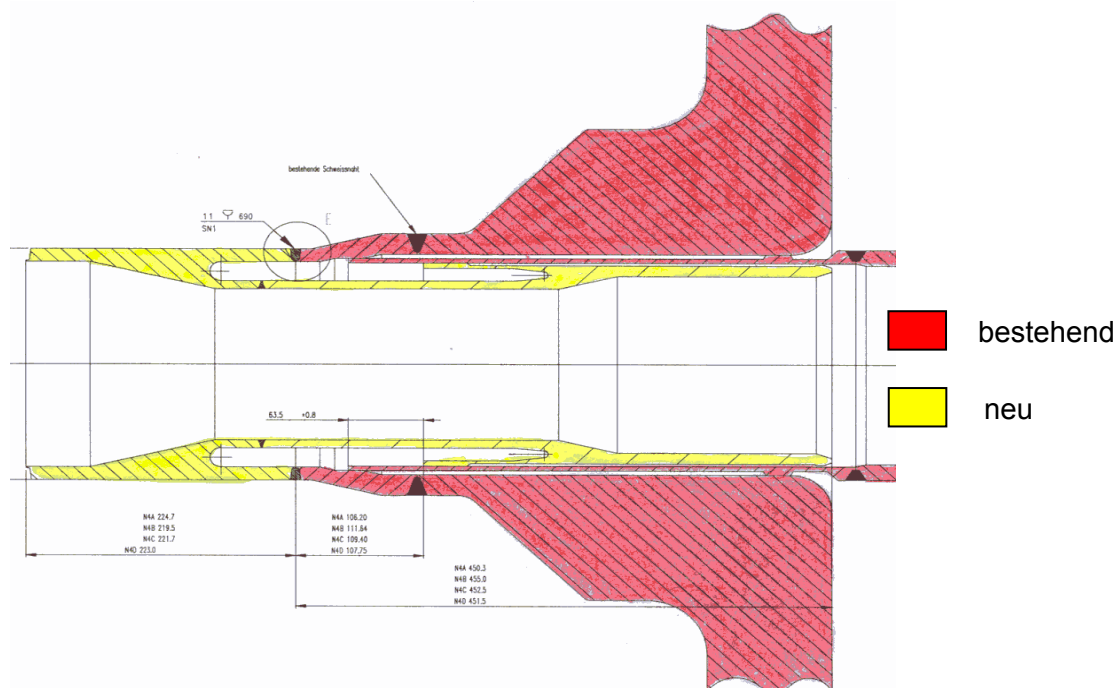
*Für die verschiedenen Bereiche des RDB mit Ausnahme der Speisewasserstützen ist die bisherige Ermüdungsausnutzung gering. Für die Speisewasserstützen, die einer nicht auslegungsgemässen*

hochzyklischen Ermüdung ausgesetzt waren, wurde die gesamte Ermüdungsausnutzung durch KKM konservativ zu 90 % abgeschätzt. KKM nimmt an, dass nach der erfolgten Sanierung der Stützen eine weitere hochzyklische Ermüdung ausgeschlossen werden kann und dass die Gesamtermüdung damit auch in den folgenden zehn Jahren im Rahmen der Auslegung bleiben wird. Die Gültigkeit dieser Annahme wird durch fortwährende Temperaturmessungen an den Stützen und durch wiederkehrende Ultraschallprüfungen verifiziert. Unter der Voraussetzung dieser Verifikationen kann sich die HSK der Beurteilung durch KKM anschließen.

Eine kontinuierliche Erfassung der tatsächlich auftretenden Transienten (Transientenbuchhaltung) mittels EDV entspricht dem heutigen Stand der Technik. Hierdurch ist ein rascher Vergleich der Auslegungstransienten mit den tatsächlich aufgetretenen Transienten möglich.

Für die ermüdungsrelevanten Komponenten des Nuklearen Dampferzeugungssystems ist die Überwachung und Aufzeichnung der Transienten mit EDV, entsprechend dem heutigen Stand der Technik weiterzuführen und mit einer periodischer Berichterstattung (alle 5 Jahre, erstmals Ende 2005) an die HSK zu ergänzen (PSÜ Pendez P16/2002).

Abb. 6.4.1-1: Änderung der 4 RDB-Speisewasserstutzen 1997: Änderung der Wärmeschutzhülsen und der anschließenden Speisewasserleitungen ab Anschlussnaht an den RDB. Die Safe-Ends und ihre Nähte verblieben im ursprünglichen Zustand.



### Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im Mai 2003 wurden bei einer visuellen Kontrolle durchgehende Risse am Safe-End des Stützens N9 festgestellt, welche auf thermische Ermüdung zurückzuführen waren. Das KKM reichte eine Zusammenfassung der Ergebnisse der visuellen Inspektion und das Instandsetzungskonzept bei der HSK

ein. Zunächst sollte durch eine optimierte Fahrweise ein weiteres Risswachstum verhindert werden. Hierzu wurden Temperaturmessungen ausgewertet. Später wurde dann jedoch ein stufenweise auszuführendes Reparaturkonzept eingereicht, das vorsah, die CRD-Rückführleitung, die am N9-Stutzen mit dem RDB verbunden war, stillzulegen und den Stutzen mit einer Kappe zu verschliessen. Zudem war vorgesehen, das Wärmeschutzrohr einschliesslich des gerissenen Tellers aus dem Stutzen zu entfernen. 2004 wurde die Systemkonfiguration vorgenommen, wobei das bis dahin durch den Stutzen N9 strömende kalte Wasser neu über die Steuerstabantriebe in den RDB eingeleitet wird. Die Sanierung und der Verschluss des N9-Stutzens wurden dann während des Revisionsstillstandes 2006 abgeschlossen.

Hinsichtlich der PSÜ-Pendenz P16 wurden vom KKM die Vorgehensweise der Messwerterfassung und die Bestimmung des tatsächlichen Ausnutzungsgrades für ermüdungsrelevante Komponenten des nuklearen Dampferzeugersystems mit einem Bericht der HSK zur Beurteilung eingereicht. Im Bericht ist die Ermüdungsausnutzung für den Reaktordruckbehälter und die daran anschliessenden Rohrleitungssysteme auf der Grundlage thermischer Transienten bewertet. Die Transienten wurden durch die Erfassung von Temperaturen und Massenströmen an verschiedenen Messstellen charakterisiert.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM hat fristgemäss und vollständig die Unterlagen zum Sanierungskonzept RDB N9-Stutzen bei der HSK eingereicht. Die Sanierung wurde dann stufenweise umgesetzt. Einzelne Schritte der Instandsetzung wurden von der HSK vor Ort überwacht. Die HSK konnte sich dabei überzeugen, dass die Reparaturarbeiten mit qualifiziertem Personal und in guter Qualität durchgeführt wurden. Die HSK hat in der Revisionsabstellung 2005 die Teilsanierung des N9-Stutzens für eine Betriebsperiode freigegeben mit der Auflage, die Sanierung in der Revisionsabstellung 2006 zu vollenden. Die HSK sah bei der Teilsanierung keine Gründe, die einen sicheren Weiterbetrieb des RDB gefährden könnten, zumal die CRD-Rückführleitung stillgelegt war und somit kein weiteres Risswachstum mehr auftreten konnte. In der Revisionsabstellung 2006 wurde mit der Entfernung des Wärmeschutzrohres und dem Verschliessen des N9-Stutzens die Sanierung abgeschlossen. Das KKM führte auch diese Arbeiten planmässig und in guter Qualität aus.

Mit dem verbesserten Vorgehen bei der Bestimmung der tatsächlichen Ausnutzung der ermüdungsrelevanten Bereiche des nuklearen Dampferzeugungssystems mittels Transientenbuchhaltung und Ermüdungsberechnung konnte die Pendenz P16 abgeschlossen werden.

### **6.4.1.3 Spannungsanalysen und Festigkeitsnachweise**

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Berichtszeitraum wurden von KKM folgende Spannungsanalysen und Festigkeitsnachweise erstellt:*

- *Erdbebenbeanspruchung der RDB-Stützen: Generelle Qualifikation und Spannungsnachweise für die Safe-Ends.*
- *Nachweis der Erdbebensicherheit der Tellerfedern in der RDB-Abstützung.*
- *Festigkeitsrechnungen für Flansch, Bolzen und Flanschgewinde des RDB.*
- *Speisewasserstützen: Allgemeine Ermüdungsanalyse, Neuberechnung der Spannungen für die Stützenmodifikation, Analyse der zusätzlichen Belastung aus Schichtungsphänomenen.*
- *Positionspapier zur Ermüdungs-Restlebensdauer des RDB.*

*Die für die Anlageänderungen erforderlichen Spannungsanalysen und Festigkeitsnachweise wurden erstellt, vom SVTI geprüft und akzeptiert.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die erstellten Spannungsanalysen und Festigkeitsnachweise berücksichtigen die der Auslegung zu Grunde liegenden Lastfallkombinationen und weisen nach, dass die untersuchten Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind und dass die Spannungslimiten eingehalten sind.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Folgende wesentliche Spannungsanalysen wurden im erweiterten Bewertungszeitraum durchgeführt:

- Spannungsanalysen für den gerissenen Kernmantel zur Bestimmung der zulässigen Risslänge (siehe Kap. 6.4.2.1).
- Ermüdungsanalyse für die Kaltwassereinspeisung am RDB-Stützen N9 zur Schadensabklärung (siehe Kap. 6.4.1.2).

Weiterhin wurden die im Rahmen der Vorprüfung für die Instandsetzung und die Anlagenänderungen vorgeschriebenen Festigkeitsnachweise erbracht.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

#### **6.4.1.4 Wiederholungsprüfungen und zusätzliche Prüfungen**

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Bei den Wiederholungsprüfungen am Reaktordruckbehälter wurden keine Anzeigen gefunden, die für die Integrität des RDB von Bedeutung sind. Im Folgenden werden nur diejenigen Prüfungen im einzelnen betrachtet, die im Berichtszeitraum eine Besonderheit darstellen.*

*Die Behälter-Rundnähte V2 und V3 im Kernbereich konnten, obwohl nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> prüfpflichtig, vor 1991 nicht geprüft werden, da es dafür keine Manipulatoren gab. Nachdem im Jahre 1992 ein geeigneter Manipulator zur Verfügung stand, hat KKM die Nähte V2 und V3, zusammen mit den Rundnähten V4 bis V6, mit Ultraschall geprüft. Damit wurde eine Auflage des Gutachtens<sup>5</sup> erfüllt. KKM hat diese Nähte im Jahre 1998 vorzeitig wiederkehrend geprüft.*

*Die Speisewasserstutzen, für die eine hohe Ermüdungsausnutzung besteht (Kap. 6.4.1.2), wurden in den Jahren vor ihrer Sanierung (Kap. 6.4.1.2) mit zwei verschiedenen Ultraschallverfahren, teilweise mehrfach, geprüft. Der Prüfbereich beider Verfahren umfasste, über das Standardvorgehen hinaus, neben der Stutzenkante auch die Stutzenbohrung. Das eine Verfahren war ein manuelles, das andere ein automatisiertes Verfahren, dessen Prüfausrüstung vollständig erneuert worden war.*

*Im Jahre 1997 führte KKM für die Gewindebohrungen im Behälterflansch eine Wirbelstromprüfung ein. Fünfzehn Gewindebohrungen wurden geprüft.*

*Auf Grund von Rissbefunden in ausländischen Anlagen hat die HSK im Jahre 1992 die Prüfung einer Stichprobe von Steuerstab- und Instrumentierungsdurchführungen im RDB-Boden gefordert. Prüfungen wurden in den Jahren 1993, 1996, 1999 und 2001 durchgeführt.*

*Die dritte Druckprüfung des nuklearen Dampferzeugungssystems wurde im Jahr 1997 nach dem Umbau der Speisewasserstutzen erfolgreich durchgeführt.*

*Die Prüfpflicht gemäss Festlegung NE-14<sup>19</sup> ist in den folgenden Punkten nicht erfüllt: Infolge fehlender Zugänglichkeit konnten die Behälterrundnaht V1 und die Bodennähte nicht geprüft werden. Wegen hoher Ortsdosisleistung wurden alle Einschweissnähte der Umwälzdruckstutzen nicht geprüft.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Wiederholungsprüfungen werden wie folgt beurteilt:*

- Im Berichtszeitraum wurden gegenüber dem Zeitraum davor und gegenüber den Mindestanforderungen der Festlegung NE-14<sup>19</sup> zusätzliche Prüfungen durchgeführt, um die Integrität des Reaktordruckbehälters zu verifizieren. Die Auflage zur Betriebsbewilligung, die Prüfung der Schweissnähte im Kernbereich betreffend, wurde zum frühest möglichen Zeitpunkt erfüllt.*
- Die nach NE-14<sup>19</sup> geforderte Prüfpflicht konnte aus Gründen der Zugänglichkeit und hoher Ortsdosisleistung nicht in allen Fällen erfüllt werden (Anmerkung: Die Festlegung NE-14<sup>19</sup> entstand erst nach der Fertigung des RDB). Deshalb wurden ausser den oben genannten Schweissnähten auch vier der sechs Safe-End-Nähte der Umwälzdruckstutzen und die RDB-Standzarge nicht geprüft. Dies ist im vom SVTI freigegebenen Wiederholungsprüfprogramm ausgewiesen. Die Prüfbarkeit der bisher nicht gemäss den Vorschriften der NE-14<sup>19</sup> geprüften Schweissnähte des RDB ist unter Berücksichtigung des gegenwärtigen Standes der Manipulatortechnik und möglicher Massnahmen zur Reduktion der Ortsdosisleistung bis Ende 2003 neu zu beurteilen (PSÜ-Pendenz P17/2002).*

- *Die eingesetzten Prüfverfahren genügen den Anforderungen der Festlegung NE-14<sup>19</sup> und entsprechen dem Stand der Technik. Bei den automatisierten Prüfungen hat KKM dafür gesorgt, dass die eingesetzten Prüfausrüstungen dem aktuellen Stand der Technik entsprechen. Der internationalen Entwicklung in der vergangenen Dekade entsprechend, wurden zunehmend Prüfverfahren eingesetzt, die, über das Vorgenannte hinaus, Qualifizierungsverfahren unterworfen wurden.*
- *Bei den durchgeführten wiederkehrenden und zusätzlichen Prüfungen wurden keine Befunde festgestellt, die für die Integrität des Reaktordruckbehälters von Bedeutung sind.*
- *Die mit der Betriebsdauer zunehmende Versprödung der RDB-Werkstoffe infolge Neutronenbestrahlung muss bei der Festlegung der Prüfbedingungen für die wiederholte RDB-Druckprobe berücksichtigt werden.*
- *Da die Anzahl (drei) der für den Lastfall „Druckprobe mit 1,25- oder 1,2-fachem Auslegungsdruk“ spezifizierten Auslegungstransienten ausgeschöpft ist, sind die Auslegungstransienten für den RDB zu überprüfen (Anzahl, Prüfdruck, Temperatur für Druckprobe) und anzupassen. Termin: Mindestens 18 Monate vor der nächsten Druckprobe (PSÜ-Pendenz P18/2002).*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im Rahmen der Bearbeitung der Pendenz P17 wurde vom KKM eine Aktennotiz eingereicht, in der gezeigt wird, wie die bisher nicht gemäss den Vorschriften der NE-14<sup>19</sup> geprüften Schweissnähte des Reaktordruckbehälters in Zukunft wiederkehrend untersucht werden sollen.

- **Safe-End-Schweissnähte der Umwälzdruckstutzen**  
Die vier bisher nicht geprüften Schweissnähte werden zukünftig geprüft. Durch Einsatz eines neuen, schneller montierbaren Prüfmanipulators für die Ultraschall- oder Wirbelstromprüfung, Verwendung von Spezialisationskissen sowie gezieltem Training des Bedienpersonals soll die Strahlenbelastung des Personals so tief wie möglich gehalten werden.
- **Stutzeneinschweissnähte der Umwälzdruckstutzen**  
Die sechs Stutzeneinschweissnähte wurden in die Wiederholungsprüfprogramme als prüfpflichtig aufgenommen. Ein möglicher Manipulator ist der im KKM bereits mehrfach erfolgreich eingesetzte Stutzenmanipulator. Zur Reduktion der Aufenthaltszeit vor Ort ist geplant, das Prüfpersonal an einem artgleichen Testkörper zu trainieren.
- **Bodenkalottenschweissnähte**  
Die Bodenkalottenschweissnähte sind aus Zugänglichkeitsgründen weder von aussen, noch von innen zugänglich. Als Alternative ist vorgesehen, die Plattierung in den entsprechenden Bereichen mittels einer „best effort VT-1“ Prüfung von innen zu prüfen. Durch die ersten Versuche der Prüfung mit dem Firefly-Manipulator im Jahre 2005 konnte gezeigt werden, dass die interessierenden Bereiche gut zugänglich sind und allfällige Veränderungen mit ausreichender Qualität erkannt werden können.

- RDB-Zylinderrundnaht V1

Die RDB-Rundnaht V1 ist von aussen nicht und von innen nur sehr eingeschränkt zugänglich. Als Alternative ist vom KKM vorgesehen, die zugänglichen Bereiche der Naht mittels visueller Prüfung Typ VT-1, VT-3 zu prüfen.

Die in der Auslegung des Reaktordruckbehälters festgelegte Anzahl der Transienten für den Lastfall „Druckprobe mit 1,25- oder 1,2-fachem Auslegungsdruck“ wurde mit der letzten Druckprüfung erreicht. Gemäss der Forderung aus der Pendenz P18 wurde in einem Fachgespräch zwischen dem KKM und der HSK das Vorgehen für weitere Druckproben behandelt. Demnach wird das KKM rechtzeitig vor der nächsten Druckprobe die Prüfbedingungen definieren sowie deren Auswirkung auf die Strukturintegrität des RDB bestimmen.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM hat die Möglichkeiten zur Prüfung der bisher nicht geprüften Schweissnähte des Reaktordruckbehälters untersucht und entsprechende Ergänzungen in die Wiederholungsprüfprogramme aufgenommen. Schwierigkeiten bestehen vor allem in der eingeschränkten Zugänglichkeit der Bereiche sowie in der hohen Strahlenbelastung des Prüfpersonals. Deshalb sind spezielle Massnahmen erforderlich (moderne Prüfmanipulatoren, Spezialisationskissen, zielgerichtetes Training des Personals an realistischen Testkörpern). Erste Prüfungen wurden bereits durchgeführt und wichtige Erfahrungen konnten gewonnen werden. Die Pendenz P17 wurde mit dem eingereichten Konzept und den eingeleiteten Massnahmen erfüllt. Die HSK hat das weitere Vorgehen akzeptiert und wird die Prüfungen überwachen.

Die Vorgehensweise des KKM zur Planung von weiteren Druckproben des RDB, die vorsieht, neue Prüfbedingungen zu definieren und deren Auswirkungen zu untersuchen, findet die Zustimmung der HSK. Die Pendenz P18 konnte somit geschlossen werden.

Gemäss Art. 32 KEV<sup>4</sup> sowie Anhang 2 der Verordnung vom 9. Juni 2006 über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen<sup>98</sup> (VBRK) müssen alle Wiederholungsprüfungen zukünftig qualifiziert sein, damit die Ergebnisse von der HSK anerkannt werden können. Die Qualifizierung des Prüfsystems umfasst Prüfvorschrift, Ausrüstung und Personal. Die HSK hat die im Dezember 2004 vom KKM vorgelegte Planung für die Qualifizierungen, die im Rahmen der Qualifizierungsstelle Schweiz durchgeführt werden, akzeptiert.

#### **6.4.1.5 Alterungsüberwachungsprogramm des RDB**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente (PSÜ 2005)**

Der Text aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 wird durch die folgende Formulierung präzisiert:

Folgende wesentliche Alterungsmechanismen sind für den RDB zu berücksichtigen:

- Neutronenversprödung des Grund- und Schweissmaterials im kernnahen Bereich
- thermische Ermüdung durch Betriebstransienten an den RDB-Speisewasserstutzen

- Spannungsrissskorrosion an Schweissnähten der Bodendurchführungen (Steuerstab- und Instrumentierungsdurchführungen)

Die Neutronenversprödung wird durch Materialproben des erweiterten Bestrahlungsprogramms überwacht (Kap. 6.4.1.1). Thermische Ermüdung an den Stutzen (Ausnutzungsgrad) wird im Rahmen des Transienten-Überwachungsprogrammes kontinuierlich verfolgt (Kap. 6.4.1.2). Zur Untersuchung der Schweissnähte an den Bodendurchführungen wurden seit 1993 stichprobenartig zerstörungsfreie Prüfungen durchgeführt (UT, ET). Dabei wurden keine Befunde festgestellt. Als Kompensation zu den UT/ET-Prüfungen erfolgte in der Jahresrevision 2005 probeweise eine visuelle Prüfung (VT) der Schweissnähte an den Bodendurchführungen von der RDB-Innenseite. Das KKM plant, das Wiederholungsprüfprogramm RDB zugunsten einer visuellen Prüfung der Bodendurchführungen zu revidieren.

### **HSK-Beurteilung für den gesamten Beurteilungszeitraum von 1990 bis 2005**

Der Text aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 wird durch die folgende, neue HSK-Beurteilung ersetzt:

Zur Untersuchung der Schweissnähte an den Bodendurchführungen wurden seit 1993 stichprobenartig zerstörungsfreie Prüfungen (UT, ET) durchgeführt. Dabei wurden keine Befunde festgestellt. Die Interpretation der Daten war jedoch teilweise nicht eindeutig. Insbesondere die Qualifizierung des Prüfverfahrens bereitet grössere Schwierigkeiten. Als Kompensation zu den UT- und ET-Prüfungen erfolgte in der Jahresrevision 2005 probeweise eine visuelle Prüfung der Schweissnähte von der RDB-Innenseite. Bei der Durchführung der visuellen Prüfung ergaben sich keine grundsätzlichen Schwierigkeiten. Auch hat sich die Qualität der Videotechnik in den letzten Jahren erheblich verbessert. Damit bietet sich die visuelle Prüfung der Bodendurchführungen als mögliche Alternative zu den bisher durchgeführten UT/ET-Prüfungen an.

#### HSK-Forderung PSÜ-6.4-2:

*Zur Überwachung der Schweissnähte der Bodendurchführungen des RDB wird KKM aufgefordert, bis Ende 2008 ein geeignetes Überwachungskonzept aufzustellen, das die Fehlerauffindwahrscheinlichkeit zum bisherigen Vorgehen verbessert.*

### **6.4.1.6 Zusammenfassende Bewertung des Reaktordruckbehälters**

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM bezieht sich bei der Beurteilung auf den Sicherheitsbericht sowie die Systembeschreibung für den Reaktordruckbehälter und seine Einbauten. Weitere relevante Dokumente sind ein KKM-Bericht über die Analyse der Lastfälle und ein PSÜ-Bericht über das Konzept der Instandhaltung sowie ein Konzept und ein Steckbrief für die Alterungsüberwachung.*

*Aufgrund der vorgelegten und der zitierten Dokumente kommt KKM zum Schluss, dass der RDB die Sicherheitsfunktionen auch für die kommenden Betriebsjahre zuverlässig erfüllen kann.*



## HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des RDB lassen sich wie folgt zusammenfassen:*

- *Die Sprödbruchsicherheit und die Ermüdungssicherheit des RDB sind für die der Auslegung zu Grunde gelegte Betriebsdauer gewährleistet.*
- *Die konstruktive Änderung im Bereich der Speisewasserstutzen hat zu einer Reduktion der Ermüdungsbelastung geführt.*
- *Die erstellten Festigkeitsnachweise zeigen, dass die untersuchten Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind und dass die Spannungslimiten eingehalten sind.*
- *Bei den Wiederholungsprüfungen wurden keine Befunde festgestellt, die für die Integrität des RDB von Bedeutung sind. Die eingesetzten Prüfverfahren erfüllen die Festlegung NE-14<sup>19</sup> und entsprechen dem Stand der Technik.*
- *Im Alterungsüberwachungsprogramm wurden die aus heutiger Sicht bekannten Schadensmechanismen in Bezug auf die verschiedenen Bereiche des RDB detailliert beurteilt. Die für den RDB relevanten Alterungsmechanismen werden durch die im KKM angewendeten Alterungsüberwachungsmassnahmen in angemessener Weise erfasst.*

*Aufgrund dieser Ergebnisse kann davon ausgegangen werden, dass der RDB seine sicherheitstechnischen Aufgaben auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllen wird.*

## Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Die wesentlichen Änderungen für den erweiterten Beurteilungszeitraum sind in den Kapiteln 6.4.1.1 bis 6.4.1.5 dargestellt.

## HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### 6.4.2 RDB-Einbauten

#### 6.4.2.1 Kernmantel

Der Kernmantel ist ein oben und unten offener Stahlzylinder, der im Inneren des Reaktordruckbehälters den Reaktorkern mit den Brennelementen umhüllt. Der Kernmantel besteht aus Zylindern aus Stahlblech von 31 mm Dicke sowie Flansch- und Stützringen. Die einzelnen Teile sind mit sieben horizontalen Rundnähten zusammengeschweisst. Die Stahlblech-Zylinder enthalten zusätzlich auch noch vertikale Schweissnähte. Der Kernmantel steht auf der Kernmantel-Abstützung, die mit dem RDB verschweisst ist.

## Sicherheitstechnische Aufgaben

Der Kernmantel hat neben der Führung des Kühlmittelstromes die Aufgabe, das untere und obere Kerngitter sowie den Kernmanteldeckel mit dem Wasserabscheider zu tragen.

In Unfallsituationen, wie bei einem Erdbeben (horizontale Beschleunigung) oder bei einem Bruch der Reaktor-Umwälzschleife (horizontale Querströmung im Reaktor), muss der Kernmantel die auftretenden horizontalen Kräfte abtragen, da sich sonst der Kern gegenüber dem oberen bzw. unteren Kerngitter verschiebt. Eine solche Verschiebung hätte zur Folge, dass die für eine Reaktorschnellabschaltung benötigten Steuerstäbe nicht in den Kern eingefahren werden können und dass die Notkühlung und Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern beeinträchtigt werden könnte.

Beim Bruch einer Frischdampfleitung muss der Kernmantel die auftretenden Vertikalkräfte abtragen. Dadurch wird eine Beschädigung der über dem Kernmantel angeordneten Kernsprühleitungen verhindert, die für die Notkühlung des Reaktors wichtig sind.

Der Kernmantel hat ausserdem eine Dichtheitsfunktion zu erfüllen. In Unfallsituationen mit Bruch einer Reaktor-Umwälzschleife bildet der Kernmantel eine Hülle um den zu flutenden Reaktorkern. Zur sicheren Kühlung der Brennelemente muss innerhalb des Kernmantels ein bestimmter Mindest-Wasserstand gehalten werden.

## Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM legt in seiner Systembeschreibung für den RDB und seine Einbauten dar, dass während der routinemässig durchgeführten visuellen Prüfungen am Kernmantel im Jahr 1990 Risse neben einer Rundschweissnaht des Kernmantels festgestellt wurden. Nachfolgende, anfänglich einfache Ultraschallprüfungen bestätigten die Risse, die von der Innenoberfläche des Kernmantels unmittelbar neben der Schweissnaht ausgingen. In den folgenden Jahren wurden Verbesserungen der angewendeten Ultraschalltechniken und des Prüfmanipulators erreicht und 1998 wurde erstmals die Wirbelstromtechnik eingesetzt. Ebenfalls 1998 wurde ein stark verbesserter Innenprüfmanipulator verwendet, der zuverlässigere Vergleiche der Prüfergebnisse und hiermit eine genauere Ermittlung des Risswachstums ermöglicht.*

*1996 wurden zur präventiven Stabilisierung des Kernmantels 4 Zuganker eingebaut. Ausserdem wurden zum Schutz des Kernmantels und der übrigen RDB-Einbauten gegen Spannungsrissskorrosion, die als Ursache der Kernmantelrisse identifiziert wurde, unmittelbar vor dem Abfahren der Anlage zur Jahresrevision 2000 folgende Massnahmen getroffen:*

- Einspeisung von Edelmetallkomplexen in das Reaktorwasser (NMCA)*
- Installation eines Wasserstoff-Generators und Probebetrieb mit Wasserstoff-Einspeisung ins Speise- und damit Reaktorwasser (HWC)*

*Die Dauer-Wasserstoffeinspeisung wurde im Spätherbst 2000 realisiert. HWC und NMCA sollen das Wachstum bestehender Risse verlangsamen und die Entstehung weiterer Risse verhindern.*

*Aufgrund der vorgelegten und der zitierten Dokumente kommt der Betreiber zum Schluss, dass der Kernmantel die Sicherheitsfunktionen, insbesondere nach dem Einbau der Zuganker, sowie aufgrund*

der eingeleiteten Massnahmen zum Schutz des Kernmantels für die kommenden Betriebsjahre zuverlässig erfüllen wird. Weiter stellt der Betreiber fest, dass es wichtig ist, zu verfolgen, ob die Schutzwirkung durch die Umstellung der Wasserchemie (HWC/NMCA) erreicht wird.

### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

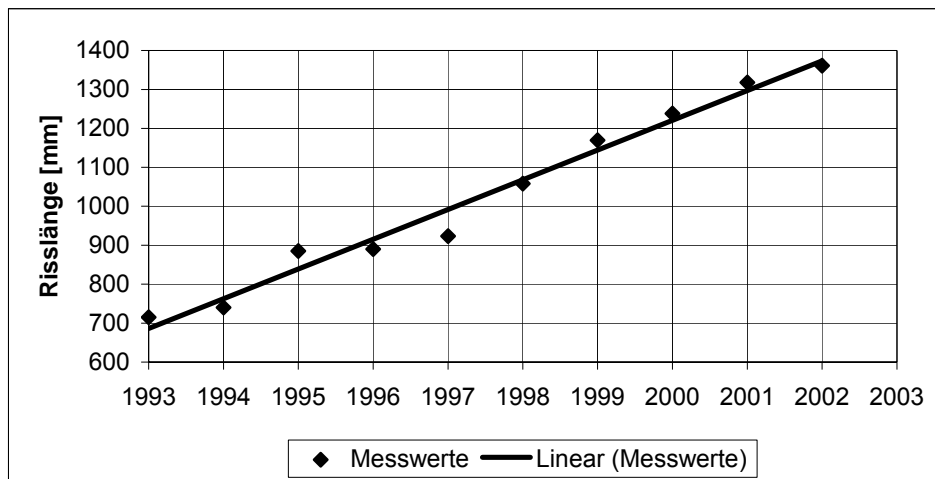
In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die ersten Kernmantelrisse im KKM wurden im Jahr 1990 in der zentralen Rundschweissnaht Nr. 11 mittels visueller Prüfung entdeckt. In den folgenden Jahren bis 1996 wurden einerseits auch in anderen horizontalen Rundnähten Risse entdeckt, andererseits stellte man bei den bereits bekannten Rissen langsames Längenwachstum und teilweise auch Tiefenwachstum fest. An den vertikalen Schweissnähten wurden bislang keine Risse gefunden.*

*Wie die Untersuchung einer 1992 aus einem Rissbereich entnommenen Werkstoffprobe ergab, handelt es sich bei den Rissen um interkristalline Spannungskorrosionsrisse, die ihre wesentlichen Ursachen, nach dem aktuellen Stand des Wissens, in den Werkstoffeigenschaften, im Schweissvorgang, der Wasserchemie, sowie möglicherweise in der akkumulierten Neutronenfluenz haben.*

*Seit 1990 werden die Risse jährlich nach einem Prüfplan visuell und mittels Ultraschallprüfungen untersucht. Ihre Lage, ihr Aussehen, ihre Abmessungen und ihr Wachstum sind daher gut bekannt. Die Prüfverfahren wurden weiterentwickelt und entsprechen dem Stand der Technik.*

Abb.6.4.2-1: Aufsummierte Risslängen der Rissbereiche 1, 2, und 3 der Schweissnaht Nr.11, bestimmt in den Revisionsstillständen der Jahre 1993 bis 2002



Wie Abb. 6.4.2-1 zeigt, nimmt die aufsummierte Risslänge der drei bereits seit 1993 bekannten Rissbereiche an der am stärksten von Rissen betroffenen Naht Nr. 11 mit der Zeit näherungsweise linear zu, wobei ihre mittlere Wachstumsrate ca. 75 mm/Jahr beträgt. Wie Abb. 6.4.2-1 ebenfalls zeigt, ist durch die seit der Revision 2000 eingeführten Schutzmassnahmen HWC und NMCA ein günstiger Einfluss auf die Risswachstumsgeschwindigkeit nicht erkennbar. Als Indiz für einen günstigen Effekt kann gewertet werden, dass die Risslänge der drei bereits seit 1993 bekannten Rissbereiche an der Naht Nr. 11 von 2001 bis 2002 lediglich um 43 mm gewachsen ist. Andererseits wurden in der Revision 2002 an der Naht Nr. 11 zwei neue, je 90 mm lange Risse gefunden, die seit der letzten Prüfung

im Jahr 1999 entstanden sind. Die aufsummierte Risslänge aller fünf bis August 2002 an der Naht Nr. 11 bekannten Rissbereiche beträgt 1737 mm. Die bisher grösste, lokal festgestellte Risstiefe beträgt 90 %, die mittlere Risstiefe liegt bei ungefähr 50 % der Wandstärke.

Nach der Entdeckung der Kernmantelrisse im August 1990 verlangte die HSK einen umfassenden Sicherheitsnachweis. Der Nachweis musste aufzeigen, unter welchen Bedingungen die übergeordneten Schutzziele „Abschaltbarkeit“ und die „Not- und Nachkühlbarkeit“ des Reaktorkerns noch gewährleistet bleiben. Es war die explizite Forderung, dass der (rissbehaftete) Kernmantel selbst unter den extrem unwahrscheinlichen, konservativ angenommenen Bedingungen einer Überlagerung der Auslegungsstörfälle „Sicherheitserdbeben“ (SSE) und „Kühlmittelverlust durch Bruch der Frischdampfleitung“ (ASME-II Level D, Faulted Condition) seine sicherheitsrelevanten Eigenschaften und Funktionen beibehält. Mittels konservativen Annahmen und Modellen konnte der Betreiber nachweisen, dass die Schutzziele selbst unter den genannten extrem unwahrscheinlichen Störfallbedingungen erfüllt sind, solange die kritische Einzelrisslänge weniger als 2,8 m beträgt (ohne Berücksichtigung der 1996 eingebauten Zuganker). Die 1997 von der TÜV Energie Consult, München, erstellte Expertise („Second Opinion“) zur sicherheitstechnischen Bedeutung der Risse im Kernmantel von KKM hat diesen Wert bestätigt. Zudem hat der TÜV Energie Consult bestätigt, dass die Bewertungen des Betreibers und der HSK korrekt waren.

Wie erwähnt, beträgt heute (August 2002) die aufsummierte Risslänge aller 5 Rissbereiche an der am stärksten von Rissen betroffenen Naht Nr. 11 1,737 m. Sie ist also um den Sicherheitsfaktor 1,6 kleiner als die kritische Einzelrisslänge von 2,8 m. Da die Risse nicht wanddurchdringend und nicht zusammenhängend sind, ist der Sicherheitsfaktor von 1,6 konservativ. Die Sicherstellung der erwähnten Schutzziele wäre somit heute selbst ohne Zuganker gewährleistet. Dank dieser Zuganker ist die Sicherheit heute auch bei einem vollständig durchgehenden Umfangriss gewährleistet.

Bei der Ultraschallprüfung an Kernmantelschweissnähten des KKM im Sommer 1998 wurde erstmalig ein Prüfverfahren eingesetzt, das Ultraschall- und Wirbelstromprüfungen von der Innenseite des Kernmantels her ermöglicht. Dies stellt gegenüber den Vorjahren eine Verbesserung dar. Die Rundnähte mit der grössten Sicherheitsrelevanz (Nr.4 und Nr.11) können damit von innen über 86 bzw. 95 % der Nahtlänge mit Ultraschall und Wirbelstrom geprüft werden. Auch die vier Vertikalnähte mit der grössten Sicherheitsrelevanz, die zuvor nur visuell geprüft werden konnten, sind für die Ultraschall- und Wirbelstromprüfung zugänglich geworden. Die in den HSK-Analysen und in der TÜV-Expertise zugrunde gelegten Unsicherheiten, durch bisher nicht ultraschall-prüfbare Bereiche der Schweissnähte mit der grössten Sicherheitsrelevanz, bestehen durch den Einsatz der neuen Methodik nicht mehr. Das Wiederholungsprüfprogramm für den Kernmantel hat sich insgesamt als geeignet erwiesen, die Rissituation am Kernmantel zu verfolgen.

Die Zusatzprüfungen an der Kernmantelstabilisierung (Zuganker), die ab 1998 in das reguläre Prüfprogramm integriert wurden, sind im Sommer 1998 unter behördlicher Aufsicht erstmalig durchgeführt worden und sind erfolgreich verlaufen. Eine Fehlfunktion der Zuganker, wie sie in der Anlage Nine Mile Point 1 (USA) aufgetreten ist, kann wegen der andersartigen Konstruktion in KKM ausgeschlossen werden.

Die Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung kann als eine präventive Massnahme zum Schutz des Kernmantels und der übrigen RDB-Einbauten betrachtet werden. Der Nutzen der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung zum Schutz der RDB-Einbauten ist zu verifizieren, wobei mögliche positive Aspekte (Verminderung des Risswachstums im Kernmantel) und mögliche negative Aspekte (Strahlenschutz, BE-Schadenspotential) nach einer angemessenen Applikationsdauer bis Ende 2004 zu bewerten sind (Pendenz P19/2002).

## Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Eine Übersicht über die bis zum Jahre 2005 aufgefundenen Risse im Kernmantel des KKM vermittelt Tabelle 6.4-1. Die Risse befinden sich in den Wärmeeinflusszonen der Rundnähte. In den Stützringen und im oberen Kernmantelflansch wurden nach wie vor keine Risse gefunden. Auch die Längsnähte sind bisher frei von Rissbefunden.

Tabelle 6.4-1: Stand der Rissbefunde nach der Prüfung 2005 (Übersicht)

Nr.	Anzahl Risse	Risslage zur Naht	Summe der Risslänge		Risstiefe Mittel <sup>3</sup> [mm]	Risstiefe maximal [mm]	Risse entdeckt im Jahr	letzte Grössenmessung
			in mm	in % der Nahtlänge				
3 <sup>1</sup>	2	oberhalb	174	1,8	7	11	1995	1995
4	1	unterhalb	562	5,9	21	30,5	1994	2005
5 <sup>2</sup>	(1)	oberhalb	(14)	(0,1)	(<2)	(2)	1995	1995
11	7	oberhalb	2248	23,6	12	25	1990/93/ 99/02/05	2005
		unterhalb	236	2,5	15	26	1996/02	2005

<sup>1</sup> Naht Nr.3: Die beiden bei der Prüfung 1995 aufgefundenen Rissbereiche sind als Folge der Kernmantelmodifikation der Prüfung nicht mehr zugänglich.

<sup>2</sup> Naht Nr. 5: Die früheren Indikationen wurden 2005 als Formanzeigen (Artefakte durch die Geometrie) erkannt. Sie werden deshalb in Klammern gesetzt.

<sup>3</sup> Basierend auf der Mittelwertbildung in den GE-Prüfberichten.

GE hat 1994 eine systematische Methodik der Bewertung von Kernmantelrissen vorgelegt, die 1999 vom BWR Vessel and Internals Project<sup>99</sup> (BWRVIP) in weiten Teilen als Empfehlung übernommen wurde. Die HSK hat die Vorgehensweise von GE bei der Bewertung der Kernmantelrisse akzeptiert. Seitdem ist das Verfahren Grundlage für die Strukturintegritätsbewertung des Kernmantels.

Das Bewertungsverfahren basiert auf Grenzlast-Analysen und linear-elastischer Bruchmechanik (LEBM), elastisch-plastische Bruchmechanik-Analysen sind nur für Sonderfälle vorgesehen. Das Verfahren ist zweistufig. Es beginnt mit einfachen Screening-Kriterien, die beim Auftreten von Befunden eine schnelle Entscheidung über das weitere Vorgehen ermöglichen, und sieht eine verfeinerte Analyse vor, wenn die Screening-Kriterien nicht erfüllt sind. Zum Verfahren gehören auch Regeln, nach denen benachbarte Risse für die Bewertung zu einem durchgehenden Riss zu kombinieren sind.

Auf der Grundlage der Screening-Verfahren wurden 1994 für alle Schweißnähte des KKM-Kernmantels die zulässigen Risslängen berechnet. Von 1995 bis 2002 basierten die jährlichen Nachweise der Sicherheitsmargen auf diesen zulässigen Rissgrössen. Der Bruchzähigkeitswert von  $165 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ , der den bruchmechanischen Analysen zu Grunde lag, stammte von Probenmaterial aus der Rundnaht 11 mit der Fluenz von  $8 \cdot 10^{20} \text{ cm}^{-2}$ . Die maximale Neutronen-Fluenz an der Rundnaht 11 wurde jedoch für das Jahr 2005 auf  $1,8 \cdot 10^{21} \text{ cm}^{-2}$  bestimmt. In dem Dokument BWRVIP-100<sup>100</sup> werden neue

Bruchzähigkeitswerte für bestrahlte austenitische Stähle von Kernmänteln empfohlen. Für Fluenzen zwischen  $1 \cdot 10^{21}$  und  $3 \cdot 10^{21}$   $\text{cm}^{-2}$  ist der Wert  $k_{IC} = 123 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  anzuwenden. Demzufolge wurde ab 2002 die Bruchzähigkeit mit  $123 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$  angenommen und die bruchmechanischen zulässigen Durchrisslängen für die Rundnähte 4 und 11 neu berechnet. Die Ergebnisse können nun bis 2012 als gültig angesehen werden, da die Fluenz am Kernmantel bis dahin den Grenzwert von  $3 \cdot 10^{21}$   $\text{cm}^{-2}$  nicht überschreiten wird.

Die neu berechneten zulässigen Durchrisslängen sind zusammen mit den bei der Prüfung 2005 festgestellten Risslängen und realistischen Wachstumsprognosen der HSK bis zur Prüfung 2007 in der Tabelle 6.4-2 dargestellt.

Tabelle 6.4-2: Vergleich der berechneten zulässigen Durchrisslängen mit den gemessenen und vorausgesagten Risslängen

Naht Nr.	LEBM			Grenzlast-Analyse		
	Zulässige LEBM- Einzelriss- länge <sup>3</sup> [mm]	Grösste Einzelrisslänge <sup>1</sup> [mm]		Zulässige Grenzlast- Risslänge [mm]	Summe der Risslängen <sup>1</sup> [mm]	
		Prüfergebnis 2005	Realistische Prognose <sup>2</sup> bis 2007		Prüfergebnis 2003	Realistische Prognose <sup>2</sup> bis 2007
4	3964	575	602	6908	575	602
11	2227	869	956	6299	2530	2876

<sup>1</sup> Die Risslängen wurden unter Anwendung des Grenzlast-Kombinationskriteriums für benachbarte Risse ermittelt. Das LEBM-Kombinationskriterium wurde nicht angewendet.

<sup>2</sup> Für die Prognose (HSK) wurden durch lineare Regression ermittelte Risswachstumsraten verwendet. Für die Summe der Risslängen der Naht 11 wurde zusätzlich ein Zuwachs von 70 mm durch Rissneubildung angenommen (mittlerer Erfahrungswert).

<sup>3</sup> Bruchzähigkeit  $k_{IC} = 123 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ .

### HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM führte regelmässig alle zwei Jahre eine umfassende Zustandbewertung des Kernmantels auf Grund der gemessenen Risslängen durch. Bisher wurde bei der Sicherheitsbewertung die Zugankerkonstruktion als Stabilisierungsmassnahme nicht berücksichtigt.

Die Zahlenwerte in Tab. 6.4-2 geben jedoch über die Zulässigkeit der Rissituation noch keine vollständige Auskunft. Gemäss dem Screening-Verfahren ist bei der LEBM-Analyse ein Risslängen-Kombinationskriterium und bei der Grenzlast-Analyse ein Risslängen-Verteilungskriterium über den Schweissnahtumfang zu erfüllen. Auch ist zu untersuchen, ob die Annahme uneingeschränkt zutrifft, dass der Kernmantel auf Grund der Steifigkeit seiner Ringe und Abschlüsse hinsichtlich der Risse als sehr langer Zylinder behandelt werden kann.

- LEBM: Risslängen-Kombinationskriterium

Der Spannungsintensitätsfaktor an einer Risspitze wird durch einen nahe benachbarten Riss erhöht. Im Rahmen des Screening-Verfahrens werden Regeln angegeben, nach denen be-

nachbarte Risse für die LEBM-Analyse konservativ zu einem durchgehenden Riss zu kombinieren sind. Diese Regeln wurden von GE und vom KKM in den Sicherheitsnachweisen der Jahre 1998 bis 2001 angewendet, in denen der Jahre 2003 und 2005 jedoch nicht. Nach diesen Regeln sind die Rissbereiche 1, 2 und 4 der Rundnaht 11 seit der Prüfung 2003 zu einem durchgehenden Riss der Länge 2405 mm zu kombinieren.

– Grenzlast-Analyse: Risslängen-Verteilungskriterium

Dieses Kriterium fordert, dass die summierte Risslänge in einem beliebigen Quadranten des Schweissnahtumfanges nicht grösser als ein Viertel der zulässigen Grenzlast-Risslänge sein soll. An der Rundnaht 11 betrug im Jahre 2005 die maximale Risslängensumme in einem Quadranten 1197 mm. Die realistische Risswachstumsschätzung (einschliesslich Rissneubildung) bis zur Prüfung im Jahre 2007 ergibt 1315 mm. Zulässig sind 1575 mm.

Unter der Voraussetzung, dass die bisherige Entwicklung des Rissausmasses sich nicht beschleunigt, kann nach HSK-Einschätzung die Zulässigkeit der Risse mit den Screening-Kriterien bis zum Jahr 2012 nachgewiesen werden. Falls in den genannten rissfreien Ligamenten ein neuer Riss entsteht, ist es möglich, dass zum Nachweis der Zulässigkeit schon vor dem Jahre 2012 die Screening-Kriterien durch weitergehende Analysen ersetzt werden müssen.

Die Zielsetzung der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung war, die Initialisierung von neuen Rissen zu verhindern und die Risswachstumsgeschwindigkeit bestehender Risse zu reduzieren. Beide Ziele konnten bisher nicht erreicht werden. Das KKM hat ab der Jahresrevision 2005 ein verändertes Verfahren (OnLine-NobleChem) angewandt, um das Ziel zu erreichen. Ergebnisse liegen bisher noch nicht vor. In der Pendeuz P19 sollte das KKM mögliche negative Auswirkungen der bisher verwendeten HWC/ NMCA-Technologie, insbesondere bezüglich Strahlenschutz und Brennelement-Schadenspotential, bewerten. Das KKM konnte zeigen, dass nach der Einführung der HWC/NMCA-Fahrweise im KKM keine wesentlichen negativen Nebenwirkungen beim Strahlenschutz und an den Brennelementen aufgetreten sind. Die HSK konnte sich dieser Meinung anschliessen und führte zur Kontrolle eigene Messungen der Ortsdosisleistung am Arealzaun durch. Die Pendeuz P19 wurde somit abgeschlossen.

HSK-Forderung PSÜ-6.4-3:

*Bei Verwendung der eingesetzten Modelle zur Berechnung der zulässigen Risslänge besteht in folgenden Punkten noch Klärungsbedarf:*

- *Dass der Kernmantel auf Grund der Steifigkeit seiner Ringe und Abschlüsse hinsichtlich der Risse an den Rundnähten 4 und 11 als sehr langer Zylinder behandelt werden kann, ist nicht offensichtlich und muss nachgewiesen werden.*
- *Die zulässigen Rissgrössen der Rundnähte 4 und 11 sind hinsichtlich der Auswirkung benachbarter Risse auf den Spannungsintensitätsfaktor sowie der Anwendung des Risslängen-Kombinationskriterium (LEBM) und des Risslängen-Verteilungskriteriums (Grenzlast-Analyse) zu überprüfen.*

*Die Abklärungen sind bis Ende 2009 durchzuführen.*

### 6.4.2.2 Übrige RDB-Einbauten

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Ein Teil der übrigen RDB-Einbauten, wie oberes und unteres Kerngitter, hat die sicherheitstechnische Aufgabe, die Abschaltbarkeit des Reaktors und die Kühlbarkeit des Reaktorkerns während des Normalbetriebs und bei Auslegungsstörfällen zu gewährleisten.

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum hat KKM folgende Änderungen an den übrigen RDB-Einbauten ausgeführt:*

- *Einbau modifizierter Bolzen des Wasserabscheiders aus einem korrosionsbeständigerem Werkstoff und gleichzeitige Eliminierung eines konstruktiv vorhandenen Spalts (1991, 1993).*
- *Einbau modifizierter Niederhaltebügel der Strahlpumpen mit grösserer Bügeldicke (daher reduzierte Spannungen) aus einem Werkstoff mit geänderter Wärmebehandlung (1991).*

*Für die übrigen RDB-Einbauten (ohne Kernmantel) ist ein separates Wiederholungsprüfprogramm in Kraft. Es besteht aus visuellen Prüfungen, vorwiegend mit der Unterwasserkamera. Das Prüfprogramm richtet sich nach Empfehlungen des Reaktorherstellers, die auf der weltweiten Betriebserfahrung in anderen Siedewasseranlagen beruhen. Die Prüfungen ergaben bisher keine sicherheitsrelevanten Befunde. Die visuellen Prüfungen haben auch gezeigt, dass nach der Leistungserhöhung im Jahr 1993 keine durch strömungsinduzierte Vibrationen entstandene Schäden an RDB-Einbauten aufgetreten sind.*

*Das Alterungsüberwachungsprogramm für die RDB-Einbauten, das auch den Kernmantel enthält, wurde der HSK in Form eines Berichtes vorgelegt. Darin wird die Situation der Kerneinbauten im KKM mit starker Gewichtung auf die Gefährdung durch Korrosions-, Ermüdungs- und Versprödungsmechanismen beschrieben. Mit Ausnahme der nachträglich eingebauten Zuganker für den Kernmantel werden die Teile der Kerneinbauten im Detail beschrieben und unter Berücksichtigung der konstruktiven Gestaltung bezüglich Anfälligkeit auf die oben genannten Schadensmechanismen und Schadenskonsequenzen bewertet. Die Betriebserfahrung mit Kerneinbauten der GE-Siedewasserreaktoren weltweit wird dabei berücksichtigt und ausgewertet. Im Bericht werden eine Reihe von KKM-spezifischen Empfehlungen aufgeführt und es wird festgestellt, dass die RDB-Einbauten nach einem von der HSK freigegebenen Wiederholungsprüfprogramm geprüft werden. Im abschliessenden Kapitel über Prüftechniken und Ausrüstungen werden die im KKM eingesetzten Prüftechniken bewertet und Vorschläge zur Weiterentwicklung unterbreitet.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Mit dem Einbau modifizierter Bolzen des Wasserabscheiders und modifizierter Niederhaltebügel der Strahlpumpen wurden konkrete Massnahmen zur Verhinderung von Spannungsrisskorrosion realisiert.*



*Das Wiederholungsprüfprogramm für die RDB-Einbauten ist umfassend und geeignet, um Schäden an den zugänglichen RDB-Einbauten rechtzeitig zu erkennen. Bei der anstehenden Überarbeitung des Programms sind die Konsequenzen und Empfehlungen aus dem Alterungsüberwachungsprogramm zu beachten.*

*Die fachliche Ausarbeitung des Alterungsüberwachungsprogramms erfüllt die Erwartungen weitgehend. Es liefert eine detaillierte Dokumentation der Reaktoreinbauten mit einer sorgfältigen Auswertung der Betriebserfahrungen aus dem Bereich des Reaktorherstellers bezüglich Schädigungsmechanismen in GE-Siedewasseranlagen. Es ist allerdings nicht klar erkennbar, ob alle gemäss des von der GSKL entwickelten Katalogs der Alterungsmechanismen (KATAM) in Frage kommenden Alterungsmechanismen in Erwägung gezogen wurden. Die Bewertung der Prüftechniken zur Detektion*

*von Alterungsschäden erscheint plausibel und gut begründet, allerdings ist die Position des Betreibers zu wenig klar erkennbar. Die HSK erwartet eine Überarbeitung der Dokumentation zur Alterungsüberwachung der Reaktoreinbauten.*

*Die unteren RDB-Einbauten sind für Prüfungen schwer zugänglich. Andererseits handelt es sich um Bereiche, denen im Alterungsüberwachungsprogramm aufgrund des Potenzials für Spannungsrisskorrosion und aufgrund der Konsequenzen eines Schadensfalls eine hohe Priorität zugeordnet wurde. Die Möglichkeiten zur Prüfung der potenziell schadensrelevanten Bereiche der Abstützkonstruktion des Kernmantels (siehe Alterungsüberwachungsprogramm) sind deshalb zu untersuchen und bis Ende 2003 sind der HSK entsprechende Vorschläge einzureichen (PSÜ-Pendenz P20/2002).*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den eingereichten Dokumenten zur PSÜ2005**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im Rahmen der Bearbeitung der Pendenz P20 wurde der Bericht zur Alterungsüberwachung sowie das Wiederholungsprüfprogramm für die Reaktordruckbehälter-Einbauten von GE und vom KKM überarbeitet. Darin sind die potentiell durch Alterungsmechanismen beeinträchtigten Bereiche der Abstützkonstruktion des Kernmantels aufgeführt. Der AÜP-Bericht enthält auch spezifische Prüfungsempfehlungen für die Kernmantel-Abstützkonstruktion für ausgewiesene Prüfbereiche mit einer verbesserten VT-1-Prüftechnik. Zur Durchführung der Prüfungen wurde vorgesehen, ein 2003 bereits am KKM-Dampftrockner erfolgreich eingesetztes Unterwasser-Kamerasystem einzusetzen.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM hat die Möglichkeiten zur Prüfung der potentiell schadensrelevanten Bereiche der Abstützkonstruktion des Kernmantels untersucht und entsprechende Ergänzungen in die Programme zur Alterungsüberwachung und Wiederholungsprüfung eingebracht. Die Ergänzungen betreffen qualifizierte visuelle Prüfungen mit einer erprobten ferngesteuerten Unterwasserkamera. Die Änderungen in den AÜP- und Wiederholungsprüfprogrammen wurden von der HSK anerkannt. Erste Ergebnisse und Prüferfahrungen konnten in der Jahresrevision 2005 erhalten werden. Es gab keine Anzeichen

für eine Rissbildung in den untersuchten Schweissnähten der Kernmantelabstützung. Weitere Bereiche werden im Jahre 2011 geprüft. Die HSK betrachtete die Forderungen der Pendenz P20 als erfüllt und konnte die Pendenz abschliessen.

### 6.4.3 Umwälzsystem

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM bezieht sich bei seiner Beurteilung auf den Sicherheitsbericht sowie die Systembeschreibung für das Umwälzsystem. Ein weiteres relevantes Dokument ist das Konzept zur Alterungsüberwachung der Reaktor-Umwälzschleife.*

*Das Reaktor-Umwälzsystem erfüllt betriebliche Aufgaben. Es besteht aus den beiden Umwälzschleifen (Loop A und B) mit Rohrleitungen und Absperrarmaturen und den beiden Umwälzpumpen. Die Umwälzschleifen bilden einen Teil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems. Die Auslegung und die Anforderungen an das Umwälzsystem blieben im Bewertungszeitraum unverändert.*

*Am Umwälzsystem wurden im Betrachtungszeitraum folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen ausgeführt:*

- Nachrüstung von je 2 Ausschlagsicherungen am Loop A und B im Jahre 1992.*
- Umbau der Umwälzpumpen im Jahr 1998. In beide Pumpengehäuse wurden konstruktiv verbesserte Läufer, Kühler mit Gehäuse, Pumpendeckel und neuartige Sperrwasser-Erhitze eingebaut. In diesen wird das aus der Gleitringdichtung nach unten austretende kalte Sperrwasser längs der Welle stetig bis auf etwa 250°C erwärmt, bevor es sich an der Welle mit dem 250°C heissen Reaktorwasser vermischt.*
- Im Jahr 1999 wurden die Anschlussleitungen für die Edelmetalleinspeisung in die Umwälzschleifen erstellt.*
- Umbau der Gleitringdichtungen der Umwälzpumpen im Jahr 2000.*

*In dem von der HSK geforderten Alterungsüberwachungsprogramm<sup>5</sup> wurden für das Reaktorumwälzsystem (Stand 1997) als relevante Alterungsmechanismen Spannungsrisskorrosion, Ermüdung durch Betriebstransienten und Vibrationen, thermische Versprödung und Adhäsion beweglicher Teile identifiziert und für die betroffenen Komponententeile im Detail betrachtet. Dabei ist zu beachten, dass Kleinleitungen und Systemteile ausserhalb normalerweise geschlossener Erstabsperrarmaturen, sowie die Einbauten der Umwälzpumpen (Einbau neuer Teile 1998) nicht behandelt werden. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die detaillierten Untersuchungen der Positionen und Schadensmechanismen keine Hinweise ergeben, die die Lebensdauer im Bereich 40 bis 60 Jahre beschränken würden. Dies gilt insbesondere deshalb, weil die wesentlichen Teile der Reaktorumwälzschleifen 1986 ausgetauscht worden waren und bessere Werkstoffe aufgrund der Betriebserfahrungen zum Einsatz gekommen sind. Obschon relevante Schäden auf Grund dieser Untersuchungen nicht zu erwarten sind, hält der Betreiber eine gewisse Vorsicht nach wie vor für vernünftig, insbesondere in Bezug auf den Schadensmechanismus der Spannungsrisskorrosion an den austenitischen Schweissnähten, da sich diese Schadensart bis heute rechnerisch nur beschränkt erfassen lässt.*

*Aufgrund der Bewertung der Auslegung und der Anlageänderungen sowie der durchgeführten Funktions- und Wiederholungsprüfungen kommt KKM zusammenfassend zum Schluss, dass das Umwälzsystem die Sicherheitsfunktionen auch für die kommenden Betriebsjahre zuverlässig erfüllen wird.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Umwälzsystem wurden folgende Verbesserungen erreicht:*

- Durch die Montage der Ausschlagsicherungen sind die Umwälzleitungen voll gegen Rohrausschlag in Folge eines Bruches der Umwälzleitungen abgesichert.*
- Die Änderung der Umwälzpumpen hatte insbesondere den Zweck, die Rissbildung in den Wellen und Pumpendeckeln (Bestandteil der druckführenden Umschliessung) infolge thermischer Ermüdung zu verhindern. Mit dem Ersatz der Pumpendeckel wurde neues, thermisch nicht versprödertes Material eingebaut. Ein weiteres konstruktives Merkmal des neuen Läufers ist eine zentrale Längsbohrung in der Welle, mit der zerstörungsfreie Prüfungen der Wellen im eingebauten Zustand möglich sind.*

*Die im Zusammenhang mit den oben genannten Änderungen erforderlichen Festigkeitsnachweise wurden vom SVTI geprüft und ohne Beanstandungen akzeptiert.*

*Die Gehäuse der Umwälzpumpen und die Deckel der Hauptabsperrschieber sind aus dem ferritisch-austenitischen Stahlguss CF8M bzw. CF8, Werkstoffen, die bei höheren Temperaturen thermisch verspröden. Im Berichtszeitraum wurde ein von der HSK verlangter Integritätsnachweis für diese Komponenten erbracht. Der Nachweis zeigt, dass die Integrität bei allen Auslegungstransienten auch im versprödeten Zustand gewährleistet ist.*

*Im Berichtszeitraum wurden die üblichen Instandhaltungsmassnahmen wie Wartungen, Störungsbehebungen, Reparaturen und Ersatz von Verschleisssteilen ohne Einschränkung der Systemverfügbarkeit durchgeführt. Ausserdem wurden Funktionsprüfungen und die nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> vorgeschriebenen zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen durchgeführt.*

*Die Umwälzleitungen bestehen aus dem austenitischen Werkstoff Typ 316 LN Mod., der für Spannungsrisskorrosion nicht anfällig ist. Die am Umwälzsystem durchgeführten wiederkehrenden Prüfungen (die Rohrleitungsschweissnähte werden automatisiert mit Ultraschall geprüft) haben im Berichtszeitraum keine Befunde ergeben, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.*

*Die im Alterungsüberwachungsprogramm auf dem Stand von 1997 getroffenen Aussagen für die explizit behandelten Teile des Reaktor-Umwälzsystems erscheinen plausibel und nachvollziehbar. Die fachliche Ausarbeitung zur Ermittlung der relevanten Alterungsmechanismen erfolgte sorgfältig und umfassend. Der Umfang der in die Untersuchung einzubeziehenden Teile sollte überprüft werden. Die letzten drei Jahre des Berichtszeitraumes sind nicht nachgewiesen. Da im Zeitraum 1997 bis 2000 Änderungen am Umwälzsystem ausgeführt wurden, erwartet die HSK eine Überarbeitung des Berichtes.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Aus den im Rahmen der PSÜ 2005 eingereichten Unterlagen geht hervor, dass sich im erweiterten Bewertungszeitraum die Auslegung und die Anforderungen an das Umwälzsystem nicht verändert haben. Gemäss dem KKM ist sowohl die Betriebsfunktion der Umwälzung des Reaktorwassers als auch die Sicherheitsfunktion des Einschlusses des Reaktorwassers über die nächste PSÜ-Begutachtungsperiode hinaus sichergestellt.

Im betrachteten Bewertungszeitraum trat ein meldepflichtiger Befund an der Gleitlagerdichtung einer Umwälzpumpe auf. Deshalb sind als wesentliche Änderungen die Installation der Durchflussüberwachung der Gleitlagerdichtung der Umwälzpumpen und die neuen Stellantriebe für die Reaktorummwälzschieber zu nennen.

Ergänzungen für das Wiederholungsprüfprogramm ergaben sich aus der Behandlung der PSÜ-Pendenz P17 (vgl. Kap. 6.4.1.4). Die Stutzeinschweissnähte wurden in das Wiederholungsprüfprogramm aufgenommen. Zur Reduktion der Aufenthaltszeit vor Ort sind spezielle Massnahmen vorgesehen (verbesserter Prüfmanipulator, intensives Training des Bedienpersonals am geometrischen Testkörper).

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Das Alterungsüberwachungsprogramm (Steckbrief der Komponenten) wurde auf den heutigen Stand aktualisiert. Die im Zeitraum 1997 bis 2000 durchgeführten Änderungen am Umwälzsystem sind bei der Überarbeitung des Steckbriefs berücksichtigt worden.

### **6.4.4 Frischdampfsystem**

In diesem Kapitel werden die Rohrleitungen des Frischdampfsystems im Bereich der Sicherheitsklassen 1 und 2 ohne die in den Kap. 6.5.3 und Kap. 6.6.3 betrachteten Isolations- und Sicherheitsventile behandelt.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das Frischdampfsystem ist Bestandteil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems. Einige Komponenten dieses Systems erfüllen wichtige Sicherheitsfunktionen: Isolation, Überdrucksicherung und Druckentlastung. Die Auslegung und die Anforderungen an das Frischdampfsystem blieben im Bewertungszeitraum unverändert.*

*Im Zusammenhang mit der Ertüchtigung des Frischdampfsystems für Erdbebenbelastungen und für Rohrbrüche ausserhalb des Containments wurden die Abstützungen der Rohrleitungen und die Gleitlager im Dampftunnel (SK2-Bereich) ertüchtigt (1994) und Schubnocken nachgerüstet.*

*Das Alterungsüberwachungsprogramm für das Frischdampfsystem umfasst das Rohrleitungssystem bis zur zweiten Isolationsarmatur ausserhalb des Drywells und bis zu den Fixpunkten im Dampftunnel, Teile des Kernisolationskühlsystems, die Abblaseleitungen sowie alle zugehörigen Armaturen. Die Bearbeitung der Armaturen ist unterteilt in die Untersuchung der druckumschliessenden Teile, die zusammen mit dem Rohrleitungssystem behandelt werden, und die Untersuchung der für die Sicherheitsfunktion erforderlichen Teile.*

*Für die drucktragenden Teile der Sicherheitsklasse 1 und 2 werden als relevante Alterungsmechanismen Ermüdung durch Betriebstransienten, Erosionskorrosion und Tropfenschlagerosion identifiziert, für die Venturi-Düsen und Teile von Armaturen zusätzlich interkristalline Korrosion, Spannungsrisskorrosion und thermische Versprödung. Für die selten mit Primärmedium beaufschlagten Teile wie die Abblaseleitungen (SK 3) werden Flächenkorrosion, mikrobiell induzierte Korrosion und Stillstandskorrosion behandelt. Für Stossbremsen und funktionstragende Teile von Armaturen ist Adhäsion relevant. Bei Armaturen wird ausserdem die Funktionsstörung aufgrund von Verschmutzung diskutiert. Die Alterungs- und Schädigungsmechanismen werden für die betroffenen Komponententeile im Detail betrachtet. Besondere Aufmerksamkeit widmet das Alterungsüberwachungsprogramm den Erosionsmechanismen an den Rohrleitungen, an denen quantitative Abschätzungen sowie systematische Wanddickenmessungen durchgeführt werden.*

*Für die Frischdampfleitungen kommt KKM zusammenfassend zum Schluss, dass die Rohre sehr massiv ausgeführt sind und die detaillierten Untersuchungen der Positionen und Schadensmechanismen keine Hinweise ergeben, die die Lebensdauer im Bereich 40 bis 60 Jahre beschränken würden. Für die für verschiedene Korrosionsarten anfälligen Teile der Abblaseleitungen wird die Aufnahme ins Alterungsüberwachungsprogramm mittels visueller Prüfungen festgelegt. Für die RCIC-Leitung und die FD-Entwässerung wird eine Schädigung durch Alterungsmechanismen als unwahrscheinlich angesehen. Bei den Armaturen wird für die Sicherheits-/ Abblaseventile (SRV) ein Schädigungspotential durch Alterungsmechanismen festgestellt, für die übrigen Armaturen nur ein geringes oder kein erkennbares Schädigungspotential.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen hatten den Zweck, das Frischdampfsystem für höhere seismische Belastungen und für Rohrbrüche auch ausserhalb des Containments zu requalifizieren. Mit den verschiedenen Änderungen wurde das Projekt zur seismischen Requalifikation mechanischer Ausrüstungen (REQUA) abgeschlossen.*

*Die im Zusammenhang mit den oben genannten Änderungen erstellten Festigkeitsnachweise behandeln alle spezifizierten Lastfälle, einschliesslich des 2F-Rohrbruchs.*

*Die für die Requalifikationen erstellten Festigkeitsnachweise wurden von Experten der HSK ohne Beanstandung geprüft. Die Festigkeitsnachweise weisen nach, dass die Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.*

*Im Berichtszeitraum wurden die nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen und mechanisierte und manuelle Wanddickenmessungen mit Ultraschall durchgeführt.*

*Bei den Wiederholungsprüfungen wurden keine sicherheitsrelevanten Befunde festgestellt. Die eingesetzten Prüfverfahren entsprechen der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> und dem Stand der Technik. Der*

geforderte Prüfumfang wurde erfüllt. Die zusätzlich zu den Wiederholungsprüfungen nach NE-14<sup>19</sup> durchgeführten Waddickenmessungen sind geeignet, Wandschwächungen durch Erosion und Erosionskorrosion (relevante Alterungsmechanismen) zu erkennen.

Das Alterungsüberwachungsprogramm für die druckumschliessenden Teile des Frischdampfsystems erscheint gut begründet und nachvollziehbar. Offensichtliche Lücken sind nicht erkennbar. Die ergänzenden Massnahmen für die Hauptleitungen wurden inzwischen weitgehend umgesetzt. Für die Beurteilung der Alterung von Armaturen im Hinblick auf den Erhalt der Sicherheitsfunktionen liegt noch nicht die gleiche Bearbeitungstiefe vor wie für die druckumschliessenden Teile.

Das Frischdampfsystem entspricht dem heutigen Stand der Technik.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

#### **6.4.5 Speisewassersystem**

In diesem Kapitel werden die Rohrleitungen des Speisewassersystems im Bereich der Sicherheitsklassen 1 und 2 ohne die im Kap. 6.5.3 betrachteten Isolationsventile behandelt.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das Speisewassersystem ist Bestandteil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems und erfüllt folgende wichtige Sicherheitsfunktionen: Nachwärmeabfuhr und Notspeisung. Die Auslegung und die Anforderungen an das Speisewassersystem blieben im Bewertungszeitraum unverändert.*

*Im Zusammenhang mit der Ertüchtigung des Speisewassersystems für Erdbebenbelastungen und für Rohrbrüche ausserhalb des Containments wurden die Abstützungen der Rohrleitungen und die Gleitlager im Dampftunnel (SK2-Bereich) ertüchtigt (1994) und Schubnocken nachgerüstet (1997).*

Ausserdem wurden folgende Änderungen ausgeführt:

- *Einbau von gedämpften Rückschlagventilen und Einbau neuer Stossbremsen im Jahr 1995 (Kap. 6.5.3).*
- *Reparatur der Schweissnaht S2 am Speisewasserrückschlagventil 02V96A auf Grund von Ultraschall-Anzeigen bei den Herstellungsprüfungen im Jahr 1996.*
- *Einbau von Rohrbögen mit grösserem Biegeradius und Einbau neuer Übergangsstücke im Anschluss an die Speisewasserstutzen im Rahmen der Modifikation der RDB-Speisewasserstutzen im Jahr 1997 (Kap. 6.4.1.2).*

*Das Alterungsüberwachungsprogramm für das Speisewassersystem umfasst das Rohrleitungssystem der SK 1 bis zur zweiten Isolationsarmatur ausserhalb des Drywell und bis zu den Fixpunkten im Dampftunnel, sowie die SK1-Rohrleitungsabschnitte des Kernisolationssystems und des Reaktorwasser-Reinigungssystems. Es werden die druckumschliessenden Teile der Rohrleitungen und Armaturen, sowie Halterungen, Hänger und Stossbremsen, sowie weitere Funktionsteile der Hauptarmaturen des Speisewassersystems und eines Teils der Absperrarmaturen der abgehenden Leitungen berücksichtigt.*

*Für die druckumschliessenden Komponententeile werden verschiedene flächenhafte und rissbildende Korrosionsarten, Erosionskorrosion, Ermüdung durch Betriebstransienten und Temperaturschichtungen, thermische Versprödung von Austeniten als relevant identifiziert und näher betrachtet. Für bewegliche Teile von Armaturen und Stossbremsen kommen Adhäsion und Schädigung durch Verschmutzung als Alterungsmechanismen hinzu. Aufgrund der detaillierten Untersuchungen der Positionen und Schadensmechanismen kommt KKM zusammenfassend zum Schluss, dass es keine Hinweise gibt, die die Lebensdauer im Bereich 40 bis 60 Jahre beschränken würden. Das Alterungsüberwachungsprogramm besteht aus den Wiederholungsprüfungen, die für eine Position im Rohrleitungssystem ergänzt werden, aus der Wiederholungsdruckprobe, aus Temperaturaufzeichnungen und aus weiteren ergänzenden Massnahmen in Form von Wanddickenmessungen.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Viele der im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen hatten den Zweck, das Speisewassersystem für höhere seismische Belastungen und für Rohrbrüche auch ausserhalb des Containments zu requalifizieren. Mit den Änderungen wurde das Projekt zur seismischen Requalifikation mechanischer Ausrüstungen (REQUA) abgeschlossen. Durch die Reparatur der Schweissnaht an einem Speisewasserrückschlagventil konnte der Nachweis erbracht werden, dass die bei den Ultraschall-Herstellungsprüfungen festgestellten Anzeigen durch unbedenkliche Fehler verursacht worden waren.*

*Im Zusammenhang mit den oben genannten Änderungen wurden die erforderlichen Festigkeitsnachweise erstellt. Weitere Festigkeitsnachweise behandeln die Temperaturverteilung und die Auswirkungen von Temperaturschichtungen beim An- und Abfahren.*

*Die für die Requalifikationen erstellten Festigkeitsnachweise wurden von Experten der HSK ohne Beanstandung geprüft. Die Festigkeitsnachweise weisen nach, dass die Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.*

*Im Berichtszeitraum wurden die nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen und mechanisierte und manuelle Wanddickenmessungen mit Ultraschall durchgeführt.*

*Bei den Wiederholungsprüfungen wurden keine sicherheitsrelevanten Befunde festgestellt. Die eingesetzten Prüfverfahren entsprechen der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> und dem Stand der Technik. Der geforderte Prüfumfang wurde erfüllt. Die zusätzlich zu den Wiederholungsprüfungen nach NE-14<sup>19</sup> durchgeführten Wanddickenmessungen sind geeignet, Wandschwächungen durch Erosion und Erosionskorrosion (relevante Alterungsmechanismen) zu erkennen.*

*Die im Alterungsüberwachungsprogramm für die Speisewasserleitungen vorgenommene Untersuchung der Alterungsmechanismen erfolgte sorgfältig und die Schlussfolgerungen erscheinen nachvollziehbar. Ergänzende Massnahmen zur bestehenden Alterungsüberwachung wurden definiert und zum Teil bereits umgesetzt. Die Behandlung der Alterungsüberwachung für die Armaturen ist im vorliegenden Konzept noch nicht vollständig, da Listen von Wiederholungs- und Funktionsprüfungen und Modifikationen gemäss Bericht in Überarbeitung sind.*

*Das Speisewassersystem entspricht dem heutigen Stand der Technik.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Die Komponentenlisten für die Armaturen werden gemäss den Erkenntnissen des AÜP weiterhin vervollständigt.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **6.5 Containment und Containmentsysteme**

Das KKM hat wie alle schweizerischen Kernkraftwerke ein Doppel-Containment, bestehend aus einem Primär- und Sekundärcontainment. Weitere sicherheitsrelevante Systeme des Containments sind die Isolationssysteme, die Vakuumbrechsysteme, die Systeme zur Wasserstoffbeherrschung und das Notabluftsystem.

### **6.5.1 Primärcontainment**

Das Primärcontainment ist als Stahldruckschale ausgeführt und besteht aus dem Drywell, dem Torus und 6 Überströmröhren („ventpipes“), die den Drywell mit dem Torus verbinden. Der Drywell ist während der Jahresabstellungen über die Personenschleuse und das Materialtor zugänglich.

## **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Primärcontainment hat die Aufgabe, das bei einem Leck im nuklearen Dampferzeugungssystem austretende Wasser-Dampfgemisch aufzufangen, den entstehenden Überdruck durch Kondensation in der Wasservorlage des Torus abzubauen bzw. zu begrenzen und freigesetzte radioaktive Stoffe zurückzuhalten. Die Wasservorlage im Torus dient ferner als Wärmesenke bei einer Frischdampfisolierung und als Wasserspeicher für die Kernnotkühlung. Um bei einem schweren Unfall mit Kernbeschädigung die Möglichkeit einer Wasserstoffverbrennung auszuschliessen, ist das Primärcontainment im Leistungsbetrieb mit Stickstoff inertiert. Zudem wird ein zu grosser Druck entweder gezielt (manuell) oder mit dem Ansprechen von Berstscheiben durch ein gefiltertes Druckentlastungssystem abgebaut.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:



Die relevanten Dokumente für das Primärcontainment sind das Konzept und der Steckbrief für die Alterungsüberwachung.

KKM hat im Berichtszeitraum in Bezug auf mechanische Ausrüstungen des Primärcontainments folgende Änderungen ausgeführt:

- Ersatz der Torusringleitung<sup>5</sup> (1991)
- Installation des Systems CDS für die gefilterte Containment-Druckentlastung (Kap. 6.11.4, 1992) und des Drywell-Sprüh- und Flutsystems DSFS (Kap. 6.11.2, 1992)
- Ertüchtigung der Drywell-Durchführungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen (1995 bis 1997)
- Ersatz der ferritischen Torus-Durchdringungen und der Tauchrohre mit Flanschverbindung der CS-Testleitung, des TCS-, STCS- und RCIC-Systems durch entsprechende Leitungen aus austenitischem Material (1996 bis 1998)

Das Wiederholungsprüfprogramm enthält neben Dichtheitsprüfungen (Kap. 6.5.3) visuelle Prüfungen des Drywells, des Torus und der Durchdringungen. Wegen Leckagen des Reaktorbeckens (Kap. 6.8.4) wurde die äussere Oberfläche der Drywellschale durch eine in die Betonstruktur eingebrachte Kernbohrung visuell geprüft. Die Prüfung zeigte eine gleichmässig beginnende Korrosion. Eine ergänzende Wanddickenmessung mit Ultraschall ergab keine Hinweise auf signifikante Wandschwächungen.

Die Alterungsüberwachungsdokumente des Primärcontainments umfassen die Drywellschale, die Überströmleitungen und den Torus, sowie damit verbundene Leitungen, Durchführungen, Schleusen und Abstützungen. Mit einem Revisionsstand von 1999 ist der Berichtszeitraum weitgehend abgedeckt.

Für die metallischen Bestandteile des Primärcontainments werden in erster Linie verschiedene Arten der Korrosion als relevante Alterungsmechanismen identifiziert. Für Anstriche und Elastomere wird ebenfalls ein Potenzial für Alterung festgestellt. Die Untersuchung im Rahmen des AÜP kommt zu dem Schluss, dass die nichtkorrosiven Schädigungsmechanismen nur von untergeordneter Bedeutung sind oder durch das bestehende Wiederholungsprüfprogramm erfasst werden.

Als korrosive Alterungsmechanismen werden Lochkorrosion, Muldenkorrosion, Flächenkorrosion, mikrobiologisch induzierte Korrosion, Taupunktkorrosion und Spaltkorrosion im Detail für die betroffenen Bauteile diskutiert. Der Zustand der Komponenten, die korrosionsanfällig sein können, wird auf dem Stand von 1999 noch als gut beurteilt. Es gibt jedoch Hinweise auf aktive Korrosionsmechanismen an einzelnen Stellen. Insbesondere für das mikrobiell belastete Leckagewasser aus dem nicht vollständig abgedichteten Reaktorbecken wird eine jährliche chemisch-biologische Wiederholungsprüfung gefordert. Die bisherigen Untersuchungsergebnisse weisen auf eine zunehmende mikrobielle Besiedlung des Spaltbereichs zwischen Drywell und Betoneinbettung sowie im Sandbett hin. Die detaillierte Zustandsanalyse der Drywellschale ergibt, dass die Aussenseite einem Korrosionsangriff durch sulfatreduzierende Mikroorganismen ausgesetzt ist, deren Angriffstiefe sich mit der verwendeten Ultraschallprüfung nicht exakt ermitteln lässt. Es liegen aber keine Anzeichen auf ein Schädigungsbild des Drywells vor, welches zu sofortigem Handeln Anlass geben würde.

Für die korrosionsbedingten Alterungsmechanismen wird generell ein Bedarf an weiteren Untersuchungen erkannt. Der vom Betreiber beauftragte Experte gibt eine Reihe von Empfehlungen für Untersuchungsmethoden und für mögliche Schutzmassnahmen zur langfristigen Sicherung der Strukturintegrität des Primärcontainments. Vom KKM werden je nach Bedarf und Verdacht weitere Kon-

trollen, wie an den Faltenbälgen von bestimmten Drywelldurchführungen, in kürzeren Abständen durchgeführt. Ferner konnte durch die durchgeführte Mannlochbohrung die Aussenwand des Drywells im Bereich der Sandeinbettung kontrolliert werden. Es wurde kein signifikanter Materialabtrag festgestellt. Zukünftige Prüfungen sollen diesen Zustand bestätigen bzw. eventuelle zusätzliche Massnahmen auslösen. Wanddickenmessungen im Bereich des Mannlochs 90° werden gemäss Wiederholungsprüfprogramm aufgeführt.

Zusammenfassend hält KKM fest, dass es bei den bis heute durchgeführten Prüfungen keine Ergebnisse gab, die auf Rissbildung oder andere gravierende Schäden deuten.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Durch den Einbau austenitischer Torusdurchdringungen und Tauchrohre sowie durch Instandhaltungsmassnahmen (Beschichtung bzw. Anstrich der Torusinnenfläche) und die Inertierung mit Stickstoff (ab 1988) wurde die Korrosionsgefährdung des Primärcontainments verringert. Ausserdem wurden mögliche Leckagepfade eliminiert, die die integrale Leckratenprüfung des Containments hätten beeinträchtigen können.*

*Die Wiederholungsprüfungen ergaben keine relevanten Befunde. Die Sicherheitsfunktion des Primärcontainments wird durch die am Drywell festgestellte Korrosion nicht beeinträchtigt. Durch regelmässige Wanddickenmessungen muss dieser Zustand auch in Zukunft bestätigt werden bzw. es müssen geeignete notwendige Massnahmen ergriffen werden.*

*Die Untersuchung der Alterungsmechanismen der mechanischen Teile des Primärcontainments erfolgte sehr sorgfältig und mit grossem Aufwand. Die Identifikation der durch Alterungsmechanismen gefährdeten Bereiche erscheint gut begründet und nachvollziehbar. Unklar ist jedoch, wie der Betreiber selbst den gegenwärtigen Zustand und die langfristige Entwicklung des Primärcontainments bezüglich Korrosion einschätzt. In diesem Punkt legt der Betreiber mit der eingereichten Dokumentation kein vorausschauendes Konzept für die zukünftige Alterungsüberwachung des Containments vor. Auch wenn kein Anlass zu sofortigem Handeln besteht, so ist doch sicherzustellen, dass für die angestrebte Betriebsdauer des KKM ein planmässiges Vorgehen zur Kontrolle und Behebung der erkannten Alterungsvorgänge am Primärcontainment festgelegt wird. Aus Sicht der HSK ist diesem Aspekt in der zukünftigen Bewertungsperiode die entsprechende Aufmerksamkeit zu widmen. Die Alterungsüberwachung des Primärcontainments ist periodisch dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik gemäss zu prüfen und anzupassen, auch unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen und Erkenntnissen aus vergleichbaren Anlagen (internationaler Erfahrungsaustausch). Die erste Überprüfung und Anpassung ist bis Ende 2003 durchzuführen (Pendenz P21/2002).*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Für die Alterungsüberwachung des Primärcontainments wurde der AÜP-Bericht revidiert (Rev. 4). Das KKM kommt zum Schluss, dass die korrosionsbedingten Alterungsmechanismen an Torus und Drywellschale weiterhin mit Messungen und Analysen überwacht werden müssen. Zur Eindämmung

von Korrosion und mikrobieller Belastung müssen möglichst alle Leckagen behoben werden, die sonst zu einer Befeuchtung der Drywell-Aussenseite und der Sandbettung führen.

Zur Erledigung der PSÜ-Pendenz P21 hat das KKM Ende 2003 fristgerecht das aufdatierte Konzept zur Alterungsüberwachung des Containments vorgelegt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im Vergleich mit dem Stand 2002 konnten im Bewertungszeitraum hinsichtlich Korrosion Verbesserungen erreicht werden. Es wurde ein systematisches Wanddickemessprogramm für die Drywell-schale etabliert und regelmässige Untersuchungen zur mikrobiologischen Korrosion sind vorgesehen. Die internationalen Erfahrungen werden zur Evaluation möglicher Methoden zur Eindämmung der Korrosion ausgewertet.

Die PSÜ-Pendenz 21 wurde von der HSK nach Überprüfung des eingereichten aktualisierten Konzeptes zur Alterungsüberwachung Anfang 2004 abgeschlossen, gleichzeitig wurde aber ein Steckbrief des Primärcontainments nachgefordert. Dieser Steckbrief wurde vom KKM im Februar 2004 nachgereicht.

### **6.5.2 Sekundärcontainment (Reaktorgebäude)**

Das Sekundärcontainment wird durch das Reaktorgebäude aus Stahlbeton gebildet. Die Wandstärke beträgt im zylindrischen Teil 60 cm, im Bereich der Kuppel zwischen 15 und 30 cm. Das Sekundärcontainment ist auf einen Überdruck von 340 mbar und auf einen Unterdruck von 100 mbar ausgelegt. Bei einem Überdruck von ca. 60 mbar im Sekundärcontainment öffnen sich selbsttätig Tauchrohre zum äusseren Torus, welcher eine Wasservorlage und einen Luftraum umfasst. Der Luftraum des äusseren Torus ist ohne Filtrierung mit dem Abluftkamin verbunden.

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Sekundärcontainment bildet einen Schutz gegen äussere Einwirkungen und dient dem Auffangen allfälliger Leckagen von luftgetragenen radioaktiven Stoffen aus dem Primärcontainment. Diese werden anschliessend vom Notabluftsystem kontrolliert und filtriert über den Kamin abgegeben (Kap. 6.5.7). Ein störfallbedingter Druckanstieg im Sekundärcontainment wird durch Abblasen des Dampf-Luft-Gemischs in den äusseren Torus begrenzt. Dabei wird im Aussentorus ein Reinigungseffekt erzielt, der dem des Notabluftsystems ähnlich ist.

### **Funktion und Schutzsysteme**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die Funktion und die Schutzsysteme des Sekundärcontainments wie folgt beschrieben:

*Das Sekundärcontainment wird durch die Lüftungsanlagen als Teil der kontrollierten Zone auf einem Gebäudeunterdruck von 1,5 mbar gehalten. Bei Anzeichen eines Störfalls wird das Sekundärcontainment lüftungsmässig isoliert, und die Unterdruckhaltung wird vom Notabluftsystem übernommen.*

*Im Leistungsbetrieb sind der Dampftunnel und die Reaktorwasserreinigungsanlage aus Strahlenschutzgründen nur beschränkt zugänglich. Alle übrigen Räume des Sekundärcontainments sind auch*

während des Leistungsbetriebs zugänglich. Der Zugang zum Sekundärcontainment erfolgt auf Kote +8 m über die Personenschleuse, die über dem Dampftunnel liegt, bzw. über die Materialschleuse, die mit dem Aufbereitungsgebäude verbunden ist. Bei Bedarf kann das Sekundärcontainment auch über zwei Notschleusen auf Kote 0 m geräumt werden. Auf Kote 0 m führt ausserdem eine Notschleuse ins SUSAN-Gebäude. Diese kommt zum Einsatz, wenn der äussere Zugang zum SUSAN-Gebäude nicht benutzbar ist, so zum Beispiel bei externer Überflutung.

Beim Bruch einer Frischdampf- oder Speisewasserleitung im Dampftunnel des Reaktorgebäudes wird der Überdruck über 48 Tauchrohre mit je 500 mm Durchmesser in den äusseren Torus mit einer Wasservorlage von ca. 1000 m<sup>3</sup> abgebaut. Dadurch wird der Druckanstieg im Sekundärcontainment auf 300 mbar begrenzt. Die bei diesem Abblasevorgang auftretenden dynamischen Belastungen sind für die massive Stahlbetonstruktur des äusseren Torus vernachlässigbar.

Zum Schutz des Sekundärcontainments gegen zu grossen Unterdruck ist eine einzelne, mit dem Luftraum des äusseren Torus verbundene, druckabhängig gesteuerte Klappe vorhanden. Diese Vakuumbrechmatur öffnet im Bedarfsfall automatisch, um damit den entstehenden Unterdruck zu begrenzen.

### **Zusammenfassung der eingereichten Dokumente und HSK-Beurteilung**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung des Sekundärcontainments als Bauteil des Reaktorgebäudes erfolgt in den Kap. 5.5.3 und Kap. 6.2.3. Der Aussenzylinder und die Dachkuppel aus Stahlbeton sind seismisch qualifiziert. Der bauliche Zustand ist gut. Die Auslegungsanforderungen sind erfüllt.*

*Die Isolation des Sekundärcontainments wird in den Kap. 6.5.4 und Kap. 6.5.5 behandelt. Zur Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Sekundärcontainment in die Umgebung dienen das Notabluftsystem (Kap. 6.5.7) sowie eine Druckentlastung in den äusseren Torus, wodurch eine teilweise Rückhaltung der radioaktiven Stoffe im Wasser des äusseren Torus erfolgt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **6.5.3 Isolationssystem des Primärcontainments**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Isolationssystem des Primärcontainments hat das Einzelfehlerkriterium zu erfüllen und besteht deshalb grundsätzlich aus je zwei Armaturen in Serie. Es hat verschiedene Aufgaben:

- Rückhaltung luftgetragener radioaktiver Stoffe
- Rückhaltung radioaktiver Abwässer

- Begrenzung des Reaktorkühlmittelverlusts bei Störfällen, insbesondere bei äusseren Einwirkungen
- Unterbrechung eines Kühlmittelverlusts aus dem Reaktorkühlsystem bei Rohrbruch ausserhalb des Primärcontainments
- Begrenzung der Auswirkungen eines Fehlöffnens von geschlossenen Ventilen, insbesondere bei äusseren Einwirkungen

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat im Bewertungszeitraum am Isolationssystem des Primärcontainments folgende Änderungen durchgeführt:*

- *Ziehen der Antriebseinschübe der Isolationsventile für das Abfahrkühlsystem STCS und die RDB-Deckelsprühleitung während des Leistungsbetriebs (1991)*
- *Einbau einer zweiten Isolationsarmatur in die Entwässerungsleitung des Scramablassbehälters (1992)*
- *Einbau von 3 zusätzlichen Primärcontainment-Isolationsarmaturen im Drywell-Zwischenkühlwassersystem (1994)*
- *Ertüchtigung der 8 Frischdampf-Isolationsventile (1994 bis 1995)*
- *Einbau gedämpfter Speisewasser-Rückschlagventile (1995)*
- *Demontage der 4 Druckentlastungsleitungen vom Primärcontainment zum Aussentorus (1999)*
- *Stromlosschalten von zwei Drywell-Spülluftklappen des Lüftungssystems im Reaktorgebäude während des Leistungsbetriebs (1999)*

*Im Bewertungszeitraum wurden die vorgeschriebenen Funktions- und Wiederholungsprüfungen durchgeführt. Instandhaltungsarbeiten wurden an den Frischdampf-Isolationsarmaturen, den gedämpften Speisewasserrückschlagventilen und an anderen Isolationsarmaturen ausgeführt. Ca. 10 % der Instandhaltungsmassnahmen waren durch Komponentenausfall, mit einem Schwerpunkt bei den gedämpften Speisewasserrückschlagventilen, bedingt.*

*Aufgrund der Änderungen an den Frischdampf-Isolationsarmaturen und deren Aufbauten sowie des Einbaus der gedämpften Speisewasserrückschlagventile wurden verschiedene Spannungsanalysen erstellt. Weitere Spannungsanalysen wurden zur Optimierung der Schliesscharakteristik der Speisewasserrückschlagventile, für die Absenkung der Speisewassertemperatur (auf 150°C) sowie für Brüche der Speisewasserleitung erstellt.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das Isolationssystem des Primärcontainments unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen gegenwärtig alle sicherheitsrelevanten Anforderungen gemäss Richtlinie HSK-R-101<sup>6</sup> erfüllt. Im Bewertungszeitraum gab es keine Befunde, welche zur Nichterfüllung der Isolationsfunktion im Anforderungsfall geführt hätten. Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion der Isolationsarmaturen des Primärcontainments auch für die nächsten Jahre sichergestellt ist.*

## HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des Isolationssystems des Primärcontainments erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen und der Richtlinie HSK-R-101<sup>6</sup>.*

*Die HSK befürwortet die im Bewertungszeitraum am Isolationssystem des Primärcontainments durchgeführten Änderungen. Damit wurden folgende Ziele erreicht:*

- Das Ziehen der Antriebseinschübe der Isolationsventile für das Abfahrkühlsystem STCS und die RDB-Deckelsprühleitung ist ein Schutz gegen das brandbedingte Fehlöfnnen dieser Ventile während des Leistungsbetriebs. Damit wurde die Zuverlässigkeit der Primärcontainment-Isolation und der Schutz der Niederdrucksysteme gegen Überdruck verbessert.*
- Die Entwässerungsarmaturen am Scramablassbehälter werden bei Scram geschlossen. Die nachgerüstete redundante Entwässerungsarmatur hat eine Primärcontainment-Isolationfunktion. Ihr Einbau drängte sich aus systemtechnischen Gründen auf, da sie einen ständigen Kühlmittelverlust ins Reaktorgebäude bei Berücksichtigung eines Einzelfehlers an der ursprünglich vorhandenen Entwässerungsarmatur verhindert.*
- Das Drywell-Zwischenkühlwassersystem kann bei Rohrbruch Ursache einer Primärcontainment-Leckage sein. Durch den Einbau von 3 zusätzlichen Primärcontainment-Isolationsarmaturen wurde die Isolation des Drywell-Zwischenkühlwassersystems verbessert.*
- Das Verhalten und die Dichtheit der 8 Frischdampf-Isolationsventile wurden durch ihre Ertüchtigung, insbesondere bei Erdbeben, verbessert.*
- Mit dem Einbau der gedämpften Speisewasser-Rückschlagventile wird bei einem Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Primärcontainments das Versagen der ungedämpften Ventile verhindert und damit die Isolation des Reaktorkühlkreislaufs sichergestellt.*
- Die Druckentlastungsleitungen vom Primärcontainment zum Aussentorus waren ursprünglich zur Durchführung von Accident Management-Massnahmen beim Überflutungsfall und bei Kernschmelzunfällen vorgesehen. Sie waren eine potenzielle Leckagequelle und wurden entfernt, da sie nach der Nachrüstung des SUSAN und des Containment-Druckentlastungssystems CDS nicht mehr benötigt werden.*
- Durch das Stromlosschalten der zwei Drywell-Spülluftklappen des Lüftungssystems im Reaktorgebäude werden diese Klappen während des Leistungsbetriebs geschlossen gehalten. Damit gelten sie als passive Elemente und sind nicht mehr dem Einzelfehlerkriterium unterworfen. Dadurch wird ein Drywell/Torus-Bypass bei Kühlmittelverlust innerhalb des Primärcontainments verhindert und die Druckabbaufunktion des Torus sichergestellt.*

*Die Instandhaltungsarbeiten an den zahlreichen Isolationsarmaturen sind geeignet, die Funktion der Armaturen zu gewährleisten.*

*Die vom SVTI geprüften und akzeptierten Festigkeitsnachweise zeigen, dass die Frischdampf-Isolationsarmaturen und deren Aufbauten, die gedämpften Speisewasserrückschlagventile sowie die Durchdringungen des Drywells für die in der Auslegung spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.*

*Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass KKM die Zuverlässigkeit des Primärcontainment-Isolationssystems im Bewertungszeitraum laufend verbessert hat. Die Betriebserfahrungen sind gut und die durchgeführten Funktionsprüfungen haben keine Mängel gezeigt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **6.5.4 Isolationssystem des Sekundärcontainments**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Bei einem Anzeichen eines Störfalls muss das Sekundärcontainment mittels der redundanten Ab-sperrungen der Zu- und Abluftleitungen des Reaktorgebäudes isoliert werden, damit die Unterdruckhaltung und die Abgabe der radioaktiven Stoffe vom Notabluftsystem SGTS (Kap. 6.5.7) übernommen werden kann. Eine Isolationsfunktion hat zudem die Vakuumbrechklappe zwischen Aussentorus und Reaktorgebäude.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Am Isolationssystem des Sekundärcontainments wurden im Bewertungszeitraum keine Änderungen durchgeführt. Die Funktionsprüfungen wurden entsprechend den Anforderungen der Technischen Spezifikationen durchgeführt. Die Ergebnisse entsprachen den Vorgaben.*

*Aufgrund einer Forderung aus dem HSK-Gutachten<sup>5</sup> von 1991 wurde das Verhalten der Vakuumbrechklappe zwischen Aussentorus und Reaktorgebäude während des begrenzenden Störfalls rechnerisch überprüft.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die zuverlässige Erfüllung der Sicherheitsfunktion der Isolationsarmaturen des Sekundärcontainments auch in den kommenden Betriebsjahren sichergestellt ist.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des Isolationssystems des Sekundärcontainments erfolgt anhand der system-spezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen und der HSK-Richtlinie R-10<sup>16</sup>.*

*Die nicht-redundante Vakuumbrechklappe zwischen Aussentorus und Reaktorgebäude (Kap. 6.5.5) erfüllt das Einzelfehlerkriterium nicht. Deshalb müssen die bezüglich Öffnen und Schliessen limitierenden Anforderungsfälle auch ohne diese Vakuumbrechklappe beherrschbar sein. Die durchgeführte Überprüfung hat gezeigt, dass das Versagen der Vakuumbrecharmatur nicht zu einem Unterdruck führt, welcher die Integrität des Reaktorgebäudes in Frage stellt.*

*Die HSK stellt fest, dass das Isolationssystem des Sekundärcontainments die geforderten Sicherheitsfunktionen erfüllt. Die Betriebserfahrungen sind gut.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### **6.5.5 Vakuumbrechsysteme**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die installierten Vakuumbrechsysteme haben folgende sicherheitstechnische Aufgaben:

- 4 Vakuumbrechklappen vom Torus zum Drywell:  
Nach einem Kühlmittelverlust kondensiert Wasserdampf im Drywell. Die Vakuumbrechklappen ermöglichen das Rückströmen von Stickstoff aus dem Torus in den Drywell und verhindern damit eine Wasserrückströmung zum Drywell über die Überströmrohre.
- 12 Vakuumbrechklappen vom Drywell zu den 6 Abblaseleitungen der Sicherheits-/Abblaseventile (je 2 parallele Klappen pro Leitung):  
Nach einem Abblasen von Frischdampf in den Torus kondensiert Wasserdampf in den Abblaseleitungen. Die Vakuumbrechklappen ermöglichen das Rückströmen von Stickstoff aus dem Drywell und verhindern, dass Wasser aus dem Torus in die Abblaseleitungen hochgesaugt wird. Dies könnte bei einem erneuten Abblasevorgang zu hohen Lasten auf die Abblaseleitungen, die Lochrohrdüsen und den Torus führen.
- 1 motorisierte und gesteuerte Vakuumbrechklappe vom Aussentorus zum Reaktorgebäude:  
Sie begrenzt den Unterdruck bei einem Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Reaktorgebäudes (Kap. 6.5.4).

Die Vakuumbrechklappen öffnen bei Erreichen des festgelegten Unterdrucks selbsttätig und nach dem Druckausgleich schliessen diese Klappen ebenfalls selbsttätig. Eine Ausnahme bildet die Vakuumbrechklappe „Aussentorus-zu-Reaktorgebäude“, die gesteuert ist.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurden an den Vakuumbrechklappen folgende Änderungen durchgeführt:*

- *Die HSK hatte die zwei Vakuumbrechklappen vom Reaktorgebäude zum Torus aufgrund der im Gutachten<sup>5</sup> von 1991 dargelegten Überlegungen im Rahmen der Auslegungsbasis als nicht nötig beurteilt. Eine von KKM durchgeführte Untersuchung hat diese Beurteilung bestätigt.*



Zudem waren diese Vakuumbrechklappen während des bisherigen Betriebs nie angefordert worden. 1993 wurden deshalb die zwei Vakuumbrechklappen „Reaktorgebäude-zu-Torus“ ausgebaut und durch Abschlussdeckel ersetzt.

- Im Revisionsstillstand 2001 wurde der Mechanismus zum Testen der Vakuumbrecher „Torus-zu-Drywell“ während des Leistungsbetriebs ausgebaut.

Die Dichtheit und die Gängigkeit der Vakuumbrechklappen werden periodisch geprüft. Die Ergebnisse der Funktionsprüfungen entsprachen den Vorgaben.

Die Instandhaltungsarbeiten an den verschiedenen Vakuumbrechklappen wurden periodisch ohne Beeinträchtigung der Verfügbarkeit ausgeführt. Infolge einer im Jahr 2000 durchgeführten Dichtheitsprüfung mussten an 6 Vakuumbrechklappen „Drywell-zu-Abblaseleitungen“ Wartungsarbeiten ausgeführt werden. Deshalb wurde die bisherige, normalerweise in einem Abstand von 8 Jahren durchgeführte Instandhaltung durch eine zweijährliche Dichtheitsprüfungen ergänzt.

1999 erfolgte im KKM beim Ereignis „Scram durch Reaktordruck-hoch“ ein Abblasen von Dampf in den Torus, bei dem beide Vakuumbrecher der betroffenen Abblaseleitung undicht wurden. Die Leckage konnte anschliessend auf 1 % des zulässigen Wertes reduziert werden. Bei Misserfolg wäre eine Reparatur bei drucklosem Reaktorkühlsystem nötig gewesen. Die Reparatur wurde während des Revisionsstillstands 2000 vorgenommen.

KKM kommt zum Schluss, dass die Erfüllung der Funktionen der Vakuumbrechsysteme auch für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Die HSK-Beurteilung der Vakuumbrechsysteme erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen und der Richtlinien HSK-R-15<sup>25</sup> und HSK-R-101<sup>6</sup>.

Mit den im Bewertungszeitraum an den Vakuumbrechsystemen durchgeführten Änderungen wurden folgende Ziele erreicht:

Durch den Ausbau des Vakuumbrechsystems vom Reaktorgebäude zum Torus wurden nicht benötigte Primärcontainment-Durchführungen entfernt und damit eine Möglichkeit für eine Primärcontainment-Leckage beseitigt.

- Gemäss den Erfahrungen aus anderen Anlagen war das Testen der Vakuumbrechklappen „Torus-zu-Drywell“ während des Leistungsbetriebs eine Fehlerquelle. Die nach dem jährlichen Test im Stillstand geschlossene Klappe bleibt jetzt während des Leistungsbetriebs geschlossen und wird durch den leicht erhöhten Drywelldruck zusätzlich angedrückt.

Eine Undichtheit einer Vakuumbrechklappe vom Drywell zu einer Abblaseleitung mit einer gleichzeitigen Undichtheit des zugehörigen Sicherheits-/Abblaseventils würde zu einem kleinen Kühlmittelverlust im Drywell führen. Die Erfahrungen zeigen, dass die Sicherheit infolge Öffnens der Vakuumbrechklappen „Drywell-zu-Abblaseleitungen“ nie beeinträchtigt wurde, sondern allenfalls der Betrieb.

Die HSK stellt fest, dass die Instandhaltung der Vakuumbrechklappen „Drywell-zu-Abblaseleitungen“ zur Vermeidung von Undichtheiten ergänzt wurde. Die Vakuumbrechsysteme erfüllen die geforderten Sicherheitsfunktionen.

## Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### 6.5.6 Systeme zur Wasserstoffbeherrschung

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Zur Verhinderung einer Entzündung des Wasserstoff-Sauerstoffgemischs, das bei Störfällen durch Radiolyse des Reaktorkühlmittels oder infolge der Zirkon-Wasser-Reaktion an den Brennstab-Hüllrohren entstehen kann, wurden in den 80er Jahren die beiden folgenden Systeme nachgerüstet:

- Das Wasserstoff-Rekombinatorsystem: Die Kapazität des Systems reicht aus, um die H<sub>2</sub>-Konzentration infolge Radiolyse unterhalb der Zündgrenze<sup>101</sup> (4% H<sub>2</sub> und 5% O<sub>2</sub>) zu halten. Es arbeitet thermisch und ohne Katalysator.
- Das Inertierungssystem: Damit wird das Primärcontainment während des Leistungsbetriebs mit Stickstoff (N<sub>2</sub>) inertiert und der O<sub>2</sub>-Gehalt auf maximal 4 % begrenzt.

Um die Bedeutung der beiden zur Wasserstoffbeherrschung vorhandenen Systeme darzulegen, werden die verschiedenen Phasen ihrer Inbetriebnahme kurz beschrieben:

- a) Ohne Systeme: Nach einem auslegungsgemässen LOCA mit nur geringer H<sub>2</sub>-Freisetzung infolge der Zirkon-Wasser-Reaktion der Brennstab-Hüllrohre müsste das Primärcontainment gespült werden, um langfristig ein brennbares Gemisch infolge Radiolyse von Wasser zu verhindern.
- b) Rekombinatorsystem vorhanden: Nach einem auslegungsgemässen LOCA könnte mit dem Rekombinator eine H<sub>2</sub>-Freisetzung infolge Radiolyse abgebaut und somit ein Spülen des Primärcontainments vermieden werden.
- c) Rekombinator- und Inertierungssystem vorhanden: Nach einem LOCA oder einem auslegungsüberschreitenden Störfall mit massiver H<sub>2</sub>-Produktion infolge Überhitzung der Brennstäbe kann ohne Spülen des Primärcontainments kurz- und langfristig ein brennbares Gasgemisch verhindert werden.

## Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurden am Wasserstoff-Rekombinatorsystem keine Änderungen durchgeführt. Die Komponenten des Rekombinatorsystems wurden regelmässig anhand von Checklisten kontrolliert und die sich daraus ergebenden Instandhaltungsmassnahmen wurden durchgeführt. Beim Inertierungssystem wurden geplante und durch Komponentenausfall bedingte Instandhaltungsmassnahmen vorgenommen.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die Funktionstüchtigkeit des Rekombinator- und des Inertierungssystems auch für die weiteren Betriebsjahre gewährleistet ist.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung der Systeme zur Wasserstoffbeherrschung erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung und der Technischen Spezifikationen.*

*Das System zur Inertierung des Primärcontainments mit Stickstoff ist die primäre Massnahme gegen H<sub>2</sub>-Verbrennung. Aufgrund des Mangels an O<sub>2</sub> ist eine Entzündung des Wasserstoff-Sauerstoffgemischs kurzfristig nach einem LOCA oder einem auslegungsüberschreitenden Störfall nicht möglich. Langfristig wird durch Radiolyse auch O<sub>2</sub> gebildet, so dass zur O<sub>2</sub>-Reduktion die Wasserstoff-Rekombinatoren zusätzlich zur Primärcontainment-Inertierung benötigt werden. Ein Rekombinator ist im KKM vorhanden. Ein zweiter kann vom KKL angefordert werden. Diese Lösung ist zulässig und häufig bei Rekombinatoren, die ausserhalb des Primärcontainments angeordnet sind.*

*Die durchgeführten Instandhaltungsarbeiten, bei denen es sich im wesentlichen um störungsbedingten Ersatz mechanischer und elektrischer Komponenten sowie geplante Revisionsarbeiten an mechanischen Komponenten handelte, waren geeignet, die Funktionstüchtigkeit des Inertierungssystems zu gewährleisten.*

*Die HSK stellt fest, dass die Systeme zur Wasserstoffbeherrschung die geforderten Sicherheitsfunktionen und die Anforderungen der entsprechenden US-amerikanischen Vorschriften<sup>102</sup> erfüllen. Die Betriebserfahrungen sind gut.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### **6.5.7 Notabluftsystem**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Notabluftsystem SGTS (Standby Gas Treatment System) gelangt hauptsächlich bei Störfällen zum Einsatz. Dabei hat das System die sicherheitstechnische Aufgabe, einen Unterdruck im Sekundärcontainment zur gezielten Absaugung von Leckagen aufrecht zu erhalten, freigesetztes Iod und Aerosole zu filtern und radioaktive Stoffe kontrolliert über den Abluftkamin an die Atmosphäre abzugeben. Zudem kann das SGTS im Falle einer Kontamination zur Spülung des Primärcontainments oder spezieller Bereiche des Reaktorgebäudes herangezogen werden. Es besteht aus zwei räumlich getrennten Strängen mit einer Kapazität von 2 · 100 %, die im Aufbereitungsgebäude aufgestellt sind. Die Ventilatoren werden notstromversorgt und beide Stränge verfügen über Aktivkohlefilter.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurden am Notablufsystem folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen durchgeführt:*

- 1992, 1993 und 2000 wurden Halterungen des Systems ertüchtigt.
- 1992 wurden an den Filtern des Notablufsystems Abschirmungen montiert.
- 1999 wurde die Steuerung des Notablufsystems ersetzt.

*Die Funktionsprüfungen am Notablufsystem wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine wesentlichen Befunde und insbesondere kein gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtiges Vorkommnis.*

*Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Notablufsystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei den wenigen ungeplanten Instandhaltungen war die Verfügbarkeit nicht betroffen bzw. im Rahmen der gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Zeit.*

*Bei den Wiederholungsprüfungen an den mechanischen Komponenten des Notablufsystems wurden ausser den vorerwähnten Instandhaltungsmassnahmen keine Befunde festgestellt.*

*Im Rahmen der Erdbebenrequalifikation von mechanischen Komponenten wurden im Bewertungszeitraum Untersuchungen über die Erdbebenfestigkeit der Notablufleitungen und der Abstützung der Aktivkohlefilter durchgeführt und die entsprechenden Festigkeitsberechnungen erstellt. Ebenso wurden aufgrund von neu errechneten Antwortspektren für das Aufbereitungsgebäude Spannungsanalysen für die Notablufleitungen durchgeführt.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das Notablufsystem unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des Notablufsystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen und der Richtlinien HSK-R-15<sup>25</sup> und HSK-R-101<sup>6</sup>.*

*Das Notablufsystem verzeichnete seit der Inbetriebnahme der SUSAN-Nachrüstung im Jahre 1989 keine Änderung der Auslegungskriterien. Die im Bewertungszeitraum vorgenommenen sicherheitsrelevanten Systemänderungen hatten folgende Ziele:*

- *Die Ertüchtigung von Halterungen war das Ergebnis der Erdbebenrequalifikation des Notablufsystems und stellt die Standfestigkeit der wichtigsten Komponenten bei einem SSE sicher. Allerdings ist die Sicherheitsfunktion des SGTS während eines SSE nicht gewährleistet, da das Aufbereitungsgebäude nur für das Betriebserdbeben OBE ausgelegt ist (Kap. 6.2.3).*

- Die Nachrüstung der Abschirmung an den Filtern des SGTS dient dem Schutz des Personals, falls es im Anforderungsfall des SGTS im Aufbereitungsgebäude vor Ort Schalthandlungen an den Lüftungssystemen vornehmen muss. Diese Nachrüstung wurde von der HSK in ihrem Gutachten<sup>5</sup> von 1991 gefordert.
- Der Ersatz der Steuerung führte zu einer Verbesserung der Verfügbarkeit der Systemleittechnik.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Ertüchtigungen der Halterungen die Auslegung des Notabluftsystems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen erfüllt das Notabluftsystem seine Sicherheitsfunktion.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **6.6 Sicherheitssysteme**

### **6.6.1 Reaktorabschaltung**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Reaktorabschaltsystem hat die Aufgabe, den Reaktor aus jedem Betriebszustand und bei Störfällen in einen unterkritischen Zustand zu bringen, sofern dies für die Sicherheit der Anlage erforderlich ist. Die Reaktorabschaltung des KKM besteht aus den folgenden Funktionen:

- RPS-Reaktorschnellabschaltung in  $< 3$  s (RPS = Reactor Protection System). Diese dient u. a. dem Schutz vor schnellen Transienten mit Gefahr der Verletzung des CPR-Grenzwerts (Critical Power Ratio) und damit der Integrität der Brennstab-Hüllrohre.
- ARSI-Reaktorabschaltung als Funktion der SUSAN-Sicherheitsleittechnik in  $< 10$  s bei äusseren Einwirkungen (ARSI = Alternate Reactor Scram and Isolation). Das Schutzziel der ARSI-Abschaltung ist, die Kernkühlung sicherzustellen, währenddem die Integrität der Hüllrohre nicht erhalten werden muss. Deshalb besitzt die Abschaltzeit eine untergeordnete Bedeutung.

Da in Siedewasserreaktoren die Steuerstäbe von unten in den Kern einfahren, benötigen diese für die Abschaltung eine Hilfsenergie, die in den Scram-Akkumulatoren (Druckspeichern) gespeichert ist. An das Abschaltsystem des Reaktorlieferanten bestehen folgende Anforderungen:

- Ein individueller Akkumulator pro Steuerstab, der mit Stickstoff ( $N_2$ ) und Ladewasser geladen ist.
- Eine Verbindung vom Reaktordruckbehälter zur Kolbenunterseite der Steuerstabantriebe, so dass bei einem Reaktordruck über etwa 40 bar das schnelle Einfahren auch ohne Wasserakkumulatoren möglich ist (Einfahrzeit ca. 5 s).

- Ein druckloses und leeres Scram-Ablasssystem.
- Eine Scram-Auslösung, die bezüglich elektrischer und pneumatischer Energie „fail safe“ erfolgt.

Eine diversitäre Möglichkeit zur Abschaltung besteht, obwohl nicht gefordert, im betrieblichen Steuerstab-Fahrsystem, das dieselben Steuerstäbe benützt und ebenfalls hydraulisch arbeitet wie das Reaktorabschaltsystem. Das Steuerstab-Fahrsystem benützt aber andere Ventile und ist unabhängig von den Akkumulatoren. Es benötigt dafür eine Steuerstab-Antriebspumpe, die dauernd in Betrieb steht. Zur Beherrschung von Transienten mit postuliertem Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS-Störfall, Kap. 7.2.8) dient das Vergiftungssystem, das von Hand ausgelöst wird.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurden an den Abschaltssystemen folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen durchgeführt:*

- *Einbau eines neuen Scramablassbehälters, bei dem der Auslegungsdruck erhöht, das Volumen vergrößert und der ferritische durch einen austenitischen Werkstoff ersetzt wurden (1991).*
- *Ersatz der Scram-Vorsteuerventile und Vergrößerung der Entlastungsleitungen, wodurch der RPS-Scram und insbesondere der ARSI-Scram beschleunigt wurden (1992).*
- *Einbau einer zweiten Isolationsarmatur in die Entwässerungsleitung des Scramablassbehälters (1992, Kap. 6.5.3).*
- *Nachrüstung des ARSI-Scram-Auslösesignals „Steuerluftdruck tief“ (1992).*
- *Verschiebung der Überwachung des Ladewasserdrucks von unmittelbar vor dem Ladewasserventil zu unmittelbar nach dem Ladewasserventil, wodurch nun auch die Stellung des Ladewasserventils überwacht wird (1992).*
- *Nachrüstung des ARSI-Scram-Auslösesignals „Niveau Scramablassbehälter hoch“ (1993).*

*Als Wiederholungsprüfungen wurden ohne Befund jährliche System- und Komponentenbegehungen bei betriebsähnlicher Belastung im SK1-Bereich, visuelle Prüfungen an Armaturen bei ihrer Demontage sowie die alle zehn Jahre durchzuführende Druckprüfungen des Scramablassbehälters durchgeführt. Die Instandhaltungsarbeiten wurden ohne Beeinträchtigung der Verfügbarkeit des Steuerstabantriebssystems ausgeführt.*

*Die im Zusammenhang mit den oben genannten Änderungen an mechanischen Komponenten erforderlichen Festigkeitsnachweise wurden vom SVTI geprüft.*

*Im Steuerstab-Fahrsystem traten im Bewertungszeitraum folgende Störungen auf:*

- *Nach einem Scram im Juli 1997 konnten die Steuerstäbe nur unter erheblichen Schwierigkeiten, mit erhöhtem Fahrwasserdruck, ausgefahren werden.*
- *Beim Ausfahren eines Steuerstabes bewegte sich dieser um einen Notch (= Schritt) zuviel. Dieser Fehler trat im Januar 1999 sowie im Januar und Oktober 2001 erneut auf.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die Anforderungen an das RPS-ScramsysteM im Bewertungszeitraum keine Veränderungen erfahren haben und das System unter Berücksichtigung der durchgeführten Nachrüstungen alle sicherheitsrelevanten Anforderungen gemäss Auslegung erfüllt. Die am SUSAN-ARSI-Abschaltsystem vorgenommenen Änderungen führten zur Erhöhung der Zuverlässigkeit des SUSAN-Scrams im Anforderungsfall. Während der Durchführung der Instandhaltung war die Sicherheitsfunktion des RPS-/ARSI-Abschaltsystems zu keiner Zeit beeinträchtigt. Die durchgeführten Funktionsprüfungen verzeichneten kein klassiertes, meldepflichtiges Ereignis. Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktionen des Reaktorabschaltsystems für die nächsten Betriebsjahre sichergestellt sind.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des Reaktorabschaltsystems erfolgt anhand der Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> und der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>.*

*Bei den Wiederholungsprüfungen wurde der nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> vorgeschriebene Prüfumfang erfüllt. Die Prüfverfahren entsprachen dem Stand der Technik. Es wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.*

*Die vom SVTI geprüften Festigkeitsnachweise zeigen, dass die geänderten Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.*

*Die am RPS- und ARSI-Abschaltsystem im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen dienten der Ertüchtigung und der besseren Überwachung der Scram-Funktion. Das ARSI-Scram-Signal „Steuerluft tief“ wurde nachgerüstet, um sicherzustellen, dass die Steuerstäbe im Falle eines Steuerluftdruckverlusts eingefahren werden, bevor der minimale Steuerdruckwert erreicht wird. Unterhalb dieses minimalen Wertes driften die Steuerstäbe unkontrolliert ein. Die Verschiebung der Überwachung des Ladewasserdrucks von unmittelbar vor dem Ladewasserventil zu unmittelbar nach dem Ladewasserventil wurde infolge einer Störung der Scram-Funktion im Kernkraftwerk Leibstadt<sup>5</sup> vorgenommen. Dadurch wird die Stellung des Ladewasserventils überwacht.*

*In den Technischen Spezifikationen des KKL wurden als Folge des KKL-Ereignisses Minimalwerte für den Gas- und den Ladewasserdruck in den Scram-Akkumulatoren festgelegt. In den Technischen Spezifikationen des KKM sind bisher keine entsprechenden Vorschriften vorhanden. Allerdings müssen die Scram-Akkumulatoren gemäss den Prüfvorschriften vom Betriebspersonal gasseitig auf 85 bar (Überdruck) aufgefüllt werden, sobald der Gasdruck unter 80 bar gefallen ist. Ein Gasdruck oberhalb des Ladewasserdrucks ist ebenfalls unzulässig, denn er drückt das Wasser aus dem Scram-Akkumulator heraus und macht diesen unwirksam. Wegen der sicherheitstechnischen Bedeutung korrekter Druckwerte in den Scram-Akkumulatoren sollen die erforderlichen Ladewasser- und Gasdruckwerte in den Technischen Spezifikationen festgehalten werden. In den Technischen Spezifikationen ist deshalb bis Ende August 2003 der Minimalwert des Ladewasserdrucks sowie der Minimal- und Maximalwert des Gasdrucks der Steuerstab-Scram-Akkumulatoren aufzunehmen (PSÜ-Pendenz P22/2002).*

*KKM besitzt einen Alarm zur Überwachung des Gasdrucks der Scram-Akkumulatoren, der seit Betriebsbeginn auf 67 bar eingestellt war. Beim Unterschreiten dieses Alarmwertes würden der Sammelalarm „minimaler Akkumulatordruck < 67 bar“ und die rote Lampe „Akkumulator“ am Steuerpult des betroffenen Stabes aufleuchten. Dieser Alarm spricht in folgenden Fällen an:*

- *Gasleck oder irrtümliches Entlasten eines Scram-Akkumulators*
- *Betrieb ohne Scram-Akkumulatoren bei Reaktordruck < 40 bar*

*Eine Erhöhung des Alarm-Auslösegrenzwerts für den Scram-Akkumulatordruck um einige bar über den Betriebsdruck wäre zur frühzeitigen Erkennung folgender Störfälle empfehlenswert:*

- *Frühere Alarmierung des Personals bei Gasleck oder bei irrtümlichem Entlasten der Scram-Akkumulatoren*
- *Schliessen des gemeinsamen Ladewasserventils*
- *Ausfall der Steuerstab-Antriebspumpen*
- *Irrtümliches Schliessen des stabzugehörigen Ladewasserventils*
- *Unterlassenes Öffnen des stabzugehörigen Ladewasserventils nach Einzelstab-Scramtest*

*Zudem könnte das Betriebspersonal durch eine Erhöhung des Alarm-Auslösegrenzwerts für den Scram-Akkumulatordruck vor dem möglicherweise falschen Schluss bewahrt werden, dass das Scramsystem in Ordnung ist, falls kein Alarm (bei 67 bar) ansteht. Aus den erwähnten Gründen ist bis Ende August 2003 eine Erhöhung des Alarm-Auslösegrenzwerts für den minimalen Gasdruck der Scram-Akkumulatoren zu prüfen (PSÜ-Pendenz P23/2002).*

*Die während des Bewertungszeitraums im KKM aufgetretenen Ereignisse, bei denen das Reaktorabschaltsystem beteiligt war, betrafen Störungen der Fahrfunktion des Reaktorabschaltsystems und wurden gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> nicht als klassierte Ereignisse eingestuft. Sie werden wie folgt beurteilt:*

- *Die Ursache für die Schwierigkeiten mit dem Ausfahren der Steuerstäbe nach dem Scram vom Juli 1997 waren Verunreinigungen an Dichtringen der Steuerstabantriebe. Die Verunreinigungen waren ein Jahr zuvor während den Revisionsarbeiten in den Reaktorkreislauf gelangt. Das Problem wurde durch die Reinigung aller 57 Stabantriebe behoben. Die Scram-Funktion war nicht betroffen, denn diese arbeitet ungedrosselt und mit vollem Druck von anfänglich 80 bar.*
- *Ein Überfahren der vorgesehenen Endposition beim Ausfahren eines Steuerstabes ist auch in anderen Anlagen des Reaktorlieferanten des KKM aufgetreten. Das Ausfahren der Steuerstäbe erfolgt mittels der Steuerstab-Handsteuerung RMCS (Rod Manual Control System), das auf die eingestellten Drosselungen und Verzögerungszeiten empfindlich ist. Das RMCS ist kein Sicherheitssystem, sondern ein sicherheitsbezogenes System der Sicherheitsklassen SK4 und 0E. Die Scram-Funktion war nicht betroffen, denn diese arbeitet ungedrosselt und ohne Verzögerung. Obwohl das Ereignis mehrmals aufgetreten ist, drängen sich aus sicherheitstechnischen Gründen keine Massnahmen auf.*

*Nachdem aufgrund der Ereignisse in Browns Ferry und Leibstadt entsprechende Gegenmassnahmen getroffen worden waren, ist die Reaktorabschaltsfunktion in den Siedewasserkernkraftwerken des Reaktorlieferanten sichergestellt. Wegen der sicherheitstechnischen Bedeutung korrekter Druckwerte in den Scram-Akkumulatoren und zur Verbesserung der Überwachung der Scram-Funktion sind im KKM die oben erwähnten Massnahmen durchzuführen bzw. zu prüfen.*



## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Kreislaufstrahlungsüberwachung wurde im Jahr 2005 ersetzt. Dies hat zur Folge, dass bei der Abluftaktivitätsmessung des Reaktorgebäudes die Anzahl der Redundanzen für das RPS-Scramsystem von 2 auf 4 verdoppelt wurde. Die am RPS-Abschaltsystem vorgenommene Änderung führt zur Erhöhung der Zuverlässigkeit im Anforderungsfall.

An den Abschaltssystemen wurde eine Modifikation des Steuerstab-Fahrsystems zur Vermeidung von Kaltwassereinspeisung in den RDB über den Stutzen N9 durchgeführt. Mit dieser Modifikation wurde die CRD-Rückföhrleitung zum RDB-Stutzen N9 stillgelegt. Die Modifikation wurde mit verschiedenen Tests erfolgreich überprüf.

Die beiden PSÜ-Pendenzen 22 und 23 wurden vom KKM Mitte 2003 termingerecht erledigt und die Technische Spezifikation wurde entsprechend ergäntzt.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

In den Jahren 2001, 2002 und 2003 trat nur noch vereinzelt ein Überfahren der vorgesehenen Endposition beim Ausfahren eines Steuerstabes auf, welches danach nicht mehr beobachtet wurde. Die Scram-Funktion war davon nicht betroffen und es drängen sich daher keine Massnahmen auf.

Die HSK hat sich davon überzeugt, dass die sicherheitsrelevante Funktion des Steuerstabantrieb-Systems auch nach der Modifikation gewährleistet ist.

Die beiden Pendenzen P22 und P23 aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 wurden mit HSK-Brief Mitte 2003 geschlossen.

### **6.6.2 Sicherheitsleittechnik**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Als Sicherheitsleittechnik wird die von der betrieblichen Steuerung der Anlage unabhängige Leittechnik bezeichnet, welche wichtige Reaktorparameter überwacht und beim Erreichen von Grenzwerten den Reaktor entweder automatisch schnell abschaltet oder einen Teileinwurf der Steuerstäbe auslöst sowie die Isolations- und Kernnotkühlsysteme aktiviert. Die Sicherheitsleittechnik umfasst die Messwertaufnahme- und Messwertverarbeitungseinrichtungen, den Logikteil sowie die Auslöseeinrichtungen. Diese Einrichtungen können über entsprechende rückwirkungsfreie Trennvorrichtungen auch Signale für betriebliche Zwecke zur Verfügung stellen. Der Sicherheitsleittechnik sind im KKM folgende Systeme zugeordnet:

- Das Reaktorschutzsystem RPS (Reactor Protection System), dessen wesentliche Aufgaben seit Betriebsbeginn unverändert gültig sind.
- Die u.a. der Auslösung des alternativen Reaktorabschalt- und Isolationssystems (ARSI) dienende SUSAN-Sicherheitsleittechnik, die bei der Errichtung des SUSAN zusätzlich eingebaut wurde und vom RPS unabhängig ist.

- Die Neutronenflussmessungen, welche das Weitbereichsmesssystem des Neutronenflusses für den Anfahr- und Übergangsbereich WRM (Wide Range Monitoring System), das Neutronenfluss-Messsystem für den Leistungsbereich PRNM (Power Range Neutron Monitoring System) und die gleitende Reaktorschnellabschaltung TOPPS (Tracking Overpower Protection System) umfassen.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

#### Reaktorschutzsystem RPS

Beim Reaktorschutzsystem RPS wurden im Bewertungszeitraum folgende Erneuerungen, Änderungen und Erweiterungen vorgenommen:

- Ersatz des ursprünglichen Reaktorschutzes in Relaischnik durch eine EDM-Ausführung (Erweitertes Dynamisches Magnetkern-System) (1991).
- Einbindung der ARSI-Auslösung als zusätzliches Scram-Anregesignal ins RPS (1991).
- Nachrüstung des Scram-Anregesignals „Druck Maschinenhaus Max.“ (1991).
- Realisierung der Schutzlogik „Bruch Speisewasserleitung im Reaktorgebäude“ (Kap. 7.5.3, 1992).
- Erhöhung des Grenzwertes für die Reaktordruck-Scramauslösung auf 74,4 bar (1992).
- Änderung der Scram-Reset-Logik (1992).
- Erhöhung des Grenzwertes für die Isolation der Frischdampfleitungen durch das Signal „Durchfluss Frischdampfleitung Max.“ (1993).

Ergänzung der Isolationslogik für das Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude (Kap. 6.7.1.4, 1994)

- Nachrüstung der Schutzlogik ADS-LEVEL zur Reaktordruckentlastung bei tiefem Reaktorniveau (Kap. 7.4.5, 1994).
- Nachrüstung einer Überwachung „Differenzdruck der Kernsprühverteiler“ (1994).
- Nachrüstung einer Auslösung des Umwälzpumpen-Runback bei Teils scram (1995).
- Einbindung des Scramsignals in die Reaktorniveauregelung (der Regler generiert neu einen Sollwertsprung bei einem Scram) (1995).
- Einbau des PRNM und des TOPPS (1996).
- Ausbau der bisherigen APRM-Trip-Set-Down-Logik, welche nach dem Einbau des TOPPS nicht mehr nötig ist (1996).
- Einbau der Meldeverknüpfung „Einzelscram“ für Scramzeitmessungen mit dem Stabwertbegrenzer RWM (1996).
- Einbau neuer Kondensattöpfe in der RPS/ARSI-Reaktorniveaumessung und Erhöhung der Anzahl der hydraulischen Redundanzen bei der Messwertaufnahme (1996).
- Ersatz der Temperaturfühler für die Leckageüberwachung der Frischdampfleitungen (1997).

Das ursprüngliche Reaktorschutzsystem in Relais-technik wurde 1991 wegen Veralterung und wegen Problemen bei der Beschaffung von Ersatzteilen durch eine moderne Ausführung in EDM-Technik ersetzt. Zudem wurden die binären Geber (wie z. B. Druckschalter) auf analoge Messtechnik umgestellt. Die neue Technik ermöglicht eine permanente Selbstprüfung und Fehlermeldung der Messwertnehmer mittels Vergleichern sowie des Logikteils. Dadurch wird die Systemzuverlässigkeit erhöht und der Wartungsaufwand reduziert. Das neue RPS ist durchgehend vierkanalig und nach Redundanzen getrennt.

Die Art und Periodizität der Prüfungen am RPS und dessen Komponenten sind in den Technischen Spezifikationen festgelegt. Im Bewertungszeitraum wurde bei den Prüfungen und Tests kein meldepflichtiger Befund festgestellt. Die folgenden, im Bewertungszeitraum aufgetretenen meldepflichtigen Ereignisse waren mit dem RPS verknüpft:

- Scram durch Drucktransiente in einem Kondensatopf der Reaktorniveaumessung (1993): Durch eine Verpuffung von Radiolysegasen in einem Kondensatopf der Reaktorniveaumessung gab es einen Druckschlag, durch den ein Messumformer zerstört wurde und drei weitere nachkalibriert werden mussten. Das Problem wurde durch den Einbau von Kondensatöpfen, in welchen sich keine Radiolysegase mehr ansammeln können, behoben.
- Defekter Grenzsinalgeber im RPS (1996): Aufgrund des Ansprechens von zwei Vergleichern von analogen Messwertnehmern wurde ein Grenzsinalgeber, welcher dies unberechtigt verursacht hatte, ausgetauscht. Eine nachträgliche Untersuchung der gestörten Komponente beim Lieferanten hat ergeben, dass eine Auslösung des Anregekanals im Anforderungsfall nicht erfolgt wäre. Da aber der Fehler signalisiert wurde, ist die Auslegunggrundlage des EDM-Systems (jeder Fehler ist auslösegerichtet oder wird signalisiert) nicht verletzt. Die Scramfunktion des RPS war gewährleistet.

#### SUSAN-Sicherheitsleittechnik

Bei der SUSAN-Sicherheitsleittechnik wurden im Bewertungszeitraum folgende Änderungen und Erweiterungen vorgenommen:

- Nachrüstung von Dichtekorrekturechnern bei der Reaktorniveaumessung des SUSAN (1991).
- Einbau einer neuen Lichtwellenleiter-Verbindung von der SUSAN-Sicherheitsleittechnik zum RPS (1992).
- Einbau eines neuen ARSI-Scram-Signales „Druck Scram-Steuerluft Min.“ (1992).
- Verlegung der Messung „Niveau Scramablassbehälter“ vom RPS in die SUSAN-Sicherheitsleittechnik (1993).
- Einbindung des Signales „ARSI-Scram durch ADS-Verhinderungsschalter“ (Kap. 7.2.8, 1994).
- Erhöhung der oberen Grenze des Messbereichs der Torus-Temperaturmessung von 120°C auf 150°C (1999).
- Ersatz der Messumformer der Niveaumessung des Scramablassbehälters (2000).

Die Art und die Periodizität der Prüfungen der SUSAN-Sicherheitsleittechnik und ihrer Komponenten sind in den Technischen Spezifikationen festgelegt. Im Bewertungszeitraum wurde bei den Prüfungen und Tests kein meldepflichtiger Befund festgestellt. Ebenso gibt es im Bewertungszeitraum keine meldepflichtigen Vorkommnisse, welche durch die SUSAN-Sicherheitsleittechnik verursacht wurden.

### Neutronenflussmessungen

Die Funktionen der ursprünglichen Neutronenflussinstrumentierung im Anfahrbereich SRM (Source Range Monitoring System) und im Übergangsbereich IRM (Intermediate Range Neutron Monitoring System) wurden 1994 in einem Weitbereichsmesssystem WRM zusammengefasst. Das WRM wurde störfallfest ausgelegt und in der Bedienung stark vereinfacht. Im Jahr 1996 wurde das Neutronenflussmesssystem für den Leistungsbereich durch das moderne PRNM (Power Range Neutron Monitoring System) erneuert. Die lokale Neutronenflussmessung im Leistungsbereich LPRM (Local Power Range Monitor) wurde nicht geändert. Analog wie das Reaktorschutzsystem RPS sind diese Systeme neu vierkanalig aufgebaut und nach Redundanzen getrennt. Nach dem Ersatz dieser Systeme wurden noch folgende Änderungen vorgenommen:

- Modifikation der WRM-Verriegelung. Die Alarme „Hoch“ und „Max.“ und die Stabblockierung der SRM-Funktion des WRM werden nicht mehr unterdrückt, wenn der Betriebsartenschalter auf der Position „Aus“ steht (1995).
- Einbau der Schutzfunktion für langsame Transienten TOPPS (Tracking Overpower Protection System) ins PRNM (Kap. 7.2.6, 1996).
- Ergänzung der WRM-Neutronenflussmessung im Übergangsbereich. Bei Scram-Anregung erfolgt über das anstehende Scram-Signal eine automatische Teilbereichsumschaltung in den entsprechenden Teilbereich (1997).
- Der Grenzwert für den Alarm „TOPPS-Abweichung zu gross“ wurde von bisher 23,7 % nach 15 Minuten auf 15,2 % nach 5 Minuten eingestellt (1997).
- Auf Empfehlung des Systemlieferanten wurde ein elektronischer Schaltkreis des APRM (Average Power Range Monitor) ersetzt (2000).

Die Art und die Periodizität der Prüfungen an den Neutronenflussmesssystemen und deren Komponenten sind in der Technischen Spezifikation KKM festgelegt. Im Betrachtungszeitraum wurde bei den Prüfungen und Tests kein meldepflichtiger Befund festgestellt. Es gibt im Betrachtungszeitraum keine meldepflichtigen Vorkommnisse, welche durch die Neutronenflussmessungen verursacht wurden.

KKM kommt zum Schluss, dass die zuverlässige Funktion des Reaktorschutzsystem RPS, der SUSAN-Sicherheitsleittechnik und des Neutronenflussmesssystems aufgrund der vorgenommenen Erneuerungen und Änderungen sowie der durchgeführten Prüfungen auch in den kommenden Betriebsjahren sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Die Sicherheitsleittechnik im KKM wurde zu einem Teil kurz vor dem Bewertungszeitraum neu eingebaut (SUSAN-Sicherheitsleittechnik) und zum anderen Teil innerhalb des Bewertungszeitraumes vollständig ersetzt (Reaktorschutzsystem RPS und Neutronenflussmessungen WRM und PRNM).

Durch die Erneuerung des RPS und der Neutronenflussmessungen WRM und PRNM wurden diese Systeme auf den aktuellen Stand der Technik gebracht. Das erneuerte RPS nimmt eine dauernde

*Selbstüberprüfung und Selbstmeldung der Messwertaufnehmer und des Logikteils vor, wodurch die Zuverlässigkeit und die Überwachung dieser Systeme wesentlich erhöht wurden. Zudem wurde die Redundanzentrennung des RPS verbessert.*

*Das Weitbereichsmesssystem des Neutronenflusses für den Anfahr- und Übergangsbereich WRM ist als Teil der Störfallinstrumentierung neu störfallfest ausgelegt. Mit seiner Einführung wurde auch die Teilbereichsumschaltung im Übergangsbereich teilweise automatisiert, wodurch die Wahrscheinlichkeit einer unbeabsichtigten Scramauslösung beim Anfahren verringert wurde. Das PNRM wurde im Zusammenhang mit der Einführung des gleitenden Leistungsscrams (TOPPS) eingebaut, mit dem eine Forderung aus dem HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup> erfüllt wurde.*

*Aufgrund der Auslegung der erneuerten Sicherheitsleittechnik, der im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen, der vorgenommenen Prüfungen und Reparaturen ergeben sich keine Anhaltspunkte für ein Nichterfüllen der Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsleittechnik. Die HSK ist daher der Ansicht, dass die Sicherheitsleittechnik bei angemessener Instandhaltung auch in den nächsten Betriebsjahren seine Funktionen zuverlässig erfüllt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **6.6.3 Reaktordruckbegrenzung und -entlastung**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Zwei Sicherheitsventile SV (Safety Valve) und vier Sicherheits-/Abblaseventile SRV (Safety Relief Valve) schützen das nukleare Dampferzeugungssystem gegen Überdruck. Zur Milderung von Drucktransienten weisen die vier SRV zusätzlich eine gesteuerte Abblasefunktion auf. Diese dient auch der automatischen Druckentlastung mittels des ADS (Automatic Depressurization System), damit bei kleinen Rohrleitungsbrüchen oder -lecks die Niederdruck-Kernnotkühlsysteme einspeisen können. Die Aufgabe der zwei Druckentlastungsventile PRV (Pressure Relief Valve) besteht darin, bei äusseren Einwirkungen mit Isolation des Primärsystems den Reaktordruck nach 30 Minuten so weit zu reduzieren, dass die Kernkühlung vom RCIC durch das ALPS übernommen werden kann.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat eine Systembeschreibung über die Reaktordruckbegrenzung und -entlastung vorgelegt. Im Bewertungszeitraum erfolgten an den Systemen folgende sicherheitstechnisch wichtigen Nachrüstungen:*

- *Einbau der zusätzlichen Auslöselogik „ADS-Level“ (Kap. 7.4.5, 1994).*
- *Einbau der Logik zur „ADS-Verhinderung“ (Kap. 7.2.8, 1994).*

- Verlegung der Ansteuerung eines der vier Sicherheits-/Abblaseventile SRV vom SUSAN (Stränge III und IV) ins Reaktorschutzsystem RPS (Stränge I und II) (1994).
- Ersatz von ferritischen Teilen der Abblaseleitungen durch austenitisches Material aufgrund von Korrosionserscheinungen im Bereich des Toruswassers (1998).

Der für diesen Ersatz an den Abblaseleitungen erforderliche Festigkeitsnachweis wurde erstellt, vom SVTI geprüft und akzeptiert.

Bei den nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> vorgeschriebenen visuellen Prüfungen bzw. bei Oberflächenrissprüfungen der Sicherheits-/Abblaseventile SRV wurden an 2 Ventilen Risse im Ventilsitz festgestellt (1994 und 2000). Die betroffenen Ventile wurden ersetzt. Da eine Reparatur der Ventilsitze sehr aufwendig ist, hat KKM neuwertige Ersatzventile beschafft, die bei Bedarf eingebaut werden können. Im Jahr 1998 wurden Risse in den Kegeln von zwei SRV festgestellt. Die Kegel wurden ersetzt. Die Instandhaltungsarbeiten konnten ohne Beeinträchtigung der Verfügbarkeit ausgeführt werden.

Im Bewertungszeitraum ereigneten sich drei Ereignisse, bei denen sich Sicherheits-/Abblaseventile SRV und/oder Druckentlastungsventile PRV öffneten:

- Scram durch Drucktransiente in einer Messleitung (1993)
- Scram durch hohe Toruswassertemperatur (1998)
- Scram durch hohen Reaktordruck (1999)

Die Sicherheitsventile SV und die Sicherheits-/Abblaseventile SRV werden gemäss den Vorgaben der Technischen Spezifikation jedes zweite Jahr überprüft (SV) oder durch geprüfte Ventile (SRV) ersetzt. Beim jährlichen Brennelementwechsel werden jeweils Funktionstests an den SRV und PRV einschliesslich der Auslöselogiken ADS-LOCA und ADS-Level ausgeführt.

KKM kommt zum Schluss, dass die zuverlässige Erfüllung der Funktion der Reaktordruckbegrenzung und -entlastung auch für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Mit der Verlegung der Ansteuerung eines der vier Sicherheits-/Abblaseventile SRV vom SUSAN ins Reaktorschutzsystem RPS wurde eine Druckentlastung aus allen 4 Strängen der Sicherheitssysteme mit mindestens einem SRV sichergestellt und damit die Redundanz erhöht. Durch den teilweisen Ersatz der Abblaseleitungen wurde ihre Funktionssicherheit verbessert.

Bei den zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen wurde der nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> vorgeschriebene Prüfumfang erfüllt. Die Prüfverfahren entsprachen dem Stand der Technik. Bei den SV und den PRV ergaben sich keine Befunde, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind. Aufgrund von Befunden, die im Bewertungszeitraum bei den Sicherheits-/Abblaseventilen SRV festgestellt wurden, ist der Möglichkeit der Rissbildung in den Ventilsitzen zukünftig besondere Aufmerksamkeit zu schenken.

Die Systeme zur Reaktordruckbegrenzung und -entlastung arbeiteten in den Anforderungsfällen auslegungsgemäss. Das Vorkommnis „Scram durch hohe Toruswassertemperatur“, bei dem ein SRV irrtümlich geöffnet wurde, führte zur Änderung des Kriteriums bei der manuellen Scramauslösung (Kap. 7.4.2).

Gemäss den durchgeführten Funktionsprüfungen erfüllen die Systeme zur Reaktordruckbegrenzung und -entlastung die Anforderungen an ihre Sicherheitsfunktionen.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### **6.6.4 Kernnotkühlung**

Die Kernnotkühlsysteme stellen bei Kühlmittelverluststörfällen unter verschiedenen Störfallbedingungen (Leckort und -grösse) die Kühlung des Reaktorkerns sicher. Zu diesen Systemen zählen im KKM das Niederdruck-Kernsprühsystem CS (Core Spray System), das alternative Niederdruck-Einspeisesystem ALPS (Alternate Low Pressure System), das Hochdruck-Notinspeisesystem RCIC (Reactor Core Isolation Cooling System), das automatische Druckentlastungssystem ADS (Automatic Depressurization System) und die Druckentlastungsventile PRV (Pressure Relief Valves).

##### **6.6.4.1 Kernsprühsystem CS**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Kernsprühsystem CS hat die Aufgabe, bei Kühlmittelverluststörfällen aller Leckgrössen in Verbindung mit dem automatischen Druckentlastungssystem ADS die Kernkühlung sicherzustellen. Das CS ist ein zweisträngiges Niederdruck-Kernnotkühlsystem mit einer Kapazität von  $2 \cdot 100\%$ .

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurden am CS-System und den zugeordneten Technischen Spezifikationen folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen durchgeführt:*

- 1993 wurden im Anschluss an ein Vorkommnis im schwedischen Siedewasserreaktor Barsebäck-2 die drei Ansaugsiebe der Kernnotkühlsysteme im Torus ausgetauscht, wobei die totale Durchflussfläche von  $1,3 \text{ m}^2$  auf  $40 \text{ m}^2$  vergrössert wurde.
- 1995 wurden die Testmengenleitungen teilweise ersetzt.
- 1996 wurden die Mindestmengenleitungen teilweise ersetzt.
- 1998 wurden die Torusschieber (Erststoppersarmaturen) der Systeme CS, RCIC, TCS und STCS und die Leitungen von den Torusschiebern bis zu den Pumpen dieser Systeme ersetzt.

- 1999 wurde das CS-System zusätzlich in den Teil der Technischen Spezifikationen aufgenommen, in dem diejenigen Kernnotkühlsysteme aufgeführt sind, die im kalt-abgefahrenen Zustand mindestens betriebsbereit sein müssen.

Im Bewertungszeitraum wurden für das CS-System im Rahmen der Erdbeben-Requalifikation mechanischer Ausrüstungen (Kap. 6.1) Festigkeitsberechnungen der Rohrleitungen und Berechnungen der Rohrleitungshalterungen durchgeführt.

Die an den mechanischen Komponenten des CS-Systems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei den drei durch Komponentenausfall bedingten Instandhaltungsmassnahmen war die Sicherheitsfunktion des Systems nicht beeinträchtigt. Bei Wiederholungsprüfungen wurden an Armaturen und Leitungen Flächenkorrosionen festgestellt, die jedoch die Wandstärke nicht beeinträchtigten. Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion des CS-Systems gewährleistet ist und auch in den nächsten Jahren erfüllt werden kann.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Die HSK-Beurteilung des CS-Systems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der HSK-Richtlinien R-15<sup>25</sup> und R-101<sup>6</sup> sowie der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am CS-System und in den zugeordneten Technischen Spezifikationen wurden die nachfolgend aufgeführten Verbesserungen erreicht.

Bei einem Vorkommnis in der schwedischen SWR-Anlage Barsebäck-2 im Jahr 1992 traten grössere Schäden an der Wärmeisolation von Rohrleitungen auf, die zu einer Verstopfung der Saugsiebe im Kondensationsbecken führten. Infolge dieses Vorkommnisses wurde im KKM die bisherige Auslegung der Saugsiebe im Torus überprüft (Kap. 5.3). Diese beruhte auf der Annahme, dass eine Verstopfung bis 50 % der Siebflächen die Funktion der aus dem Torus ansaugenden Pumpen nicht gefährdet. Aufgrund der Erfahrungen in Barsebäck wird jetzt gefordert, dass die Funktion der 2 CS-, 2 ALPS- und 2 TCS-Pumpen erhalten bleibt, auch wenn die gesamte Menge von beschädigtem Isolationsmaterial, die während eines Störfalls freigesetzt werden kann, gleichmässig auf den Saugsieben im Torus abgelagert wird. Aufgrund dieser Änderung in den Auslegungsanforderungen wurde die Durchströmungsfläche der Ansaugsiebe zur Torusringleitung wesentlich vergrössert. Damit kann aus Sicht der HSK eine unzulässige Verstopfung der Saugsiebe während eines Kühlmittelverluststörfalls im Drywell ausgeschlossen werden.

Die Test- und Mindestmengenleitungen wurden 1995 bzw. 1996 wegen Korrosion vorbeugend teilweise ersetzt. Die Mindestmengenleitungen wurden dabei in rostfreiem statt ferritischem Material ausgeführt.

Die Torusschieber der Systeme CS, RCIC, TCS und STCS mit Anschlussleitungen wurden 1998 wegen Korrosion und Verschlechterung der Flanschdichtflächen der Schiebergehäuse vorbeugend ersetzt. Hierbei wurden die Konstruktion der Flanschdichtung der Schiebergehäuse entsprechend dem Stand der Technik verbessert und die Wandstärken der wieder in ferritischem Material ausgeführten Anschlussleitungen leicht vergrössert. Da ausserdem seit 1988 das Containment mit Stickstoff inertiert wird, ist der Korrosionseinfluss verringert worden. Im Rahmen des Alterungsüberwa-



chungsprogrammes werden in Zukunft an den Leitungen periodisch Wandstärkenmessungen durchgeführt.

Die Ergänzung des CS-Systems in der Technischen Spezifikation für den kalt-abgefahrenen Zustand erhöht die Betriebsflexibilität, weil nun die Forderung leichter erfüllt werden kann, dass mindestens zwei Stränge der Kernnotkühlsysteme betriebsbereit sind.

Die Funktionsprüfungen für das CS-System wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde und insbesondere kein gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtiges Vorkommnis. Bei der im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des CS-Systems durchgeführten Instandhaltung war die Verfügbarkeit des Systems immer gewährleistet.

Bei den Wiederholungsprüfungen an den mechanischen Komponenten des CS-Systems wurde der nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> vorgeschriebene Prüfumfang erfüllt. Die Prüfverfahren entsprechen dem Stand der Technik. Es wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind. An Armaturen und Anschlussleitungen der SK2 wurde teilweise Flächenkorrosion festgestellt. Die zulässigen Mindestwandstärken wurden jedoch nicht unterschritten.

Der SVTI hat die für das CS-System erstellten Berechnungsberichte für die HSK geprüft. Rohrleitungen und ihre Halterungen, die im Bewertungszeitraum aufgrund der Erdbeben-Requalifikation der mechanischen Ausrüstungen innerhalb des Reaktorgebäudes (Kap. 6.1) ertüchtigt wurden, sind entsprechend den spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit der Nachrüstung der Saugsiebe im Torus die Auslegung des CS-Systems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltung und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen erfüllt das CS-System seine Sicherheitsfunktion gemäss den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-101<sup>6</sup>.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Am CS-System wurden Rohrausschlagsicherungen bei den beiden RDB-Stützen N5A/B zum Schutz der Drywellwand montiert.

Infolge einer defekten Steuerkarte kam es zum Startversagen des Kernsprühsystems bei einer wiederkehrenden Prüfung, das gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> als klassiertes Vorkommnis<sup>b</sup> eingestuft wurde. Die Störung konnte innerhalb der zulässigen Reparaturzeit behoben werden. Als Folge wurde eine selbstmeldende Fehlsignal-Überwachung installiert.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

---

<sup>b</sup> VORK-B-02/001, Nichtstarten des Kernsprühsystems A bei Test

Die Ursache des nach der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> klassierten Vorkommnisses wurde behoben. Die HSK ist mit der Einführung des selbstmeldenden Fehlsignal-Überwachungssystems einverstanden und bewertet dessen Einführung als eine Verbesserung der Verfügbarkeit des CS-Systems.

#### **6.6.4.2 Kernisolationskühlsystem RCIC**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das zweisträngig aufgebaute Kernisolationskühlsystem RCIC (Reactor Core Isolation Cooling System) hat die Aufgabe, bei Ausfall des Hauptspeisewassersystems oder bei kleinen Kühlmittelverluststörfällen (z. B. Leitungsbruch im Kernsprühsystem CS, offen gebliebenenes Sicherheits-/Abblaseventil SRV) allein oder zusammen mit anderen Kernnotkühlsystemen die Kernkühlung sicherzustellen.

Das RCIC ist ein redundant ausgelegtes Hochdruck-Noteinspeisesystem, das zum Notstandsystem SUSAN gehört. Da die RCIC-Pumpen von Dampfturbinen angetrieben werden, kann das System nur oberhalb eines Primärsystemdruckes von 6 bar betrieben werden.

##### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum erfolgten folgende Nachrüstungen:*

- 1992 wurde in jedem Strang eine zusätzliche Rückschlagarmatur in die Druckleitungen der RCIC-Pumpen eingebaut.
- 1995 wurde in jedem Strang eine Rückschlagarmatur ersetzt.
- 1998 wurden die Torusschieber (Erstabsperrearmaturen) des RCIC und die Leitungen von den Torusschiebern bis zu den RCIC-Pumpen ersetzt (Kap. 6.6.4.1).

*Die Funktion des RCIC wurde im Bewertungszeitraum gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikationen überprüft. Dabei waren folgende meldepflichtige Vorkommnisse zu verzeichnen:*

- Schnellschluss einer RCIC-Turbine durch das Ansprechen der Druckdifferenzüberwachung an der Dampfleitung wegen falscher Einstellung eines Druckreduzierventils (1990)
- Dampfleckage an einem Schmutzfänger (1998)
- Dampfleckage an einem Druckreduzierventil (2000)

*Bei diesen Vorkommnissen war jeweils die Verfügbarkeit des Systems betroffen, doch erfolgte die Störungsbehebung im Rahmen der Vorgaben der Technischen Spezifikationen.*

*Als Wiederholungsprüfungen wurden jährliche System- und Komponentenbegehungen bei betriebsähnlicher Belastung und visuelle Prüfungen an Abstützungen durchgeführt. Die RCIC-Turbinen, Pumpen und Armaturen wurden bei ihrer Demontage visuell geprüft.*

*Zu Beginn des Bewertungszeitraums wurden Festigkeitsnachweise für die Requalifizierung der RCIC-Rohrleitungen erstellt. Weitere Festigkeitsnachweise wurden im Zusammenhang mit dem Austausch von Komponenten, der Ertüchtigung von Abstützungen und zwecks Nachweis der Standsicherheit der RCIC-Pumpen erstellt.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das RCIC-System unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen alle sicherheitsrelevanten Anforderungen gemäss Auslegung erfüllt. Während der Durchführung der Instandhaltung war die Sicherheitsfunktion des Systems zu keiner Zeit beeinträchtigt. Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion des RCIC-Systems gewährleistet ist und auch in Zukunft erfüllt werden kann.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des RCIC-Systems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der Richtlinien HSK-R-15<sup>25</sup> und der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>.*

*Mit den 1992 und 1995 durchgeführten Änderungen wurden Verbesserungen für den Schutz der RCIC-Niederdruck-Systemteile gegen Überdruck erreicht.*

*Die im Bewertungszeitraum durchgeführten periodischen Funktionsprüfungen und Instandhaltungsarbeiten waren geeignet, die Funktionsfähigkeit des RCIC zu gewährleisten. Bei Funktionsprüfungen traten drei gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtige Vorkommnisse auf. Die Störungen konnten aber innerhalb der in den Technischen Spezifikationen zulässigen Reparaturzeiten behoben werden. Die Wiederholungsprüfungen erfüllten die Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>. Dabei wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.*

*Die vom SVTI geprüften Festigkeitsnachweise zeigen, dass die requalifizierten RCIC-Rohrleitungen, die geänderten Komponenten und die ertüchtigten Abstützungen für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.*

*Die HSK stellt fest, dass das RCIC-System die Anforderungen an seine Sicherheitsfunktion erfüllt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### **6.6.4.3 Alternatives Niederdruck-Einspeisesystem ALPS**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das alternative Niederdruck-Einspeisesystem ALPS (Alternate Low Pressure System) hat die Aufgabe, bei kleinen Kühlmittelverluststörfällen (z. B. Leitungsbruch im Kernsprühsystem CS, offen gebliebenes Sicherheits-/Abblaseventil SRV) nach dem Einsatz des RCIC und des automatischen Druckentlastungssystem ADS die Kernkühlung sicherzustellen.

Das ALPS ist ein zweisträngiges Kernnotkühlsystem mit einer Kapazität von 2 · 100 %, das zum Notstandsystem SUSAN gehört. Obwohl das ALPS in die zum Reaktordruckbehälter führenden Leitun-

gen des Kernsprühsystems CS einspeist, wirkt es wegen der geringeren Fördermenge (ca. 1/3 der Fördermenge des CS) nicht als Kernsprüh- sondern als Kernflutsystem.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum erfolgten am ALPS folgende Nachrüstungen:*

- *Zum Überdruckschutz des ALPS-Systems bei Funktionsprüfungen wurden 1992 in jedem Strang zwei Niederdruck-Absperrarmaturen untereinander verriegelt.*
- *Als eine Massnahme im Nachgang zum Ereignis in Barsebäck (Kap. 6.6.4.1) wurde 1994 die Möglichkeit zur alternativen Kernkühlung mit folgenden Änderungen nachgerüstet:*
  - *Einbau eines zusätzlichen Anschlusses in der Verbindungsleitung KAKO-ALPS zum Einspeisen von Kernnotkühlwasser aus dem Feuerlöschsystem oder direkt aus der Aare.*
  - *Motorisierung des in jedem Strang zwischen dem ALPS dem KAKO vorhandenen Absperrschiebers zur Fernbedienung aus dem Hauptkommandoraum.*
  - *Einbau eines zusätzlichen Rückschlagventils in jedem Strang zwischen ALPS und KAKO, um bei der Anwendung der alternativen Kernkühlung eine allfällige Rückströmung von Reaktorwasser aus dem Primärcontainment in Richtung KAKO zu verhindern.*

*Die Funktion des ALPS wurde im Bewertungszeitraum gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikationen überprüft. Dabei wurden keine meldepflichtigen Vorkommnisse verzeichnet. Die Behebung von aufgetretenen Störungen erfolgte jeweils innerhalb der gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Reparaturzeiten.*

*Als Wiederholungsprüfungen wurden ohne Beanstandungen jährliche System- und Komponentenbegehungen bei betriebsähnlicher Belastung (Testlauf der ALPS-Pumpen) sowie visuelle Prüfungen an Abstützungen sowie an Pumpen und Armaturen bei deren Demontage durchgeführt.*

*Festigkeitsnachweise wurden für die requalifizierten ALPS-Rohrleitungen und für die Ertüchtigung von Abstützungen erstellt.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das ALPS-System unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen alle sicherheitsrelevanten Anforderungen gemäss Auslegung erfüllt und darüber hinaus Verbesserungen sowohl für die Auslegung als auch für auslegungsüberschreitende Störfälle aufweist. Während der Durchführung der Instandhaltung war die Sicherheitsfunktion des Systems zu keiner Zeit beeinträchtigt. Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion des ALPS-Systems gewährleistet ist und auch in Zukunft erfüllt werden kann.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des ALPS erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> und der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>.*

*Mit den im Bewertungszeitraum am ALPS durchgeführten Änderungen wurden Verbesserungen hinsichtlich Überdruckschutz und alternativer Kernnotkühlung erreicht.*

*Die im Bewertungszeitraum durchgeführten periodischen Funktionsprüfungen und Instandhaltungsarbeiten waren geeignet, die Funktionsfähigkeit des ALPS zu gewährleisten. Bei den Funktionsprüfungen traten keine gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtigen Vorkommnisse auf. Die Wiederholungsprüfungen erfüllten die Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>. Es wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.*

*Die durchgeführten Festigkeitsnachweise weisen nach, dass die requalifizierten ALPS-Rohrleitungen und die ertüchtigten Abstützungen für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.*

*Die HSK stellt fest, dass das ALPS-System die Anforderungen an seine Sicherheitsfunktion erfüllt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **6.6.5 Nachwärmeabfuhr**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Nachwärmeabfuhrsysteme haben nach einem Störfall die Abfuhr der Nachwärme aus den bestrahlten Brennelementen sowie der im Reaktorkühlsystem und im Primärcontainment gespeicherten Energie an eine äussere Wärmesenke sicherzustellen. Bei Störfällen mit Verlust der Hauptwärmesenke erfolgt die Nachwärmeabfuhr über Zwischenspeicher. Das KKM verfügt mit dem Torus über einen aussergewöhnlich grossen Zwischenspeicher. Dementsprechend kann die Kapazität der Nachwärmeabfuhrsysteme (insgesamt ca. 1,3% der thermischen Reaktorleistung) relativ gering gehalten werden.

Bezogen auf die Wirksamkeit verfügt das KKM über eine Kapazität der Nachwärmeabfuhr von 4 · 100 %, nämlich 2 · 100 % mit dem Toruskühlsystem TCS (Torus Cooling System) und 2 · 100 % mit dem Abfahr- und Toruskühlsystem STCS (Shutdown and Torus Cooling System). Auch der Festlegung der Reparaturzeiten für die Nachwärmeabfuhrsysteme TCS und STCS in den Technischen Spezifikationen ist eine 4 · 100 %-Kapazität der Nachwärmeabfuhr zugrunde gelegt.

Der für die Erwärmung des Torus begrenzende Störfall ist der Notstandfall, für den bei Minimalbedingungen (Kapazität der Nachwärmeabfuhr von 1 · 100 %) eine maximale Toruswassertemperatur von 77°C berechnet wurde, welche nach etwa 24 Stunden erreicht wird.

Das TCS besitzt einen für beide Stränge gemeinsamen Wärmetauscher. Dieser Wärmetauscher funktioniert beim Betrieb einer oder beider Pumpen, sei dies auf Seite des TCS oder auf Seite des dem TCS zugeordneten Kühlwassersystems CWS. Das TCS verfügt über kein Zwischenkühlwasser als Barriere gegen Aktivitätsaustritt. Bei Betrieb mit 2 CWS-Kühlwasserpumpen und Normaldruck im Containment ist eine Druckbarriere vorhanden, d. h. ein Übertritt radioaktiver Stoffe vom TCS ins CWS ist nicht möglich. Bei Ausfall einer CWS-Pumpe oder bei erhöhtem Druck im Containment (z. B. nach einem LOCA) ist diese Druckbarriere allerdings nicht mehr vorhanden. Für solche Fälle kann die

Nachwärmeabfuhr über das STCS erfolgen. Im Notstandsfall, bei dem das STCS nicht verfügbar ist, muss auslegungsgemäss nicht mit einer Aktivitätsfreisetzung ins Primärcontainment (Drywell und Torus) gerechnet werden.

Das STCS wird nur von Hand (manuell) bedient und hat neben der Sicherheitsfunktion der Toruskühlung noch verschiedene betriebliche Funktionen. Aus den beiden Wärmetauschern des STCS wird die Nachwärme mittels des Hilfskühlwassersystems SWS an die Aare abgeführt. Als Barriere gegen Aktivitätsaustritt verfügt das STCS auf der Seite des SWS über Druckerhöhungspumpen, die eine positive Druckdifferenz zwischen SWS und STCS bewirken. Es ist deshalb für die Nachwärmeabfuhr bei Kühlmittelverluststörfällen geeignet.

### **6.6.5.1 Toruskühlsystem TCS**

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Für das TCS wurden im Bewertungszeitraum Rohrleitungsabstützungen ertüchtigt. An einem Stutzen des Toruskühlers wurden 1995 durch Auftragsschweissungen Sanierungsarbeiten ausgeführt. 1998 wurden die Torusschieber (Erstabsperrearmaturen) des TCS und die Leitungen von den Torusschiebern bis zu den TCS-Pumpen ersetzt (Kap. 6.6.4.1).*

*Bei den am TCS im Bewertungszeitraum durchgeführten Funktionsprüfungen und Testläufen wurde kein meldepflichtiges Vorkommnis verzeichnet. Die Behebung von aufgetretenen Störungen erfolgte jeweils innerhalb der gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Reparaturzeiten. Die an den verschiedenen Komponenten durchgeführten Wiederholungsprüfungen ergaben keine relevanten Befunde.*

*Zu Beginn des Bewertungszeitraums wurden Festigkeitsnachweise für die Requalifizierung der TCS- und STCS-Rohrleitungssysteme (Kap. 6.6.5.2) einschliesslich deren Abstützungen durchgeführt. Weitere Festigkeitsnachweise wurden für Komponentenanschlüsse und die Torusstutzen sowie zwecks Nachweis der Standsicherheit der TCS- und STCS-Pumpen erstellt.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das TCS seit der Inbetriebnahme keine Änderung der Auslegungskriterien verzeichnete und die zuverlässige Erfüllung der Funktion des Systems auch für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des TCS erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> und der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>*

*Die erfolgreich durchgeführten Funktionsprüfungen weisen auf einen guten Qualitätszustand des TCS hin. Die durchgeführten Wiederholungsprüfungen erfüllten die Anforderungen der NE-14<sup>19</sup>. Es wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.*

*Die für die Änderungen notwendigen Spannungsnachweise wurden erstellt und vom SVTI geprüft. Die Festigkeitsnachweise zeigen, dass die Spannungskriterien eingehalten und die betrachteten Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.*

*Die derzeitige Festlegung über die erforderliche Funktionstüchtigkeit der Kühlwassersysteme des TCS in den Technischen Spezifikationen lässt die Interpretation zu, dass das TCS bei Ausfall einer Pumpe des CWS oder ICWS noch ordnungsgemäss einsatzbereit ist und ein uneingeschränkter Weiterbetrieb der Anlage zulässig ist. Dabei hat sich aber der Redundanzgrad des TCS von 2 auf 1 verringert. Bei einem weiteren Fehler an den Pumpen des CWS oder ICWS wäre das TCS ausgefallen.*

*Die derzeitige Formulierung der Technischen Spezifikationen entspricht daher nicht derjenigen eines 2-strängigen Systems. Sie berücksichtigt nicht, dass der Festlegung der Reparaturzeiten für die Nachwärmeabfuhrsysteme TCS und STCS in den Technischen Spezifikationen eine 4 x 100 % - Kapazität der Nachwärmeabfuhr zugrunde gelegt ist. Eine entsprechende Feststellung gilt auch für das STCS hinsichtlich der erforderlichen Funktionstüchtigkeit der Druckerhöhungspumpen des zugeordneten Kühlwassersystems SWS (Kap. 6.6.5.2). Deshalb müssen die Technischen Spezifikationen für die Nachwärmeabfuhr mittels des TCS und des STCS bis Ende August 2003 so formuliert werden, dass der weitere Anlagenbetrieb bei einer Verminderung des Redundanzgrades in den zugeordneten Kühlwassersystemen zeitlich begrenzt wird (Pendenz P24/2002).*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

Die Änderung der Technischen Spezifikationen wurde gemäss PSÜ-Pendenz P24 vom KKM termingerecht beantragt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

Der im Rahmen der Erledigung der PSÜ-Pendenz P24 vom KKM beantragten Änderung der Technischen Spezifikation wurde von der HSK stattgegeben und die Pendenz damit Mitte 2003 geschlossen.

### **6.6.5.2 Abfahr- und Toruskühlsystem STCS**

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Für das STCS wurden im Bewertungszeitraum Rohrleitungsabstützungen ertüchtigt. An den beiden STCS-Kühlern mussten 1992 und 1993 betriebsbedingte Korrosions- bzw. Erosionsstellen durch Schweissen repariert werden. 1998 wurden die Torusschieber (Erstabsperarmaturen) des STCS und die Leitungen von den Torusschiebern bis zu den STCS-Pumpen ersetzt (Kap. 6.6.4.1).*

*Am STCS wurden im Bewertungszeitraum Funktionsprüfungen durchgeführt. Während einer geplanten Instandhaltung eines STCS-Kühlers kam es wegen Unterlassung der vorgeschriebenen Test-*

massnahmen zu einem gemäss der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> klassierten Vorkommnis der Kategorie B. Die Erfüllung der Systemfunktion war dadurch nicht beeinträchtigt. Bei den an den verschiedenen Komponenten durchgeführten Wiederholungsprüfungen wurden an einigen Armaturen leichte Korrosionsschäden, jedoch keine relevanten Befunde beobachtet. Aufgrund einer HSK-Forderung wurden austenitische Schweissnähte in der dünnwandigen, nicht absperrbaren RDB-Deckelsprühleitung ergänzend zur SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup> geprüft. Dabei wurden keine Spannungskorrosionsrisse festgestellt.

KKM kommt zum Schluss, dass das STCS seit der Inbetriebnahme keine Änderung der Auslegungskriterien verzeichnete und die zuverlässige Erfüllung der Funktion des Systems auch für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des STCS erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> und der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>.*

*Die erfolgreich durchgeführten Funktions- und Wiederholungsprüfungen weisen auf einen guten Qualitätszustand des STCS hin.*

*Die HSK hat festgestellt, dass die Festlegung der Technischen Spezifikationen über die erforderliche Funktionstüchtigkeit der Druckerhöhungspumpen des SWS, dem Kühlwassersystem des STCS, nicht einem 2-strängigen System entspricht. Eine diesbezügliche Massnahme wird in Kap. 6.6.5.1 gefordert.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **6.6.6 Vergiftungssystem SLCS**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Bei einem Teil- und Totalversagen der Reaktorschnellabschaltung (Scram) hat das Vergiftungssystem (Standby Liquid Control System, SLCS) die Aufgabe, den Reaktor durch Einspeisen von Bor (Borierung des Kühlmittels) in den kalt-unterkritischen Zustand zu bringen und in diesem Zustand zu halten.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:



*Folgende periodischen Prüfungen wurden gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikationen durchgeführt:*

- *Messung der Borkonzentration*
- *Prüfung der Funktionstüchtigkeit der Kolbenpumpen des SLCS und Messung ihrer Fördermenge*
- *Einspeisen von Wasser vom Prüfbehälter in den Reaktordruckbehälter mit Auslösung der Explosionsventile*

*KKM kommt zum Schluss, dass die zuverlässige Erfüllung der Sicherheitsfunktion des Vergiftungssystems für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des SLCS erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM und der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup>.*

*Meldepflichtige Befunde oder Vorkommnisse mit Bezug zum Vergiftungssystem SLCS traten im Bewertungszeitraum nicht auf. Gemäss den durchgeführten Funktionsprüfungen erfüllt das Vergiftungssystem die Anforderungen an seine Sicherheitsfunktionen.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **6.6.7 Notstandsystem SUSAN**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Spezielle Unabhängige System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme SUSAN, das 1989 in Betrieb genommen wurde, ist für sich allein in der Lage, auch bei Annahme eines beliebigen Einzelfehlers innerhalb des SUSAN, die nachfolgend spezifizierten äusseren Einwirkungen zu beherrschen:

- **Einwirkungen Dritter:**  
Bei Ausfall aller Nicht-SUSAN Systeme muss ein autarker und automatischer Betrieb der SUSAN-Systeme während 10 Stunden gewährleistet sein.
- **Sicherheitserdbeben (SSE):**  
Grundbeschleunigung von 0,15 g in horizontaler Richtung für eine Freifeldanregung am Fels, vertikale Grundbeschleunigung 0,10 g
- **Externe Überflutung:**
  - Annahme einer Bresche von 623 m im Wehrbereich der stromaufwärts liegenden Stau-mauer des Wohlensees.

- Gleichzeitiger Bruch der stromabwärts liegenden Saane-Staumauern am Schiffensee und am Lac de la Gruyère, resultierend in einer Überflutung von 6 m Höhe.
- Niedrigwasser:  
Bruch des stromabwärts liegenden Stauwehrs Niederried kombiniert mit einem zeitweiligen Abflussunterbruch des stromaufwärts liegenden Wohlensees
- Blitzschlag:  
Auslegung auf die 3 Schweizer Normblitze
- Absturz von Flugzeugtrümmern:  
mindestens gleicher Schutzgrad wie das Reaktorgebäude (Mindest-Betonwandstärke: 60 cm)

Zur Beherrschung dieser äusseren Einwirkungen gehören zum SUSAN folgende Einrichtungen:

- Reaktorgebäude und SUSAN-Gebäude (Kap. 6.2). Sie gehören zum geschützten Bereich und sind auf Erdbeben und Überflutung bis 6 m ausgelegt.
- Reaktorkühlsystem (Kap. 6.4) und Primärcontainment (Kap. 6.5.1). Sie sind auf Erdbeben ausgelegt.
- SUSAN-Sicherheitsleittechnik (Kap. 6.6.2) mit dem alternativen Reaktorabschalt- und Isolationssystem ARSI (Kap. 6.6.1), das die Reaktorabschaltung und die Isolation des Reaktorkühlsystems sicherstellt.
- Grosse Druckentlastungsventile (Kap. 6.6.3). Während 30 Minuten wird von der Funktion der Sicherheits-/Abblaseventile SRV Kredit genommen. Im Falle eines Versagens der Pneumatik arbeiten die SRV auch rein passiv als Sicherheitsventile. Zusätzlich gibt es 2 nicht steuerbare Sicherheitsventile SV.
- Kleine Druckentlastungsventile PRV (Kap. 6.6.3)
- Kernisolationssystem RCIC (Kap. 6.6.4.2)
- Niederdruck-Kernnotkühlsystem ALPS (Kap. 6.6.4.3)
- Toruskühlsystem TCS (Kap. 6.6.5.1) mit dem Kühlwassersystem CWS (Kap. 6.7.1.1) und dem Zwischenkühlwassersystem ICWS (Kap. 6.7.1.2)
- SUSAN-Notstromdiesel (Kap. 6.7.2)
- SUSAN-Leitstand (Kap. 6.7.6)

Zur Verhinderung einer Fehlanregung des automatischen Druckentlastungssystems ADS wurde die Leittechnik von 3 der 4 SRV ins SUSAN verlegt. Das fehlerhafte Öffnen der SRV wurde daher untersucht mit dem Resultat, dass die offenen SRV den Notstandsbetrieb nicht unzulässig beeinflussen.

Die SUSAN-Lüftungsanlage wurde 1994 mit einer gefilterten Überdruckeinrichtung ausgerüstet (siehe Kap. 6.7.3.4).

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Mit dem Bau des SUSAN mussten umfangreiche Nachqualifikationen auf das Sicherheitserdbeben (SSE) vorgenommen werden, denn dem SUSAN wurden zusätzlich zu den nachgerüsteten Sicherheitssystemen auch bereits vorhandene Systeme im Reaktorgebäude zugeordnet. Die Sicherheitssysteme sind nun vier Strängen zugeteilt, wobei eine Separation der dem SUSAN zugeordneten Sicherheitssysteme (Stränge 3 und 4) von bisherigen Sicherheitssystemen (Stränge 1 und 2) gemäss Punkt 2.4 der Richtlinie HSK-R-101<sup>6</sup> erreicht wurde. Damit werden ein Brand und eine interne Überflutung besser beherrscht. Durch den im SUSAN-Gebäude angeordneten SUSAN-Leitstand wurde eine Notsteuerstelle geschaffen, die das Abfahren der Anlage und die Kontrolle des Anlagenzustands bei Brand oder Zerstörung des Hauptkommandoraums erlaubt. Die externe Überflutung wird nun nicht mehr mit Accident-Management-Massnahmen, sondern automatisch durch überflutungssichere Sicherheitssysteme beherrscht. Weiter wurden Schwachstellen bezüglich Automatisierung gemäss Punkt 2.6 der Richtlinie HSK-R-101<sup>6</sup> behoben, z. B. in der Auslösung der Reaktorschnellabschaltung und bei der Nachwärmeabfuhr. Ergänzt wurde das SUSAN durch das Containment-Rückpumpsystem CRS (Kap. 6.11.1), das manuell ausgelöst wird und Leckagewasser aus dem Sumpf des Reaktorgebäudes in den Torus zurückfördert, um zu verhindern dass eine Überflutung des Reaktorgebäudes zu einem „common cause“-Versagen aller Kernnotkühlpumpen führt.

Die Systeme und Komponenten des SUSAN unterliegen den in den Technischen Spezifikationen vorgeschriebenen Prüfungen und dem Alterungs-Überwachungsprogramm. Betriebserfahrungen mit äusseren Einwirkungen gibt es keine.

Das SUSAN ist anlagespezifisch auf KKM und schweizerische Verhältnisse ausgelegt worden und hat die Sicherheit des KKM wesentlich verbessert. Es erfüllt auch aus heutiger Sicht seinen Zweck. Die Funktion der Teilsysteme des SUSAN wird in den oben erwähnten Kapiteln dieser Stellungnahme beurteilt.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung der sicherheitstechnischen Aufgaben des Notstandsystems SUSAN aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 gilt auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum.

Im gesamten Beurteilungszeitraum wurden die Revisionen und Unterhaltsarbeiten am Notstandsystem im Rahmen des Instandhaltungsprogramms planmässig durchgeführt.

## **6.7 Versorgungs- und Hilfssysteme**

### **6.7.1 Nukleare Kühlwassersysteme**

Die nuklearen Kühlwassersysteme haben die Wärmeabfuhr aus den Sicherheitssystemen an eine äussere Wärmesenke sicherzustellen. Zu den nuklearen Kühlwassersystemen gehören:

- Das Hilfskühlwassersystem (SWS) und das SUSAN-Kühlwassersystem (CWS), die das Kühlwasser der Aare entnehmen und wieder an diese abgeben, sowie das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem (ICWS). Sie sind alle als Sicherheitssysteme klassiert.
- Die Zwischenkühlwassersysteme im Reaktorgebäude und Maschinenhaus. Sie bilden eine zweite Barriere gegen den Austritt radioaktiver Stoffe und sind nicht als Sicherheitssysteme klassiert.

Das SWS wurde bei der Erstellung der Anlage für die Versorgung sowohl von Sicherheits- als auch von Betriebsausrüstungen konzipiert und gemäss den damals gültigen Auslegungsgrundlagen nicht gegen äussere Einwirkungen ausgelegt. Dieses Defizit wurde durch die mit dem SUSAN-System

nachgerüsteten Kühlwassersysteme CWS und ICWS behoben. Dadurch wurde eine Erhöhung der Verfügbarkeit der Kühlwasserversorgung bei Verlust der externen Stromversorgung, bei Erdbeben, externer Überflutung, Flugzeugabsturz, Blitzschlag und Einwirkungen Dritter erreicht.

### **6.7.1.1 SUSAN-Kühlwassersystem (CWS)**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Kühlwassersystem CWS (Cooling Water System) versorgt den Wärmetauscher des Toruskühlsystems im Reaktorgebäude und den Wärmetauscher des Zwischenkühlsystems ICWS im SUSAN-Gebäude mit Aarewasser als Kühlwasser. Entsprechend den Anforderungen ist das CWS der Sicherheitsklasse SK3 zugeordnet und notstromversorgt. Beim ungestörten Reaktorbetrieb ist das CWS nicht in Betrieb.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das CWS verzeichnete seit der Inbetriebnahme der SUSAN-Nachrüstung im Jahre 1989 keine Änderung der Auslegungskriterien.*

*Die Funktionsprüfungen am CWS-System wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde und insbesondere kein gemäss der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtiges Vorkommnis.*

*Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des CWS durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei vier ungeplanten Instandhaltungen infolge von Stopfbuchsenleckagen am Kupplungsteil der Pumpen war die Verfügbarkeit nicht betroffen oder lag im Rahmen der gemäss Technischen Spezifikationen zulässigen Zeit.*

*Bei den Wiederholungsprüfungen an den mechanischen Komponenten des CWS wurden keine Befunde festgestellt. Erwähnenswert sind dabei die jährlichen Kühlwasserrohrproben, die dem System entnommen und zur Analyse an den Hersteller gesandt werden.*

*Das Alterungsüberwachungsprogramm Maschinentechnik für das CWS sieht die Erfassung ausgewählter Komponenten im Zusammenhang mit TCS, SUSAN-Diesel und STCS vor. Im Bewertungszeitraum wurden keine anfälligen Komponenten identifiziert und es wurden keine Massnahmen notwendig.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das SUSAN-Kühlwassersystem CWS alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des CWS-Systems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM sowie der HSK-Richtlinien R-15<sup>25</sup> und R-101<sup>6</sup>.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen das CWS seine Sicherheitsfunktion erfüllt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Die AÜP-Dokumentation der Komponenten ist noch nicht vollständig erstellt (siehe dazu Kap. 5.5.1.2).

#### **6.7.1.2 SUSAN-Zwischenkühlwassersystem (ICWS)**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Zwischenkühlwassersystem im SUSAN-Gebäude ICWS (Intermediate Cooling Water System) versorgt die Kühlstellen der beiden Notstromdiesel und der Lüftungsanlagen (Umluftanlagen der Diesel- und Schaltanlagenräume) mit Kühlwasser. Entsprechend den Anforderungen ist das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem ICWS der Sicherheitsklasse SK3 zugeordnet und notstromversorgt. Das ICWS ist ein geschlossener Kreislauf mit zwei parallel geschalteten Umwälzpumpen. Die Wärme wird über einen Wärmetauscher ans CWS abgegeben.

##### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurde am ICWS 1995 zur Verbesserung des Korrosionsverhaltens eine sicherheitstechnisch unklassierte Hydrazin-Dosierstation installiert.*

*Die Funktionsprüfungen am ICWS wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde und insbesondere kein gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtiges Vorkommen.*

*Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des ICWS durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei einer ungeplanten Instandhaltung infolge von Ölleckagen an der Wellendichtung der Pumpe war die Verfügbarkeit im Rahmen der gemäss Technischen Spezifikationen zulässigen Zeit.*

*Bei den Wiederholungsprüfungen an den mechanischen Komponenten des ICWS wurden keine Befunde festgestellt.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem ICWS alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.*

##### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des ICWS-Systems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen sowie der Richtlinien HSK-R-15<sup>25</sup> und HSK-R-10<sup>16</sup>.*

*Mit der im Bewertungszeitraum nachgerüsteten Hydrazin-Dosierstation wurde eine Verbesserung des Korrosionsverhaltens des Systems und somit eine Verbesserung seiner Verfügbarkeit erreicht. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen erfüllt das ICWS seine Sicherheitsfunktion.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### **6.7.1.3 Hilfskühlwassersystem (SWS)**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Als sicherheitstechnische Aufgabe führt das Hilfskühlwassersystem SWS (Service Water System) die Wärme aus den beiden Wärmetauschern des Abfahr- und Toruskühlsystems (STCS) ab. Im Weiteren versorgt es die unklassierten Wärmetauscher der Zwischenkühlwassersysteme im Reaktorgebäude und im Maschinenhaus sowie verschiedene andere Betriebssysteme mit Kühlwasser. Die zwei redundanten, automatisch umschaltbaren Hilfskühlwasserpumpen sind zusammen mit den Hauptkühlwasserpumpen im Pumpenhaus am Aareufer aufgestellt. Als Barriere gegen Aktivitätsaustritt dient je eine (dem STCS zugeordnete) Druckerhöhungspumpe. Damit wird sichergestellt, dass der Druck im SWS stets höher ist als im STCS-Kreislauf. Für die Funktion des ständig in Betrieb stehenden Hilfskühlwassersystems ist eine SWS-Pumpe ausreichend. Es wird periodisch zwischen den zwei Hilfskühlwasserpumpen umgeschaltet.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurden am SWS-System folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen durchgeführt und die erforderlichen Festigkeitsnachweise erstellt:*

- *1991 wurde an der Hilfskühlwasserablaufleitung (stromabwärts der Abfahrkühler) ein Rohranschluss mit Armaturen der Sicherheitsklasse SK3 nachgerüstet mit dem Ziel, bei Störung des Hilfskühlwassersystems das zur Kühlung der Abfahrpumpe zugeführte Feuerlöschwasser in die Aare abzuleiten.*
- *1993 wurden die Hilfskühlwasserleitung und deren Halterungen ertüchtigt.*
- *1997 wurden das CWS und das Hilfskühlwassersystem SWS miteinander verbunden, um eine bessere Flexibilität und eine schnellere Umschaltungsmöglichkeit zwischen den beiden Systemen zu schaffen. Die Rohrleitungen wurden neu berechnet und die Verbindungsleitungen den Sicherheitsklassen SK3/EKI zugeordnet.*

*Im Bewertungszeitraum wurden die Rohrleitungen des Systems im Reaktorgebäude überprüft und ertüchtigt.*

*Am SWS-System sind keine Funktionsprüfungen gemäss den Technischen Spezifikationen erforderlich. Das System befindet sich dauernd in Betrieb, wobei periodisch zwischen den einzelnen Kühlwasserpumpen umgeschaltet wird. Damit werden die Pumpen auch periodisch auf ihre Funktion geprüft. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Hilfskühlwasserfunktion im Anforderungsfall geführt haben.*

*Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des SWS durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei ungeplanten Instandhaltungen infolge eines Lagerschadens einer Pumpe und defekter Armaturen war die Verfügbarkeit entweder nicht betroffen oder lag im Rahmen der gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Zeit.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das Hilfskühlwassersystem SWS, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen, alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des SWS-Systems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen, sowie der HSK-Richtlinien R-15<sup>25</sup> und R-101<sup>6</sup>. Eine umfassende Beurteilung des sicherheitsmässig als SK3 und Erdbebenklasse EK I eingestuftes Teiles des Hilfskühlwassersystems erfolgte im Rahmen der HSK-Begutachtung von 1991<sup>5</sup>. Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am SWS wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:*

- Durch die Erstellung des Rohranschlusses an der Ablaufleitung wurde eine Accident Management Massnahme für die Kühlung der Abfahrpumpe (Pumpenkühlung mittels Feuerlöschwasser) ermöglicht.*
- Durch die nachgerüstete Verbindungsleitung zwischen CWS und SWS im Reaktorgebäude kann der STCS-Wärmetauscher, insbesondere während der Jahresrevision, auch durch das CWS mit Kühlwasser versorgt werden. Damit wurde die Verfügbarkeit der Kühlwasserversorgung verbessert. Die vom SVTI geprüfte Festigkeitsberechnung zeigt, dass die Verbindungsleitung zwischen CWS und SWS für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert ist.*
- Durch die Ertüchtigung der Hilfskühlwasserleitung und deren Rohrhalterungen erfüllen diese nun die Anforderungen an die Auslegung eines klassierten Sicherheitssystems.*

*Der SVTI hat die erstellten Festigkeitsberechnungen geprüft und ohne Beanstandungen oder Penzenzen akzeptiert. Sie zeigen, dass die Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung des SWS-Systems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Betriebsergebnisse erfüllt das SWS seine Sicherheitsfunktion.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **6.7.1.4 Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude dient zur Kühlung von Systemen, die radioaktive Stoffe enthalten können. Die Wärme wird aus dem Zwischenkühlwassersystem durch das Hilfskühlwassersystem SWS an die Aare abgeführt. Durch den Zwischenkühlwasserkreislauf wird eine doppelte Barriere zwischen den aktivitätsführenden Systemen und dem Aarewasser hergestellt. Es ist kein Sicherheitssystem, da es mit Ausnahme des Brennelementbecken-Kühlsystems nur Betriebssysteme des Reaktors (z. B. die Umwälzpumpen, die Reaktorwasserreinigungsanlage und die Ventilationskühler) versorgt. Das System umfasst im Wesentlichen 3 Pumpen, zwei Zwischenkühler und einen Hochbehälter sowie die verschiedenen Verbraucher und ist vollständig im Reaktorgebäude untergebracht. Von den drei Zwischenkühlwasserpumpen sind zwei ständig in Betrieb und eine dient als Reserve. Die Isolationsarmaturen in den Drywell-Durchdringungsleitungen (als SK2 klassiert) schliessen im Falle eines erhöhten Drywelldrucks oder des Verlustes von Zwischenkühlwasser durch Leckage automatisch.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurden an den klassierten Containment-Isolationsarmaturen des Zwischenkühlwassersystems im Reaktorgebäude folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:*

- *1994 wurden an den drei Zwischenkühlwasserleitungen zum Drywell je eine zusätzliche Isolationsarmatur installiert und die entsprechende Isolationslogik im Reaktorschutzsystem ergänzt.*
- *2000 wurde der Stellantrieb einer Isolationsarmatur ersetzt, um die geforderte Schliesszeit (35 s) zu erfüllen.*

*Im nicht-klassierten Teil des Zwischenkühlwassersystems wurde im Jahr 1995 zur Verbesserung des Korrosionsverhaltens die sicherheitstechnisch unklassierte, Hydrazin-Dosierstation erneuert.*

*In der Technischen Spezifikation wurde 1999 nach Freigabe durch die HSK die Schliesszeit einer der Isolationsarmaturen des Zwischenkühlwassersystems vorübergehend von 35 s auf 50 s geändert, um dem festgestellten Istzustand Rechnung zu tragen. Nach dem Einbau eines neuen Stellantriebes wurde diese Schliesszeit im Jahre 2000 wieder auf den in den Technischen Spezifikationen ursprünglich geforderten Wert von 35 s festgelegt.*



*Im Bewertungszeitraum wurden im Rahmen der seismischen Requalifikation von mechanischen Ausrüstungen (Kap. 6.1) die Lasten an den Drywelldurchführungen bestimmt und die Spannungsanalyse durchgeführt.*

*Die Containment-Isolationsarmaturen des Zwischenkühlwassersystems wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde und insbesondere kein gemäss der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtiges Vorkommnis.*

*Am Zwischenkühlwassersystem sind keine Funktionsprüfungen gemäss den Technischen Spezifikationen erforderlich. Das System befindet sich dauernd in Betrieb, wobei periodisch zwischen den einzelnen Kühlwasserpumpen umgeschaltet wird. Damit werden die Pumpen auch periodisch auf ihre Funktion geprüft. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Zwischenkühlwasserfunktion geführt haben.*

*Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Zwischenkühlwassersystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei einer ungeplanten Instandhaltung infolge eines Motordefekts einer Pumpe war die Verfügbarkeit nicht betroffen.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen, alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des Zwischenkühlwassersystems im Reaktorgebäude erfolgt für die sicherheitstechnisch klassierten Isolationsarmaturen anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen sowie der Richtlinien HSK-R-15<sup>25</sup> und HSK.R-101<sup>6</sup>.*

*Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:*

- Durch den Einbau von zusätzlichen, automatischen Containment-Isolationsarmaturen und die Ergänzung der Isolationslogik wird bei einem unterstellten Bruch der Zwischenkühlwasserleitungen infolge eines Erdbebens oder eines LOCA die Containmentfunktion aufrechterhalten. Diese Nachrüstung wurde als Alternative zu einer mechanischen Ertüchtigung des seismisch nicht ausreichend ausgelegten Zwischenkühlwassersystems gewählt.*
- Durch den Austausch des Stellantriebes einer der Containment-Isolationsarmaturen wurde ein kurz zuvor entdeckter Auslegungsfehler bezüglich der Schliesszeit der Armatur eliminiert. Die HSK war mit der vorübergehenden Erhöhung der Schliesszeit einverstanden, da dadurch eine allfällige Aktivitätsfreisetzung nur unwesentlich verändert worden wäre.*
- Mit der nachgerüsteten Hydrazin-Dosierstation wurde eine Verbesserung des Korrosionsverhaltens des Systems und somit eine Verbesserung seiner Verfügbarkeit erreicht.*

*Der SVTI hat die erstellten Berechnungen für die HSK geprüft und freigegeben. Es sind keine Beanstandungen oder Pendenzen offen.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung des Zwi-*

*schenkühlwassersystems im Reaktorgebäude verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Sicherheitsfunktion.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **6.7.2 Stromversorgung**

Die elektrische Energieversorgung des KKM wird durch interne und externe Stromquellen abgedeckt. Bei Ausfall der Turbogeneratoren und der externen Netzanbindungen erfolgt die Stromversorgung der sicherheitsrelevanten Verbraucher kurz- und langfristig durch die Notstromversorgung und die Notstand-Notstromversorgung. Hierzu gehören die Gleichstrom- und die unterbrechungslosen Wechselstrom-Versorgungssysteme, die 1,8-MVA-Dieselanlage, die beiden 16-kV-Einspeisungen aus dem Wasserkraftwerk Mühleberg sowie die beiden 0,8-MVA-Notstandsdieselanlagen.

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Notstromversorgung stellt die notwendige elektrische Energieversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge I und II bei Störfällen sicher, sofern diese Aufgabe durch die normalen Block- und Eigenbedarfs-Versorgungsanlagen nicht mehr erfüllt werden kann.

Die Notstand-Notstromversorgung stellt die notwendige Energieversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge III und IV nach einem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung bei externen Ereignissen (z. B. Erdbeben, Blitzschlag, Überflutung) und nicht-naturbedingten äusseren Einwirkungen (z. B. Explosion, Grossbrand, Einwirkungen Dritter) sicher.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat für die Beurteilung der elektrischen Energieversorgung Systembeschreibungen für die Notstromdieselanlage, die Notstromdieselanlage des SUSAN, die Eigenbedarfsanlage und den Eigenbedarf des SUSAN eingereicht und darin auf das Instandhaltungsprogramm, Wiederholungsprüflisten und Betriebsvorschriften hingewiesen.*

*Im Bewertungszeitraum wurden an den sicherheitsrelevanten elektrischen Versorgungssystemen folgende Änderungen vorgenommen:*

- *Infolge Erreichens der Lebensdauer wurden verschiedene Batterien der Notstromversorgung und der Notstand-Notstromversorgung ersetzt.*

- *Im Rahmen des Ersatzes des Reaktorschutzsystems (RPS) wurden je zwei divisionsgetrennte Schaltschränke zur Stromversorgung sicherheitsrelevanter Ausrüstungen installiert. Ein Schaltschrank enthält die Umformersteuerungs-, Überwachungs- und Spannungsregelungsgeräte, der andere die Umschaltanlage, den Einspeisetransformator, den Transformator zur Erzeugung der 220-V-Wechselspannung sowie die Sicherungsabgänge zur Versorgung der 115-V- und 220-V-Wechselstrom-Verbraucher des RPS (1991).*
- *Zur Vereinheitlichung und Modernisierung der Stromversorgung aber auch wegen der Problematik mit der Ersatzteilbeschaffung wurden der 125-V-Gleichrichter und die zugehörigen Schaltanlagen in den Gleichstromversorgungssystemen P1 und P21 strangweise erneuert. Ebenso wurden die rotierenden Umformer zur unterbrechungsfreien Versorgung der sicheren Schienen S1/S2 durch statische Wechselrichter ersetzt (1992 und 1993).*
- *An der Notstromdiesel-Generatoranlage wurden die elektro- und leittechnischen Einrichtungen erneuert (1993).*
- *Die Umformerguppe und die unterbrechungslose Stromversorgungsanlage (USV) für die elektrische Versorgung der Computer TRA und RTAD und die zugehörigen Verbraucher wurden durch zwei moderne USV-Anlagen ersetzt (1997).*
- *Im Rahmen des Leittechnikersatzes für das Notabluftsystem wurden im Aufbereitungsgelände pro Notabluftstrang eine neue 125-V/24-V-Gleichstromverteilung und je zwei neue 400-V-Drehstrom-Unterverteilungen eingebaut (1999).*
- *Zur Angleichung an den Stand der Technik wurden die Wechselrichter der beiden Notstand-Notstromversorgungsstränge ersetzt (2000).*

*Im Bewertungszeitraum waren fünf meldepflichtige Vorkommnisse zu verzeichnen, deren Ursache direkt auf Komponentenstörungen in den elektrischen Eigenbedarfs- und Notstromversorgungssystemen zurückgeführt werden konnte. Bei diesen Vorkommnissen wurde die Verfügbarkeit der Notstromverteilung und der Notstand-Notstromverteilung nicht beeinträchtigt.*

*Die im Rahmen der Instandhaltung von Komponenten der elektrischen Energieversorgungssysteme vorgenommenen Reparaturmassnahmen hätten im Anforderungsfall die Verfügbarkeit der Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigt.*

*Innerhalb des Bewertungszeitraumes wurden im Bereiche der elektrischen Energieversorgungssysteme die geforderten Funktionsprüfungen durchgeführt. Auf die dabei festgestellten Befunde wird in der nachfolgenden HSK-Beurteilung eingegangen.*

*KKM hält fest, dass die sicherheitstechnischen Anforderungen an die elektrischen Versorgungen im betrachteten Zeitraum keine Änderung erfahren haben. Deshalb und aufgrund der zahlreich getätigten Änderungen, der durchgeführten Instandhaltungsarbeiten und der Betriebserfahrung ist KKM überzeugt, dass die elektrische Energieversorgung der Anlage in den kommenden Jahren zuverlässig und sicher aufrecht erhalten wird.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK stützt sich bei der Beurteilung der Zuverlässigkeit und des Qualitätszustands der Stromversorgungsanlagen auf die systemspezifische Betriebserfahrung (Änderungen, meldepflichtige Vor-*

kommissionen und die KKM-Berichterstattung über die Betriebsergebnisse), die Technischen Spezifikationen des KKM, HSK-Richtlinien<sup>25,6</sup> und die Ergebnisse von HSK-Inspektionen ab.

Mit den durchgeführten Änderungen wurden folgende Verbesserungen erreicht:

- Der Austausch der gesamten Einrichtungen der 125-V-DC-Versorgungsstränge, der Schaltanlagen zur Versorgung von Verbrauchern des Notabluftsystems, der Wechselrichter zur Versorgung von sicheren Schienen der Stränge I bis IV und von sicherheitsbezogenen Verbrauchern (z. B. Anlagencomputer) diente vorwiegend der Modernisierung der Systeme.
- Mit dem Ersatz der elektrischen und leittechnischen Einrichtungen der Notstromdieselanlage und des Notabluftsystems wurden wesentliche Verbesserungen hinsichtlich Bedienbarkeit, Separierung und Erdbebenfestigkeit der Einrichtungen erzielt.
- Nach der Erneuerung der elektrischen Einrichtungen der Notstromdieselanlage befinden sich die Schalt- und Leittechnikschränke mitsamt einem örtlichen Leitstand sowie die neuen Messwandler-, Erreger- und Schutzschränke in einem neu geschaffenen Raum neben dem bestehenden Notstromdiesel-Aggregaterraum. Die Steuerung wurde jenem der Notstand-Notstromanlage angepasst und in die Bereiche Sicherheitsleittechnik und betriebliche Leittechnik unterteilt. Somit erfolgt die Ansteuerung aus dem Reaktorschutzsystem vorrangig aus der Sicherheitsleittechnik. Entsprechend den einschlägigen Regelwerken wurden auch die vorrangigen Schutzkriterien für den Anforderungsfall neu in einer 2-von-2-Auswahlschaltung gebildet. Bei den neu eingesetzten, sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten wurde auf die erdbebensichere Auslegung, insbesondere bei der Aufstellung der Schränke, den Einsatz eigensgeprüfter Geräte und die Verwendung von halogenarmem, schwerentflammbarem Kabelmaterial geachtet.

Mit den durchgeführten Änderungen verfolgte KKM die Strategie, die Komponenten der Stromversorgungssysteme, wo notwendig, dem Stand der Technik anzupassen und die Ersatzteilbeschaffung längerfristig sicherzustellen. Als weitere Ziele wurden die Verbesserung in der Separierung redundanter Stränge und eine nachvollziehbare Nachweisführung zur Komponentenqualifikation, wo notwendig und möglich, erreicht. Letzteres betrifft insbesondere die Nachweisführung zur Festigkeit der elektrischen Ausrüstungen bei den durch das Sicherheitserdbeben induzierten Erschütterungen.

Im Bewertungszeitraum sind im KKM 14 meldepflichtige Vorkommnisse eingetreten, welche die Stromversorgungsanlagen tangierten. Davon wurden 5 Vorkommnisse direkt auf Komponentstörungen resp. Defekte innerhalb verschiedener elektrischer Ausrüstungen der Stromversorgungssysteme zurückgeführt. Da die Vorkommnisse keine oder nur eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung aufwiesen, wurden von der HSK 8 Vorkommnisse der Kategorie U (unklassiert) und 6 Vorkommnisse der Kategorie B zugeordnet. Bei 2 Vorkommnissen der Kategorie B, welche die Notstromdieselanlage infolge Dieselmotorschaden und den Ausfall der Hydroeinspeisungen C1/C2 infolge Kurzschluss an den Sammelschienen I und II im Wasserkraftwerk Mühleberg betrafen, resultierte eine Einschränkung in der Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen. Die Unverfügbarkeiten der in diesen beiden Fällen betroffenen Einrichtungen zur Versorgung der Notstromschienen lagen innerhalb der in den Technischen Spezifikationen erlaubten Reparaturzeiten. Festzuhalten ist aber, dass bei keinem der 14 Vorkommnisse eine Unverfügbarkeit in der Versorgung der notstromberechtigten Verbraucher verzeichnet wurde. Keines der meldepflichtigen Vorkommnisse weist auf eine latente Schwachstelle in der Auslegung der Stromversorgung hin.

Erwähnenswert ist das Vorkommnis vom Juni 1999 der Kategorie U, mit dem, unfreiwillig, die störungsfreie Beherrschung eines Vollastabwurfes auf Eigenbedarf demonstriert wurde. Dabei führte der

*Bruch eines Abspannisolators an der Verbindungsleitung beider 220-kV-Unterstationen Ost und West zur Auslösung des Sammelschienenschutzes beider 220-kV-Sammelschienensysteme. Der Lastabwurf wurde von beiden Turbogeneratorsätzen beherrscht und die Eigenbedarfsversorgung auslegungsgemäss über die 6-kV-Blockschienen D und F sichergestellt.*

*Die in den Technischen Spezifikationen geforderten Funktionsprüfungen werden anhand von Check- und Wiederholungsprüflisten durchgeführt. Planmässige Kontrollen und Revisionen der Komponenten erfolgen im Rahmen des Instandhaltungsprogrammes für elektrische Einrichtungen. Sie werden ergänzt durch die bei den täglichen Rundgängen im Bereich der Stromversorgungsanlagen durchgeführten visuellen Kontrollen. Von den 14 meldepflichtigen Vorkommnissen ereigneten sich 6 bei der Durchführung von Funktionsprüfungen. Davon waren zwei auf Störungen elektrischer Überwachungsrelais des Notstromdiesel-Generators bzw. des Gleichrichters des Notstandstranges IV zurückzuführen. Ausser bei der nachfolgend dargelegten Havarie des Notstromdiesels kam es bei Funktionsprüfungen nicht zu Einschränkungen in der Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen. Die Ergebnisse oder Befunde der Funktionsprüfungen geben den guten Zustand der elektrischen Energieversorgungsanlagen und der zugehörigen Leittechnik einrichtungen wieder. Diese Aussage wird auch durch die geringe Störanfälligkeit dieser Ausrüstungen bestätigt.*

*Der im September 1997 beim monatlichen Testlauf des Notstromdiesels durch einen „Kolbenfresser“ verursachte Dieselmotorschaden grösseren Ausmasses führte zu einer Unverfügbarkeit der Notstromdiesel-Generatoranlage. KKM konnte einen bau- und typengleichen sowie werksqualifizierten Ersatzmotor aus einer Zivilschutzanlage beschaffen. Diese Notstromgruppe wurde ins KKM transportiert. Der Dieselmotor wurde anstelle des havarierten Diesels auf dessen Fundament aufgestellt und die KKM-eigenen, zugehörigen Komponenten vom KKM-Diesel an den Ersatzmotor montiert. Für die Steuerung wurde die bestehende Leittechnik verwendet. Die funktionstüchtige Ersatz-Notstromdieselanlage konnte unter Einhaltung der in den Technischen Spezifikationen geforderten Reparaturzeit eingerichtet werden. Seit diesem Vorkommnis verfügt KKM vertraglich über die Erlaubnis, bei Bedarf auf die Notstromdieselanlage dieser Zivilschutzanlage zurückgreifen zu können.*

*Bei den innerhalb des Bewertungszeitraumes im Bereich der elektrischen Versorgungsanlagen durchgeführten Instandhaltungstätigkeiten wurden keine Befunde festgestellt, welche zu einem Ausfall von Sicherheitsfunktionen im Anforderungsfall geführt hätten. Dies gilt insbesondere für die ungeplanten Tätigkeiten, welche Störungsbehebungen, Reparaturen oder den Ersatz von Komponenten erforderten. Dank der konsequenten Überwachung der elektrischen Ausrüstungen innerhalb des Instandhaltungsprogrammes wirkt KKM Störungen oder Schäden an Komponenten durch rechtzeitige Planung und Ausführung von Instandhaltungsmassnahmen vorbeugend entgegen und kann damit den qualitativ guten Zustand der Einrichtungen erhalten. Die notwendigen Instandhaltungsmassnahmen wurden so durchgeführt, dass sich einmal aufgetretene Störungsursachen nicht mehr wiederholten.*

*Die durch die IAEA im November 2000 durchgeführte OSART-Überprüfung<sup>23</sup> kommt zum Schluss, dass die Instandhaltung der elektrischen Ausrüstungen bezüglich Planung, Ausführung und Dokumentation professionell und strukturiert abgehandelt wird und dass sich das Material in einem sehr guten Zustand befindet.*

*Innerhalb des Bewertungszeitraums führte die HSK im Rahmen der erteilten Freigaben von Erneuerungsprojekten und bei der Durchführung von Funktionsprüfungen und Instandhaltungsarbeiten Inspektionen durch. Die durchgeführten HSK-Inspektionen ergaben weder beim Stromversorgungskonzept noch hinsichtlich der Funktionstüchtigkeit und Zustand der Ausrüstungen negative Feststellungen und es wurden keine wesentlichen Schwachstellen gefunden.*

*Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass die Zuverlässigkeit der Stromversorgung hoch ist. Auch bei Störungen in den Eigenbedarfsanlagen wird eine sichere und ausreichende Versorgung der Anlage mit elektrischer Energie gewährleistet.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im KKM sind fünf meldepflichtige Vorkommnisse eingetreten, welche die Stromversorgungsanlagen tangierten. Davon wurden drei Vorkommnisse direkt auf eine Komponentenstörung oder einen Defekt innerhalb verschiedener elektrischer Ausrüstungen der Stromversorgungssysteme resp. auf Fehlhandlungen im Rahmen von Revisionsarbeiten im nahe gelegenen 220-kV-Schaltfeld zurückgeführt.

Da die Vorkommnisse keine oder nur eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung aufwiesen, wurden von der HSK vier Vorkommnisse der Kategorie U (unklassiert) und ein Vorkommnis der Kategorie B zugeordnet. Für letzteres, welches eine Notstand-Notstromdieselanlage infolge eines störungsbehafteten Anlassventils betraf, resultierte keine unzulässige Einschränkung in der Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen. Keines der meldepflichtigen Vorkommnisse weist auf eine latente Schwachstelle in der Auslegung der Stromversorgung hin.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### **6.7.3 Lüftungsanlagen**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Lüftungsanlagen dienen zur Aufrechterhaltung geeigneter Raumluftzustände und zur Führung bzw. Rückhaltung eventuell freigesetzter radioaktiver Stoffe. Zum Schutz der Bevölkerung vor ionisierender Strahlung wird die Fortluft auf Radioaktivität überwacht und wo notwendig über entsprechende Filteranlagen geleitet, bevor sie an die Umgebung abgegeben wird. Die Lüftungsanlagen im KKM bestehen aus:

- Den Zuluftanlagen für Reaktor-, Aufbereitungs-, Betriebs- und SUSAN-Gebäude sowie für das Maschinenhaus und den Maschinenhaus Anbau Süd
- Den Abluftanlagen für Reaktor-, Aufbereitungs-, Betriebsgebäude und den Maschinenhaus Anbau Süd (über Filter) sowie für das SUSAN-Gebäude und das Maschinenhaus (ohne Filter)
- Der Umluftkühlanlage im Drywell

Die Zu- und Abluftanlagen des Reaktor-, des Aufbereitungs- und des Betriebsgebäudes sowie des Maschinenhauses und die Umluftkühlanlage im Drywell erfüllen betriebliche Aufgaben und sind nicht in eine Sicherheitsklasse eingestuft.

Die Lüftungsanlage des SUSAN-Gebäudes bleibt im Anforderungsfall des Notstandsystems in Betrieb und erfüllt daher eine Sicherheitsfunktion.

Das Notabluftsystem für Störfälle wird in Kap. 6.5.7 beurteilt.

### 6.7.3.1 Lüftungsanlage Reaktor- und Aufbereitungsgebäude

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das Reaktorgebäude und das Aufbereitungsgebäude werden als Teil der kontrollierten Zone durch ihre Lüftungsanlage ständig auf einem Gebäudeunterdruck gehalten. Damit wird eine gerichtete Luftströmung von aussen nach innen sichergestellt und radioaktive Stoffe können nicht in die Umgebung gelangen.

Zur Begrenzung des Unterdruckes im Sekundärcontainment ist eine klassierte Vakuumbrecharmatur zwischen dem Reaktorgebäude und dem äusseren Torus angeordnet (Kap. 6.5.4).

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*An der nicht-klassierten Lüftungsanlage der Reaktor- und Aufbereitungsgebäude wurden folgende Änderungen durchgeführt:*

- *1991 wurden die Absolutfilter der Abluftanlage durch neue Hochfestfilter ersetzt.*
- *1995 wurden die Anschlüsse für das Verfestigungssystem CVRS erstellt.*
- *1996 wurde ein Rauch- und Wärmeabzug für das Reaktorgebäude und einige Klappen mit pneumatischen Antrieben nachgerüstet.*
- *1996 wurde neben der Vorortbedienung eine Bedienung im Kommandoraum realisiert.*
- *1997 wurde das Ausschalten der Lüftung der Reaktor- und Aufbereitungsgebäude beim Ansprechen von 2 Rauchmeldern implementiert.*

*Das System befindet sich dauernd in Betrieb. Damit werden die Ventilatoren auf ihre Funktion geprüft. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Lüftungsfunktion geführt hätten.*

*Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten der Lüftungsanlage durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei den ungeplanten Instandhaltungen war die Verfügbarkeit nicht betroffen.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die Lüftungsanlage für das Reaktor- und Aufbereitungsgebäude, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen, alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung der Lüftungsanlage des Reaktor und Aufbereitungsgebäudes erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung. Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an der Lüftungsanlage des Reaktor- und Aufbereitungsgebäudes wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:*

- *Mit dem Ersatz der Absolutfilter durch neue Hochfestfilter können Filterbrüche verhindert werden.*

- *Durch die Installation des Rauch- und Wärmeabzuges für das Reaktorgebäude wurde die Nutzung der Lüftungsanlage im Brandfall wesentlich verbessert.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung der Lüftungsanlage des Reaktor- und Aufbereitungsgebäudes verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Funktion.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **6.7.3.2 Lüftungsanlage Maschinenhaus inkl. Anbau Süd**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Da das Maschinenhaus der kontrollierten Zone angehört, ist durch ihre Lüftungsanlage ein spezifizierter Gebäudeunterdruck aufrechtzuerhalten, um eine gerichtete Luftströmung von aussen nach innen sicherzustellen.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*An der Lüftungsanlage des Maschinenhauses inkl. Anbau Süd wurden folgende Änderungen vorgenommen:*

- *1995 wurden bei den Zu- und Abluftventilatoren sogenannte Sanftstarter eingebaut.*
- *1996 wurde die Lüftungsanlage des Anbaus Süd integriert.*
- *1998 wurde die brandschutztechnische Anregung der Lüftung des Anbaus Süd angepasst.*
- *1999 wurde für die Maschinenhauslüftung neben der Vorortbedienung eine Bedienung im Kommandoraum realisiert.*

*Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten der Lüftungsanlage durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei den ungeplanten Instandhaltungen war die Verfügbarkeit nicht betroffen.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die Lüftungsanlage des Maschinenhauses, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen, ihre Funktion gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.*



## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung der Lüftungsanlage des Maschinenhauses inkl. Anbau Süd erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung. Mit dem im Bewertungszeitraum durchgeführten Einbau von „Sanftstartern“ bei den Ventilatoren wurde die Beanspruchung der Motoren und der Ventilatoren reduziert.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung der Lüftungsanlage des Maschinenhauses verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Funktion.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **6.7.3.3 Drywell-Umluftanlage**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Drywell-Umluftanlage dient der Kühlung der bei Leistungsbetrieb vorhandenen Stickstoffatmosphäre im Primärcontainment. Sie führt die anfallende Wärme an das Zwischenkühlwassersystem des Reaktorgebäudes ab. Bei Ausfall der Drywell-Umluftanlage muss der Reaktor abgefahren werden.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurden an der Drywell-Umluftanlage folgende wichtige Änderungen durchgeführt:*

- 1991 wurden im Kanalsystem der Drywellumluft verschiedene Verbesserungen zur Optimierung der Luftverteilung vorgenommen. Im zweiten Abluftkanal vom Drywelldeckel wurde eine neue Temperaturmessung eingebaut.*
- 2000 wurde die Steuerung der Drywellumluftventilatoren in die neue Steuerung der Notabluft integriert. Die Umluftventilatoren können nun vom Hauptkommandoraum oder von der Vorortsteuerstelle aus bedient werden.*

*An der nicht-klassierten Drywell-Umluftanlage sind keine Funktionsprüfungen gemäss den Technischen Spezifikationen erforderlich. Drei von vier Ventilatoren des Systems befinden sich ständig in Betrieb. Sie werden regelmässig umgeschaltet, womit die Ventilatoren auf ihre Funktion geprüft*

werden. Im Bewertungszeitraum hat es keine Störungen oder Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Lüftungsfunktion geführt hätten.

Die im Bewertungszeitraum an den Komponenten der Drywell-Umluftanlage durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant.

KKM kommt zum Schluss, dass die Drywell-Umluftanlage, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Verbesserungen, ihre Funktion gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

Die HSK-Beurteilung der Drywell-Umluftanlage erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung. Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an der Drywell-Umluftanlage wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch die Änderungen am Kanalsystem wurde eine Verbesserung der Luftverteilung, mit dem Ergebnis von tieferen Temperaturen im oberen Teil des Drywells, erreicht.
- Durch die Integration der Steuerung der Umluftventilatoren in die neue Steuerung der Notabluft wurde die Leittechnik modernisiert und dem aktuellen Stand der Technik angepasst. Darüber hinaus können die Umluftventilatoren nun sowohl von Hauptkommandoraum als auch von der Vorortsteuerstelle aus betätigt werden.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung der Drywell-Umluftanlage verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Funktion.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### **6.7.3.4 Lüftungsanlage SUSAN**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Im SUSAN-Gebäude ist eine Frischluftzufuhr mit Filtern vorhanden, mit der ein Überdruck gegenüber der Umgebung gehalten wird. Damit wird sichergestellt, dass im Störfall keine radioaktiven Stoffe von aussen ins SUSAN-Gebäude eindringen können. Jeder der beiden Gebäudeteile ist mit einer eigenen unabhängigen Lüftungsanlage ausgestattet. Die für die beiden Stränge gemeinsamen Räume, wie SUSAN-Kommandoraum, ICWS-Anlageraum und Vorraum, können von beiden Lüftungsanlagen versorgt werden. Die Lüftungsanlage ist während des Leistungsbetriebs in Funktion und unterstützt die Einsatzbereitschaft des SUSAN. Sie ist daher der Sicherheitsklasse SK3, EK I zugeordnet. Die

SUSAN-Lüftung wird leittechnisch über elektrische 1E-Ausrüstungen angesteuert. Im Notstandsfall bleibt sie in Betrieb. Bei Aussenbrand wird die Lüftung automatisch isoliert.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurden an der Lüftungsanlage SUSAN folgende sicherheitstechnisch relevanten Änderungen durchgeführt:*

- 1992 wurde die Logik der Teilsteuerung von Jalousieklappen modifiziert.
- 1993 wurde der Messbereich der Volumenmessung erweitert.
- 1994 wurde die SUSAN-Lüftung um eine Aktivkohlefilterung für Störfälle mit Aktivitätsfreisetzung im Areal erweitert.
- 1998 wurden die Grenzwerte der Volumenstrommessung aufgrund ungleichmässiger Strömungsverteilung der Luft reduziert.

*Die SUSAN-Lüftungsanlage wurde während des Bewertungszeitraums gemäss den Vorgaben der Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde und insbesondere kein gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtiges Vorkommnis. Das System befindet sich dauernd in Betrieb. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Lüftung ausserhalb der Vorgaben der Technischen Spezifikationen geführt hätten.*

*Die im Bewertungszeitraum an den Komponenten der Lüftungsanlage SUSAN durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei den ungeplanten Instandhaltungen handelte es sich um die Reparatur von Verschleisserscheinungen an den Fortluftventilatoren. Dabei war die Verfügbarkeit des Systems zwar betroffen, lag aber innerhalb der Vorgaben der Technischen Spezifikationen.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die Lüftungsanlage SUSAN, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen, alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung der sicherheitstechnisch klassierten Lüftungsanlage des SUSAN-Gebäudes erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM sowie der Richtlinien HSK-R-15<sup>25</sup> und HSK-R-101<sup>6</sup>.*

*Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an der SUSAN-Lüftung wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:*

- *Mit dem Einbau der Aktivkohlefilterung für die Zuluft wird zur Überdruckhaltung im Falle einer Aktivitätsfreisetzung im Areal ein Aktivitätseintritt in die SUSAN-Räumlichkeiten ausgeschlossen.*
- *Die übrigen kleinen Änderungen dienten der Optimierung der damals neuen Anlage.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung der Lüftungsanlage des SUSAN-Gebäudes verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Verbesserungen und Instandhaltungsarbeiten, der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Sicherheitsfunktion.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

#### **6.7.4 Steuerluft**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Aufgabe des nicht-klassierten Steuerluftsystems ist die Versorgung der druckluftbetätigten Komponenten mit ölfreier, trockener Druckluft. Damit die sicherheitsrelevanten Druckluftverbraucher auch nach einem Druckluftausfall ihre Funktion erfüllen können, verfügen sie entweder über eigene, entsprechend klassierte Druckluft-Akkumulatoren (Frischdampfisolationsventile MSIV und Sicherheits-/Abblaseventile SRV) oder sie weisen ein „fail-safe“-Verhalten (z. B. Steuerstabantriebssystem) auf. Deshalb führt ein Ausfall der Steuerluft zu einer Reaktorschnellabschaltung. Seit der Inbetriebnahme des Containment-Inertisierungssystems (Kap. 6.5.6) werden die Steuerluft-Verbraucher im Drywell (MSIV und SRV) nicht mehr mit Luft, sondern mit Stickstoff versorgt. Die Steuerluft ist damit für die MSIV und SRV zur Reserveeinspeisung geworden.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die MSIV und SRV mit den dazugehörigen Steuerluft-Komponenten (Vorsteuerventile und Akkumulatoren) wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde und insbesondere kein gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtiges Vorkommnis.*

*Das nicht-klassierte Steuerluftsystem befindet sich dauernd in Betrieb, wobei periodisch zwischen den einzelnen Kompressoren umgeschaltet wird. Damit werden die Kompressoren auch periodisch auf ihre Funktion geprüft. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Steuerluft geführt hätten.*

*Bei den im Bewertungszeitraum an den mechanischen und elektrischen Komponenten des Steuerluftsystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen war die Verfügbarkeit der Steuerluftversorgung nicht betroffen.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das Steuerluftsystem alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung des Steuerluftsystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen und der Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup>.*

*Aufgrund der Betriebsergebnisse der durchgeführten Instandhaltungsarbeiten und der Ergebnisse der Funktionsprüfungen kommt die HSK zum Schluss, dass das Steuerluftsystem seine Sicherheitsfunktion erfüllt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **6.7.5 Leckageüberwachung**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Aufgabe der mechanisch nicht-klassierten Leckageüberwachung ist die Früherkennung, Ortung und gegebenenfalls Absperrung einer Leckagestelle. Die Überwachung erstreckt sich vor allem auf den Drywell, das Reaktorgebäude und das SUSAN-Gebäude. Die normalen, technisch bedingten Komponentenleckagen (z. B. von Stopfbüchsen) werden in ein Apparateentwässerungssystem geführt. Die übrigen Leckagen werden durch Bodenentwässerungen gesammelt und den Gebäudesümpfen zugeführt.

Zur Leckageüberwachung werden folgende Messungen durchgeführt:

- ständige Niveauanzeige in den Entwässerungsbehältern und Sümpfen
- Betriebsintervallmessung der Entwässerungspumpen
- Druck- und Temperaturmessung in Rohrleitungen
- Raumtemperatur- und Feuchtigkeitsmessung
- Aerosolaktivitätsmessung im Drywell, Reaktorgebäude und Maschinenhaus

Im Normalbetrieb kontrolliert das Betriebspersonal den Wasseranfall in den Apparateentwässerungsbehältern und Bodensümpfen. Das Niveau wird kontinuierlich mit Schreibern registriert.

Die Leckageüberwachung im Drywell besteht vor allem in der Überwachung der Raumtemperatur, der Feuchte, dem Sumpfniveau und der Aerosolaktivität. Die kontrollierten Leckagen der Umwälzpumpendichtungen, der Armaturspindeln u. ä. werden zum Drywell-Apparateentwässerungsbehälter geführt.

Die Leckageüberwachung im Reaktorgebäude beinhaltet die Überwachung des Wasserniveaus in einem Apparateentwässerungsbehälter und zwei Bodensümpfen sowie die Überwachung von Temperaturen (Dampftunnel, RWCU-Räume und RCIC-Leitungen) und des Frischdampfdurchflusses.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Leckageüberwachung enthält keine systemeigenen Komponenten, sondern beruht auf der Überwachung verschiedener Messstellen (Niveau, Temperatur, Feuchtigkeit), welche den überwachten Systemen zugeordnet sind, und auf administrativen Abläufen. Letztere schliessen tägliche Rundgänge der begehbaren Anlagenteile durch das Schicht- und das Strahlenschutzpersonal ein. In Bereichen mit hoher Dosisleistung (RWCU-Räume) erfolgt die Überwachung durch Videokameras.*

*Im Bewertungszeitraum wurden an den zur Leckageüberwachung gehörenden Messungen und administrativen Massnahmen sowie an den Ausrüstungen des Apparate-Entwässerungssystem keine Änderungen vorgenommen. Am Gebäude-Entwässerungssystem wurde 1999 eine Leckageüberwachung der Reaktorgebäude-Sumpfwanne nachgerüstet.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die Leckageüberwachung zweckmässig ist. Der Betrieb und die Instandhaltung ihrer Ausrüstungen werden ergänzt durch administrative Abläufe (Rundgänge). Das Vorgehen erfüllt alle Anforderungen an die sicherheitsrelevante Funktion der Leckageüberwachung gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung Leckageüberwachung erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung. Das System zur Leckageüberwachung im KKM, bestehend aus den erforderlichen Messstellen und den festgelegten administrativen Abläufen, ist zweckmässig und hat sich bewährt. Die HSK kommt zum Schluss, dass die Leckageüberwachung die an sie gestellten Anforderungen zur Früherkennung und Ortung einer Leckagestelle erfüllt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **6.7.6 Leitstände**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Leitstände sind Bindeglieder zwischen Mensch und Anlage und damit zentrale Nahtstellen zur Steuerung und Überwachung des Kraftwerkprozesses. Um die Betriebsführung und Überwachung der Anlage sicherzustellen, verfügt das KKM über verschiedene Leitstände mit den entsprechenden Einrichtungen. Es sind dies der Hauptkommandoraum, der SUSAN-Kommandoraum und verschiedene lokale Steuerstellen. Im Hauptkommandoraum befinden sich Einrichtungen zur Systemsteuerung und -überwachung sowie die Kommunikationsmittel für den Normalbetrieb und für Störfälle. Bei Ausfall

des Hauptkommandoraumes ist der SUSAN-Kommandoraum als Notsteuerstelle zum sicheren Abfahren der Anlage vorgesehen.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*In den eingereichten PSÜ-Dokumenten beschreibt KKM den Hauptkommandoraum und dessen im Jahr 1991 realisiertes Konzept für die einzelnen Funktionsbereiche. Neben den direkt anlagenbezogenen Arbeitsplätzen (Schichtchef, Reaktoroperator, Turbinenoperator und Pikettingenieur) werden auch das Kommunikations- und das Absicherungspult sowie deren Ausrüstung betrachtet. Für den SUSAN-Kommandoraum und die lokalen Steuerstellen werden die während des Berichtszeitraums durchgeführten Änderungen, die aufgetretenen Störungen und die vorgenommenen Instandhaltungsmassnahmen erwähnt.*

*An den Leitständen wurden im Berichtszeitraum folgende wichtige Änderungen durchgeführt:*

#### Hauptkommandoraum

- *Neuanordnung der Funktionsbereiche und Neumöblierung (1991)*
- *Einbau einer neuen Decke mit Erneuerung der Lüftung und Beleuchtung sowie Erneuerung der Bildschirme des Anlageninformationssystems (1994)*
- *Einbau einer gefilterten Überdruckanlage (1995)*
- *Ersatz der Reaktorhandsteuerung RMCS (Rod Manual Control System) und der Steuerstab-Positionsanzeige RPIS (Rod Position Information System) durch ein programmierbares Leittechniksystem (1997)*
- *Durchführung ergonomischer Verbesserungen im Hauptkommandoraum zur Vermeidung eines irrtümlichen Öffnens von Sicherheits-/Abblaseventilen aufgrund eines Ereignisses (1999, Kap. 5.2.1 und Kap. 7.4.2).*
- *Ergänzung der Bedienung des Notabluftsystems (1999)*
- *Neuanordnung der Leitfelder für die Turbinenregelung und -steuerung (1999 bis 2000)*
- *Ersatz des bisherigen Anlageninformationssystems durch das Prozess-Visualisierungs-System PVS (2000)*

#### SUSAN-Kommandoraum

- *Einbau der Steuerung für das Containment-Druckentlastungssystem (1992)*
- *Einbau einer gefilterten Überdruckhaltung (1995)*
- *Abschluss der Erweiterung der Störfallinstrumentierung (1999)*
- *Durchführung ergonomischer Verbesserungen im SUSAN-Kommandoraum zur Vermeidung eines irrtümlichen Öffnens von Sicherheits-/Abblaseventilen aufgrund eines Ereignisses (1999, Kap. 5.2.1 und Kap. 7.4.2).*

### Lokale Steuerstellen

- *Inbetriebnahme der CVRS-Steuerstelle (Cement Volume Reduction Solidification) im Zusammenhang mit dem Einbau der Verfestigungsanlage im Aufbereitungsgebäude (1995)*
- *Aufhebung der im Aufbereitungsgebäude vorhandenen lokalen Leitstellen der Lüftungsanlagen für das Aufbereitungsgebäude, das Reaktorgebäude und das Maschinenhaus und Überführung dieser Leitstellen in den Hauptkommandoraum (1996)*

*KKM kommt zum Schluss, dass die bisherigen Erfahrungen mit den Leitständen und Einrichtungen des Hauptkommandoraums, des SUSAN-Kommandoraums und der lokalen Steuerstellen gut sind. Die im Hauptkommandoraum vorgenommenen Änderungen wurden vom Schichtpersonal positiv bewertet. Die Anordnung und die Ausrüstung der Arbeitsplätze haben sich sowohl im Normalbetrieb als auch bei Betriebsstörungen bewährt. KKM ist überzeugt, dass die Leitstände auch für die Zukunft geeignet sind, um eine den Anforderungen entsprechende Bedienung und Überwachung der Anlage sicherzustellen.*

*Die OSART-Empfehlung, die Leuchtkraft der Anzeigelampen zu verstärken, wurde von KKM erfüllt. Eine OSART-Anregung bezüglich Reihenfolge in der Betätigung der Freigabe-/Bedienungsknöpfe und bezüglich Schlüsselschalterkonzept hat KKM vertieft untersucht und entsprechende Regelungen festgelegt. Damit ist diese Anregung aus Sicht der OSART erfüllt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK ist der Ansicht, dass der Hauptkommandoraum im Berichtszeitraum durch die Neuordnung der Funktionsbereiche und den Ersatz der Decke ergonomisch verbessert wurde. Beim Ersatz oder bei Änderungen von Systemen wurden die Bedienpulte entsprechend angepasst. Das neue Prozess-Visualisierungssystem PVS mit seiner verdichteten Anlageninformationsdarstellung liefert ein prägnantes Bild über den Betriebs- und Sicherheitszustand der Anlage. Um eine Wiederholung der aufgeführten Fehlbetätigung der SRV zu vermeiden, wurden 1999 an den SUSAN-Pulten und am Reaktorpult im Hauptkommandoraum ergonomische Verbesserungen vorgenommen.*

*Mit dem Einbau der gefilterten Überdruckhaltung im Hauptkommandoraum und im SUSAN-Kommandoraum ist die Voraussetzung geschaffen, dass ein Aufenthalt in den Kommandoräumen auch bei Radioaktivität in der Aussenatmosphäre möglich ist. Mit der im Berichtszeitraum abgeschlossenen Erweiterung entspricht die Störfallinstrumentierung der Kommandoräume nun den Anforderungen der Empfehlung HSK-E-04<sup>152</sup> an die Instrumentierung der Leitstände für die Durchführung von Accident Management Massnahmen.*

*Insgesamt hat sich die HSK davon überzeugt, dass die Leitstände auch in den kommenden Betriebsjahren unter guten ergonomischen Bedingungen eine geeignete Bedienung und Überwachung der Anlage erlauben.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:



Die wichtigsten Änderungen im erweiterten Beurteilungszeitraum waren:

#### Hauptkommandoraum

- Ersatz der bisherigen Brandmeldeanlage durch Einbau einer neuen, rechnerbasierten Brandmeldeanlage in das Kommunikationspult
- Auf dem SUSAN-Bedienpult wurde die Beschriftung der ADS-Funktion verbessert (vgl. Kap. 4.5)
- Bei den Turbinenpulten wurden die Bedienungen der Turboturn (Steuereinheiten) A und B sowie der Turbomaten (An- und Abfahreinheiten) A und B an die neue Leittechnik angepasst. Das Gleiche gilt für die Bedienung der Vordruckregler.
- Die Bedienung des Lastschalters B wurde an den neuen Schalter angepasst.
- Beim Prozess-Visualisierungssystem (PVS) wurden neue Bilder integriert und die Funktionalität erweitert. Neu befinden sich auch die Zeitfolgemeldung und die Darstellung der Stunden- und Tagesdaten der „Balance of Plant“-Systeme (BOP) sowie die Start/Stop-Funktion für die ANPA-Datenübertragung auf der PVS-Plattform.

#### Lokale Steuerstellen

- Die KRA-Steuerung im Maschinenhaus wurde vollständig ersetzt. Die neue Steuerung wird über Bildschirme bedient.
- Im Aufbereitungsgebäude wurde die Leittechnik des CVRS (Verfestigungsanlage) erneuert und entsprechend die Bedienung der Steuerstelle angepasst.
- Die Lüftungssteuerung des Betriebsgebäudes wurde ersetzt. Die Bedienung erfolgt nun über einen Bildschirm in der Lüftungszentrale.

#### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Alle erwähnten Erneuerungen bei den Leitständen erfolgten im Rahmen der normalen Instandhaltungstätigkeiten durch das KKM.

#### **6.7.7 Seismische Anlageninstrumentierung**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die seismische Instrumentierung soll gemäss Richtlinie HSK-R-16<sup>103</sup> folgender Zielsetzung genügen:

- Festhalten der Erdbebencharakteristik im Frequenz-, Amplituden- und Phasenwinkelbereich
- Vergleich eines aufgetretenen Erdbebens mit dem Auslegungserdbeben SSE bzw. OBE

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat die von der HSK mit ihrem Gutachten 1991<sup>5</sup> geforderte Ergänzung der seismischen Instrumentierung mit einem zusätzlichen Freifeldinstrument im Jahre 1994 vorgenommen. Es erwies sich*

*dabei als zweckmässig, die Installation dieses Freifeldinstruments mit einer Erneuerung der gesamten Instrumentierung zu verbinden. In diesem Zusammenhang sind auch die Vergleichsspektren aufgrund der neu berechneten Etagenspektren bereinigt worden.*

*Die erste und bisher einzige Aufzeichnung der neuen Instrumentierung erfolgte am 14. Februar 1999. Damals verursachte das Erdbeben von Marly bei Fribourg mit der Magnitude von 4.3 (Richter-Skala) beim Freifeldinstrument ein Überschreiten der Registrierschwelle. Bei den drei Sensoren im Reaktorgebäude und beim Sensor im SUSAN-Gebäude wurden die Registrierschwellen nicht überschritten.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*KKM hat die HSK-Forderung von 1991 erfüllt. Die HSK hat darauf hingewiesen, dass die Stabilität der neuen Sensoren in der Zukunft genau beobachtet werden soll, weil noch keine Langzeiterfahrungen vorliegen.*

*Die seismische Instrumentierung erlaubt, die an das System gestellten Anforderungen zu erfüllen. Die moderne Auswertesoftware gewährleistet zudem eine rasche Beurteilung des aufgezeichneten Ereignisses. Innerhalb weniger Stunden kann die Aufzeichnung mit den Spektren der Erdbebenauslegung verglichen und als Entscheidungsgrundlage für das weitere Vorgehen benutzt werden.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **6.8 Wichtige Betriebssysteme**

### **6.8.1 Ausgewählte Regelsysteme**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Als Teil des mehrstufigen Sicherheitskonzeptes (defence-in-depth-Konzept) unterstützen die Regelsysteme eine schonende Betriebsweise. Bei geringfügigeren Abweichungen von den betrieblichen Sollwerten greifen sie korrigierend ein. Damit soll auch ein unnötiges Ansprechen von Schutzvorkehrungen vermieden werden. Sie werden daher als sicherheitsbezogen eingestuft. Wichtige Regelsysteme sind die hier beurteilten Speisewasser-, Reaktorkühlmittel-Umwälz- und Turbinen-Vordruckregelungen.

Die Speisewasserregelung hat die Speisewassermenge im Reaktordruckbehälter während des stabilen Leistungsbetriebes, beim An- und Abfahren der Anlage sowie bei Anlagetransienten so zu kontrollieren, dass das Reaktorniveau auf dem vorgewählten Sollwert gehalten wird.

Zusammen mit dem Steuerstabantriebssystem bildet die Reaktorkühlmittel-Umwälzregelung das eigentliche Regelsystem für die Reaktorleistung. Diese wird bestimmt von der Stellung der Steuerstäbe,

die von Hand eingestellt wird, und der Kühlmittelumwälzmenge, deren Sollwert ebenfalls von Hand vorgegeben wird.

Die Turbinen-Vordruckregelung dient dem stabilen Anlagenbetrieb, indem der Frischdampfdruck vor den Turbinenhauptabschliessungen mit Hilfe des Turbinen-Bypasssystems auf einen konstanten Wert geregelt wird.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum wurden an den erwähnten Regelsystemen folgende Änderungen vorgenommen:*

- *1992 und 1993 wurden an den Bypassventilen die Diffusoren ausgetauscht, um auch nach der Leistungserhöhung die erforderliche Bypasskapazität zu gewährleisten.*
- *1995 erfolgte innerhalb des Projektes „Austausch der Reaktorregelungen“ der Ersatz der Speisewasser- und der Reaktorkühlmittel-Umwälzregelung durch ein digitales Leittechniksystem. Dabei blieben die Betriebsweise und Bedienung der Systeme im Wesentlichen unverändert. In die Speisewasserregelung wurde neu die automatische Reaktorniveau-Sollwertabsenkung auf 60 cm nach einem Scram integriert.*
- *1996 wurde die automatische Reaktorniveau-Sollwertabsenkung auf 90 cm nach einem Teilscram (SRI) nachgerüstet.*
- *Ebenfalls 1996 wurde die Verstellung der Hotwell-Niveauregelventile aus dem Hauptkommandoraum ermöglicht, die Speisewassertrimmung eliminiert und die Begrenzung des Drehzahlsollwerts der Umwälzpumpen eingeführt.*
- *Seit August 1999 erfolgt die Stellungsmessung der Turbinen- und Bypassventile mittels linearer Stellungsgeber.*
- *1999 - 2000 erfolgte der Ersatz der Turbinenregelung und -steuerung.*

*KKM hat 3 meldepflichtige Vorkommnisse im Bereich der Speisewasserregelung auf Komponentstörungen (an Verarbeitungsgeräten und an einem Speisewasserregelventil) zurückgeführt. Zwei dieser Ereignisse, bei denen ein Scram ausgelöst wurde, führten zu einer kurzzeitigen Beeinträchtigung der Anlagenverfügbarkeit.*

*KKM hält fest, dass die im Rahmen der Instandhaltung durchgeführten Tests keine relevanten negativen Befunde ergeben haben. Die sicherheitsrelevanten Anforderungen an die Regelsysteme erfuhren im betrachteten Zeitraum keine Änderung. Deshalb und aufgrund der getätigten umfangreichen Änderungen sowie der guten Betriebserfahrung ist KKM überzeugt, dass die Zuverlässigkeit der Regeleinrichtungen der Anlage unter Berücksichtigung einer angemessenen Instandhaltung auch weiterhin sicher aufrecht erhalten werden kann.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Bei der Beurteilung der Zuverlässigkeit und des Qualitätszustands der Regelsysteme stützt sich die HSK auf die systemspezifische Betriebserfahrung und auf die Ergebnisse ihrer Inspektionen ab.*

*Mit den durchgeführten Änderungen verfolgte KKM die Strategie, die Regeleinrichtungen, wo notwendig, dem Stande der Technik anzupassen und Probleme bei der Ersatzteilbeschaffung zu umgehen bzw. die Ersatzteilbeschaffung längerfristig sicherzustellen. Als weitere Ziele wurden die Vereinheitlichung der Regelungen mittels moderner Leittechnik, der redundante Aufbau der Regelkreise (Verarbeitungsgerät), die strangweise Trennung und die örtliche Separierung der den beiden Strängen A und B zugeordneten Schränke erreicht. Aus den durchgeführten Änderungen geht hervor, dass KKM bestrebt ist, die Zuverlässigkeit der Regelsysteme und die entsprechende Ersatzteilkhaltung zu gewährleisten.*

*Im Bewertungszeitraum sind im Bereich der Speisewasser-, Umwälz- und Turbinensysteme lediglich 11 meldepflichtige Vorkommnisse eingetreten, welche die Funktion der Regelsysteme zwangsweise tangierten. Da den Vorkommnissen keine oder nur eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung zugemessen werden konnte, wurden 5 dieser Vorkommnisse der Kategorie U (unklassiert) und 6 Vorkommnisse der Kategorie B gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> zugeordnet. Hiervon waren 3 Vorkommnisse ursächlich den Regelungen zuzuschreiben, was unter Berücksichtigung der Vielfältigkeit und Komplexität der Regelkreise die gute Zuverlässigkeit dieser Ausrüstungen aufzeigt. Keines der meldepflichtigen Vorkommnisse weist auf eine Schwachstelle in der Auslegung hin. Die notwendigen Verbesserungsmassnahmen wurden so durchgeführt, dass sich einmal aufgetretene Störungsursachen nicht mehr wiederholten.*

*Die Funktionsprüfungen der Regeleinrichtungen wurden vorwiegend während der jährlichen Revisionsabstellungen durchgeführt. Nebst den Funktionsprüfungen wurden innerhalb des Bewertungszeitraumes während der Jahresrevisionen, insbesondere nach umfangreicheren Änderungen, spezielle Tests erfolgreich durchgeführt. Die 1996 implementierte Reaktorniveau-Sollwertabsenkung auf 90 cm im Falle einer Teilschramauslösung erlaubte es, die gleichzeitige Teilschram- und Umwälzpumpen-Runbackauslösung einzuführen. Das korrekte Anlageverhalten konnte anhand einer durchgeführten Turbinentripauslösung bestätigt werden. In ähnlicher Weise erfolgten in den Jahren 1999 und 2000 Lastabwurfversuche nach dem Austausch der jeweiligen Turbinensteuerung und -regelung. Diese Versuche zeigten, dass Lastabwurftransienten durch die neue Leittechnik beherrscht werden.*

*Die Instandhaltung der leittechnischen Ausrüstungen bezüglich Planung, Ausführung und Dokumentation wird professionell und strukturiert gehandhabt. Aus den eingereichten Unterlagen und den Ergebnissen der HSK-Inspektionen geht hervor, dass sich das Material in einem sehr guten Zustand befindet.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass die sicherheitsrelevanten Regeleinrichtungen einem bewährten Konzept entsprechen und ihre Funktionstüchtigkeit durch die durchgeführten Funktionsprüfungen und die praktizierte Instandhaltung zuverlässig aufrecht erhalten wird.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Bewertungszeitraum trat bei der Speisewasserregelung infolge Ausfalls der Speisewasserpumpen B und C ein meldepflichtiges Vorkommnis auf (vgl. Kap. 5.2.1).

Im Bewertungszeitraum wurden bei der Turbinen-Vordruckregelung folgende Änderungen vorgenommen:

Die mechanisch-hydraulischen Turbinen-Vordruckregler wurden in der Jahresrevision 2004 durch elektronische Regler des Typs Pro-Control P-13 mit elektro-hydraulischen Wandlern (EHW) ersetzt. Die Funktion der Vakuumbegrenzung wurde in diesem Zusammenhang ebenfalls in den elektronischen Pro-Control P-13 integriert.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

Die HSK bewertet die Strategie des KKM positiv, mit den durchgeführten Änderungen bei der Turbinen-Vordruckregelung die Regeleinrichtungen dem Stande der Technik anzupassen, damit die Sicherheit zu erhöhen und die Ersatzteilbeschaffung längerfristig sicherzustellen.

### **6.8.2 Turbinen-Bypasssystem**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Turbinen-Bypasssystem schützt den Reaktordruckbehälter bei Lastabwürfen einer oder beider Turbogruppen vor dem Aufbau eines Überdrucks. Bei Lastabwürfen wird der vom Reaktor erzeugte Frischdampf über Bypassventile in den Kondensator geleitet. Die Kapazität des Turbinen-Bypasssystems ist für 110 % des Nennwerts der Frischdampfmenge ausgelegt.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die im Bewertungszeitraum an den Turbinen-Bypassventilen durchgeführten Änderungen sind in Kap. 6.8.1 behandelt.*

*Im Turbinen-Bypasssystem gab es im Bewertungszeitraum keine Störungen. Die Funktions- und Wiederholungsprüfungen haben keine nennenswerten Befunde ergeben.*

*Auf Grund der Betriebserfahrung sowie der an der Turbinen-Vordruckregelung und an den Turbinen-Bypassventilen durchgeführten Instandhaltungsarbeiten kommt KKM zum Schluss, dass sich das Turbinen-Bypasssystem in einem guten Zustand befindet und ohne Probleme in den kommenden Jahren weiter betrieben werden kann.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die durchgeführten Instandhaltungsarbeiten waren geeignet, die Funktionstüchtigkeit des Turbinen-Bypasssystems zu gewährleisten. Die Betriebserfahrungen sind gut. Das Turbinen-Bypasssystem erfüllt die geforderten Funktionen.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **6.8.3 Kondensatsystem und Speisewassersystem**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Kondensatsystem und das Speisewassersystem sind Betriebssysteme, die den Reaktor ausreichend mit gereinigtem Kondensat bzw. Speisewasser versorgen. Die Funktion der Systeme ist für den stabilen Leistungsbetrieb erforderlich. Der Bereich der SK1- und SK2-Komponenten des Speisewassersystems wird im Kap. 6.4.5 behandelt.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Berichtszeitraum wurden am Kondensatsystem aus betrieblichen Gründen folgende Änderungen ausgeführt:*

- Einbau von doppelflutigen Laufrädern in die erste Stufe der Kondensatpumpen im Jahr 1991. Die Massnahme wurde im Hinblick auf die Leistungserhöhung ausgeführt und hatte den Zweck, eine grössere Kondensatmenge fördern zu können.*
- Installation eines direkten Reinigungskreislaufs im Jahr 1995. Mit dieser Änderung kann der Reinigungskreislauf während der Jahresabstellungen unter Umgehung der Hauptkondensatoren und der Kondensatpumpen betrieben werden.*
- Neuberohrung der Hauptkondensatoren mit Titanrohren, Demontage der nicht mehr erforderlichen Eisensulfatdosierung und Installation eines Systems zur Zinkdosierung in den Jahren 1998/1999. Durch den Ausbau der alten Messingrohre wird ein Eintrag von Kupfer in das Speisewasser vermieden, was eine wichtige Voraussetzung für den Erfolg der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung ist (Kap. 6.4.2.1).*

*Im Jahr 2001 wurde die Verfügbarkeit der Speisewasserpumpen durch neue Rechner mit redundantem Aufbau erhöht.*

*Im Speisewassersystem sind der mehrfache Ausfall von Motoren der Speisewasserpumpen als Folge defekter Rechner bzw. defekter elektrischer oder elektronischer Komponenten und der Ausfall des Analogrechners zur Speisewassermengenmessung im Jahr 1996 erwähnenswert (meldepflichtiges Vorkommnis, Kap. 5.2).*

*Die Funktions- und Wiederholungsprüfungen des Kondensatsystems und des Speisewassersystems haben keine nennenswerten Befunde ergeben.*

*KKM kommt aufgrund der Betriebserfahrungen und der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen zum Schluss, dass sich das Kondensat- und das Speisewassersystem in einem guten Zustand befinden und auch in den kommenden Jahren zuverlässig weiter betrieben werden können.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die am Kondensat- und am Speisewassersystem ausgeführten Änderungen hatten betriebliche und keine sicherheitstechnische Bedeutung. Durch den Ersatz von Rechnern wurde die Verfügbarkeit der Speisewasserpumpen verbessert.*

*Die durchgeführten Instandhaltungsarbeiten waren geeignet, die Funktionstüchtigkeit des Kondensat- und des Speisewassersystems zu gewährleisten. Die Betriebserfahrungen sind gut. Das Kondensat- und das Speisewassersystem erfüllen die geforderten Funktionen.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **6.8.4 Brennelementlagerung und -handhabung**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Neue Brennelemente werden vor ihrem Einsatz im Reaktorkern im Trockenlager für neue Brennelemente gelagert. Aus dem Reaktorkern entladene Brennelemente werden im Brennelementbecken unter Wasser gelagert. Die Geometrie und Materialien der Brennelement-Lagergestelle des Trocken- und des Nasslagers müssen so beschaffen sein, dass eine Kritikalität mit Sicherheit vermieden wird.

Mittels zweier Brennelementkasten-Abstreifvorrichtungen, der Brennelementkasten-Messvorrichtung und der Sippingvorrichtung werden im Brennelementbecken die Inspektion und Vermessung von Brennstabbindeln, Brennstäben und Brennelementkästen, das Abstreifen der Brennelementkästen sowie die Dichtheitsprüfung der Brennelemente durchgeführt (Kap. 6.3.4).

Das zweisträngige Brennelementbecken-Kühlsystem muss die Nachzerfallswärme der gelagerten Brennelemente derart über das Zwischen- und das Hilfskühlwassersystem an die Aare abführen, dass die Beckenwassertemperatur 52°C nicht übersteigt: Zur Beckenkühlung sind je nach Beckenbeladung ein Strang des Brennelementbecken-Kühlsystems oder zusätzlich noch ein Strang des Abfahr- und Toruskühlsystems STCS notwendig. Das Brennelementbecken-Kühlsystem stellt auch die ausreichende Wasserüberdeckung der Brennelemente sicher.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat in den eingereichten PSÜ-Dokumenten die Betriebserfahrungen mit den Systemen Brennelementladebühne, Brennelementbecken-Kastenmesseinrichtung und -Lagergestelle, Brennelementbecken-Kühl- und -Reinigungssystem sowie Hebezeuge dargelegt.*

*Während des Bewertungszeitraums wurden an den Einrichtungen zur Brennelementlagerung und -handhabung folgende Änderungen durchgeführt:*

- Reaktorgebäudekran: Nachrüstung der Kupplung zwischen Motor und Getriebe sowie einer Sicherheitsbremse nach KTA-Regel 3902<sup>104</sup> (1991)*
- Reaktorgebäudekran: Umbau der Steuerung mit Requalifikation nach KTA-Regel 3902<sup>104</sup> (1994)*
- Reaktorgebäudekran: Requalifikation des Hilfshubs (9,25t) und des Lasthakens nach KTA 3902<sup>104</sup> (1996/1997)*
- Brennelement-Kastenmessvorrichtung: Ersatz des mechanischen Antriebs, der Messplatte, der Führungen und der Elektronik (2000)*
- Brennelementbecken-Kühlsystem: Einbau von Spülstutzen in den Rohrleitungen, um die Dosisleistung durch Spülen zu reduzieren (1993, 1996). Die Aufgaben und die Auslegung des Systems blieben unverändert.*
- Reaktorbecken: Teilsanierung zur Verminderung der vorhandenen Leckage und zur Reduktion von Korrosion auf der äusseren Oberfläche des Drywells im Sandbettbereich. Im Jahr 1997 wurden etwa die Hälfte der Schweissnähte der Auskleidung des Reaktorbeckens mit Epoxidharz und austenitischen Blechen beschichtet und an den Rändern mit zwei Dekontanstrichen versehen.*

*Die Brennelement-Wechselmaschine und der Kran im Reaktorgebäude werden im Rahmen des Instandhaltungsprogramms jährlich revidiert und überprüft. Die vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen an den Brennelementbecken-Filterbehältern ergaben keine Befunde.*

*Wegen der Einführung neuer Brennelementtypen (Kap. 6.3.3) wurde die Kritikalitätssicherheit des Lagerbeckens für abgebrannte Brennelemente neu analysiert.*

*KKM kommt zum Schluss, dass die jährlichen Revisionen und Seilprüfungen den guten Zustand der Hebezeuge bestätigen und diese alle Forderungen erfüllen, die aus ihrer Nutzung hervorgehen. Das Brennelementbecken-Kühl- und -Reinigungssystem ist aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsarbeiten in einem guten Zustand und sein sicherer Betrieb ist auch für die weiteren Betriebsjahre gewährleistet. Durch die regelmässigen Instandhaltungsmassnahmen ist auch ein sicherer Betrieb der Brennelement-Kastenmessvorrichtungen sichergestellt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Der Kran im Reaktorgebäude entspricht aufgrund der ausgeführten Änderungen und der vorgenommenen Requalifikation in wesentlichen Punkten der KTA 3902<sup>104</sup>. Damit erfüllte KKM eine Forderung des HSK-Gutachtens von 1991<sup>5</sup>. Die durchgeführten mechanischen Instandhaltungs- und Überwachungsmassnahmen an Hebezeugen (z. B. Last- und Seilprüfungen) waren zweckmässig und bestätigen den guten Zustand dieser Einrichtungen.*



*Durch die in Rohrleitungen des Brennelementbecken-Kühlsystems eingebauten Spülstutzen wurde die Dekontaminationsmöglichkeit verbessert.*

*Die Teilsanierung des Reaktorbeckens hatte eine Reduktion der Leckage um einen Faktor 10 zur Folge. Wegen einer möglichen Schädigung des Drywells ist die Problematik der Leckage des Reaktorbeckens auch zukünftig zu beachten.*

*Die an mechanischen Komponenten des Brennelementbecken-Kühl- und -Reinigungssystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren vorbeugend geplant. Die Verfügbarkeit lag immer innerhalb der Technischen Spezifikation.*

*Die gemäss den Anforderungen der US-NRC<sup>105</sup> durchgeführten Kritikalitätsanalysen zeigen, dass im Normalbetrieb und unter Störfallbedingungen (z. B. Temperaturerhöhung des Beckenwassers, Verschiebung von Brennelementen während eines Erdbebens) eine ausreichende Kritikalitätssicherheit für das Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente besteht, sofern der abbrandabhängige, maximale Reaktivitätswert der eingelagerten Brennelemente beschränkt bleibt. Die Einhaltung des entsprechenden Grenzwerts ( $k$ -unendlich bei  $20^{\circ}\text{C} < 1,36$ ) wird bei der Einlagerung von Brennelementen überprüft.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Während des erweiterten Bewertungszeitraums wurden an den Einrichtungen zur Brennelementlagerung und -handhabung folgende Änderungen durchgeführt:

- Installation eines Sicherheitsgestells für den neuen BE-Transportbehälter TN9/4
- Installation einer Vorrichtung für die Trockenmontage von BE-Kästen
- Installation einer elektronischen Lageübersicht für die Belegung der BE-Lagergestelle und des Reaktorkerns

Mit der Installation des Sicherheitsgestells wurde die Arbeits- und Handhabungssicherheit verbessert. Die Vorrichtung für die BE-Kästen vereinfacht die Montage und verbessert die Kontrollmöglichkeiten. Mit der elektronischen Lageübersicht wird die Kontrolle und Nachführung der Brennelementbewegungen für den Bühnenfahrer vereinfacht, da der Bühnenfahrer dafür auf der Bühne bleiben kann und diese zum Nachführen der Positionen nicht verlassen muss.

Mit der Einführung von GNF2-Vorläuferbrennelementen (Kap. 6.3.3) verfolgt das KKM eine neue Beladestrategie für die dichtgepackten Lagergestelle HDSFR (High Density Storage Fuel Racks), die „Checkerboard-Grey-Beladestrategie“ genannt wird. Dazu wurde die Kritikalität im Brennelementlagerbecken neu analysiert.

Gestützt auf die getroffenen Instandhaltungsmassnahmen und die geplante Sanierung der Brennelementladebühne ab 4. Quartal 2006 ist laut KKM die Erfüllung der Betriebs- und Sicherheitsfunktion bei der BE-Handhabung auch über die nächste PSÜ-Begutachtungsperiode hinaus sichergestellt.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Bewertungszeitraum erfolgte eine Inspektion zu den Nachweismethoden für die Kritikalitätssicherheit bei der Lagerung von Brennelementen.

Die „Checkerboard-Grey-Beladestrategie“ für die Beladung des Brennelementlagerbeckens wurde von der HSK freigegeben.

Durch die Abdeckung von ca. 45 % der Schweißnähte wurden die zuvor vorhandenen Leckagen um ca. 90 % reduziert. Da sich dieser Zustand nicht verändert hat, bewertet die HSK die Verbesserung als positiv.

Aus Sicht der HSK erfüllen, gestützt auf die Betriebserfahrungen mit den Einrichtungen zur Handhabung und Lagerung der Brennelemente und mit dem BE-Lager-Kühl- und Reinigungssystem, die Systeme die sicherheitstechnischen und betrieblichen Anforderungen.

## **6.9 Brandschutz**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Aufgaben des Brandschutzes sind<sup>106</sup>:

- Das Entstehen von Bränden zu verhindern,
- Entstandene Brände zu erkennen, rasch zu löschen und damit den Schaden zu begrenzen,
- Die Ausbreitung von Bränden, die nicht gelöscht werden konnten, zu verhindern und damit ihre Auswirkungen auf die sicherheitsrelevanten Anlagefunktionen in zulässigen Grenzen zu halten.

Diese Zielsetzungen sollen durch aufeinander abgestimmte bauliche, technische und betriebliche Brandschutzmassnahmen erreicht werden.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum hat KKM ein Brandschutzkonzept und die Betriebsvorschrift der Brandschutzanlagen eingereicht. Im Brandschutzkonzept werden die Unterteilung der Gebäude in Brandabschnitte mit den darin vorhandenen Brandlasten und die betrieblichen (organisatorischen) Brandschutzmassnahmen angegeben. In der Betriebsvorschrift der Brandschutzanlagen werden die technischen Brandschutzmassnahmen (Brandmeldeanlage und Löschanlagen) beschrieben.*

*Als bauliche Massnahme hat KKM im Bewertungszeitraum in den sicherheitsrelevanten Gebäuden zusätzliche Brandabschnitte realisiert, welche die Brandausbreitung verhindern. Die Unterteilung erfolgte nach den anlagen- und brandtechnischen Gegebenheiten (Redundanzentrennung bzw. Brandlasten). Entsprechende Anpassungen wurden auch bei den technischen Brandschutzmassnahmen vorgenommen.*

*Im Bewertungszeitraum wurden gemäss den Wiederholungsprüflisten Funktionsprüfungen und Wiederholungsprüfungen an Komponenten der Brandmeldeanlage und der Löschanlagen durchgeführt. Die Resultate entsprachen den Vorgaben und es waren keine signifikanten Abweichungen zu verzeichnen.*

*Im Bewertungszeitraum gibt es zwei meldepflichtige Ereignisse, welche die Brandschutzsysteme betrafen:*

- Am 7. September 1999 erfolgte eine Reaktorschnellabschaltung infolge Auslösens des Brandschutzventils der Turbogruppe A (Kap. 5.2). Die Fehlauflösung des Brandschutzventils erfolgte, weil ein Brandmelder fälschlicherweise durch eine Dampfleckage angeregt wurde und sich der zweite Anregekreis der „UND“-Verknüpfung durch ein unerkannt falsch eingestelltes Umschaltventil im Auslösekreis bereits im angeregten Zustand befand.*
- Am 15. November 1999 löste die Schaumlöschanlage im SUSAN-Diesellaum A wegen eines Druckstosses in der Wasserversorgung fehlerhaft aus (Befund in Kap. 5.2.3). Dadurch war der SUSAN-Diesel A während einiger Stunden nicht verfügbar.*

*KKM kommt zum Schluss, dass nach der Realisierung gezielter Brandschutzmassnahmen die IAEA-Brandschutzempfehlung<sup>106</sup> für alle sicherheitstechnisch relevanten Gebäude eingehalten wird und eine unzulässige Aktivitätsfreisetzung infolge von Bränden ausgeschlossen werden kann.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Im Bewertungszeitraum wurden die Brandschutzmassnahmen im Reaktorgebäude untersucht und verbessert. Um die Brandsicherheit im Bereich -11 m sicherzustellen, wurden die Brandlasten minimiert und ein Rauch- und Wärmeabzug eingerichtet. Für das Löschwassernetz wurde der Nachweis der Erdbebensicherheit erbracht.*

*Aufgrund einer Auflage aus dem HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup> hat KKM ein Brandschutzkonzept und die Betriebsvorschrift der Brandschutzanlagen erarbeitet, welche nach Ansicht der HSK geeignet sind, die eingangs dargelegten Zielsetzungen des Brandschutzes gemäss IAEA-Empfehlung<sup>106</sup> zu erfüllen. Die getroffenen technischen und betrieblichen Brandschutzmassnahmen erfüllen die Zielsetzungen des Brandschutzes. Bei den baulichen Vorkehrungen sind noch Anpassungen des Brandschutzkonzepts an die Gegebenheiten der Anlage notwendig. Diese Anpassungen und deren Umsetzung sollen gemäss Angabe von KKM bis Ende 2003 durchgeführt werden. Das Konzept zur Brandabschnittsbildung und dessen Umsetzung in den sicherheitsrelevanten Gebäuden ist deshalb bis Ende 2003 abzuschliessen. (PSÜ Pendenz P25/2002)*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM hat die Beschreibung und Beurteilung der Massnahmen des Brandschutzes aus der periodischen Sicherheitsüberprüfung 2000 für den erweiterten Bewertungszeitraum ergänzt und neu eingereicht.

Im Rahmen der Bearbeitung der Pendeuz P25 erfolgten im Bewertungszeitraum bauliche Nachrüstungen der Brandabschnitte gemäss den Vorgaben im Brandschutzkonzept. Ebenfalls wurden alle Löschanlagen sowie die Brandmeldeanlage durch eine zertifizierte Stelle überprüft. Die baulichen, technischen und betrieblichen Brandschutzmassnahmen erfüllen die Vorgaben des Brandschutzkonzeptes des KKM. Das KKM stellte daher Ende 2003 fristgerecht den Antrag, die Pendeuz P25 zu schliessen.

Das KKM hält fest, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen alle Forderungen des Brandschutzkonzeptes erfüllt sind. Das KKM kommt in seiner Bewertung der Brandschutzmassnahmen zum Schluss, dass die Anforderungen der Anlage bezüglich des Brandschutzes langfristig erfüllt sind.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM hat im Bewertungszeitraum die Anlage bautechnisch nachgerüstet. Es wurden die gemäss dem Brandschutzkonzept vorgegebenen Brandabschnitte realisiert. Die betrieblichen und technischen Massnahmen wurden entsprechend angepasst. Damit wurde die Forderung der P25 erfüllt. Die Pendeuz wurde daraufhin Anfang 2004 von der HSK geschlossen.

Aus Sicht der HSK erfüllen die im KKM vorhandenen Massnahmen des Brandschutzes die nationalen und internationalen Vorschriften bezüglich des Brandschutzes in Kernkraftwerken und sind daher geeignet, den Schutz der Anlage gegen ein Brandereignis langfristig sicherzustellen.

## **6.10 Blitzschutz**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Ein Blitzeinschlag ist durch die örtliche Einprägung eines grossen Stromimpulses charakterisiert, wobei sowohl Einschlagort als auch die Grösse der Blitzstromparameter Zufallsdaten sind. Die äusseren Blitzschutzmassnahmen haben die Aufgabe, den Blitzstrom an der Oberfläche des zu schützenden Objektes aufzufangen und gefahrlos in die Erde abzuleiten. Durch die inneren Blitzschutzmassnahmen müssen Blitzüberspannungen innerhalb der Gebäude auf einen Wert unterhalb der nachgewiesenen Spannungsfestigkeit der eingesetzten Elektro- und Leittechnikgeräte begrenzt werden.

Bei einem Blitzeinschlag sind neben dem Personen- und Gebäudeschutz auch die Funktionen der Sicherheitseinrichtungen zu gewährleisten. Um sicherzustellen, dass die Anlage sicher abgestellt, gekühlt und drucklos gefahren werden kann, genügt es, die SUSAN-Systeme, die sich im Reaktorgebäude und im SUSAN-Gebäude befinden, gegen die Folgen eines Blitzeinschlages zu schützen.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat einen Bericht vorgelegt, welcher die blitzschutztechnischen Anforderungen, die Auslegung der Blitzschutzanlagen und die getroffenen Massnahmen darlegt. Im Weiteren enthält der Bericht die im Bewertungszeitraum erfolgten Instandhaltungs- und Nachrüstmassnahmen. Auch werden*

zwei im Beobachtungszeitraum erkannte Blitzeinschläge mit blitzbedingten Störungen beschrieben (Kap. 7.6.2).

KKM hat 1990 und 1991 Blitzsimulationsmessungen durchgeführt. Aufgrund der Erkenntnisse aus diesen Messungen hat KKM gezeigt, dass der Nachweis der ausreichenden Wirksamkeit des Blitzschutzes auf die Bestätigung der korrekten Ausführung der vorgesehenen Blitzschutzmassnahmen bei den SUSAN-Ausrüstungen zurückgeführt werden kann. Die im Bewertungszeitraum vorgenommenen Blitzschutz-Nachrüstmassnahmen dienten der Korrektur von Mängeln in der Ausführung der Blitzschutzmassnahmen, die bei den Blitzsimulationsmessungen und bei Inspektionen erkannt wurden.

KKM kommt im Bericht zum Schluss, dass mit den getroffenen Blitzschutzvorkehrungen, zusammen mit der vorgesehenen Instandhaltung, der Schutz der Anlage gegen die Auswirkungen eines Blitzeinschlages auch für die kommenden Jahre gewährleistet ist.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Im Gutachten von 1991<sup>5</sup> hatte die HSK die Forderung gestellt, dass ein Nachweis der ausreichenden Wirksamkeit des Blitzschutzes noch zu erbringen ist. Die im Bewertungszeitraum vorgenommenen Blitzschutz-Nachrüstmassnahmen dienten der Korrektur von bei den Blitzsimulationsmessungen und bei Inspektionen erkannten Mängeln in der Ausführung (Abweichungen vom Konzept). Die von KKM verwendeten Auslegungsgrundlagen (Referenzblitze) entsprechen den von der HSK festgelegten Anforderungen. Der Nachweis der ausreichenden Wirksamkeit des Blitzschutzes erfolgte aufgrund von Blitzsimulationsberechnungen und -messungen sowie der Übereinstimmung der getroffenen Blitzschutzmassnahmen mit den einschlägigen Vorschriften und Richtlinien.*

*Die HSK hat die durchgeführten Blitzschutzmassnahmen abschliessend überprüft und betrachtet den Nachweis ihrer ausreichenden Wirksamkeit als erbracht. Damit ist die entsprechende Forderung des HSK-Gutachtens von 1991<sup>5</sup> erfüllt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **6.11 Technische und administrative Massnahmen gegen auslegungsüberschreitende Störfälle**

### **6.11.1 Containment-Rückpumpsystem**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Bei Leckagen im Reaktorgebäude, die bei auslegungsüberschreitenden Störfällen auftreten könnten, hat das zweisträngige Containment-Rückpumpsystem CRS (Containment Refill System) die Aufgabe,

die Überflutung der Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrpumpen zu verhindern, indem es Wasser aus dem Sumpf des Reaktorgebäudes in den Torus zurückfördert. Dem CRS wird deshalb eine Accident-Management-Funktion zugewiesen. Seine Inbetriebnahme wird manuell vom Hauptkommandoraum oder vom SUSAN-Kommandoraum aus eingeleitet.

Das CRS wurde 1989 nachgerüstet, weil die Separation der Pumpen der Kernnotkühlssysteme auf der Kote -11 m im Reaktorgebäude nur bis zu einer Leckagemenge von etwa 500 m<sup>3</sup> ausreicht. Die möglichen Wasserquellen für Leckagen sind der Torus und die daran angeschlossenen Rohrleitungen bis zur ersten Absperrarmatur. Eine Schutzlogik verhindert eine Überflutung der Notkühlpumpen bei Leck oder Brüchen am Speisewassersystem im Reaktorgebäude (Kap. 7.5.3).

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum gab es am CRS keine sicherheitsrelevanten Systemänderungen. Ein Leckagepfad, der während des integralen Containment-Leckratentests von 1995 im CRS festgestellt wurde, wurde behoben. Die Funktionsprüfungen ergaben kein gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtiges Vorkommnis. Als Wiederholungsprüfungen wurden System- und Komponentenbegehungen sowie visuelle Prüfungen an Pumpen und Armaturen nach deren Demontage durchgeführt. Instandhaltungsarbeiten wurden an den CRS-Pumpen und verschiedenen Armaturen ohne Beeinträchtigung der Systemverfügbarkeit ausgeführt.*

*KKM kommt zu dem Ergebnis, dass die Sicherheitsfunktion des CRS gewährleistet ist und auch in den nächsten Jahren erfüllt werden kann.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Der Torus und seine Anschlussleitungen bis zur ersten Absperrarmatur sind Teil des Primärcontainments, dessen Integrität im Normalbetrieb und bei Auslegungsstörfällen nachgewiesen ist. Mit einem Versagen des Torus und der daran angeschlossenen Rohrleitungen bis zur ersten Absperrarmatur wird im Rahmen der Auslegung auch nicht gerechnet. Das CRS ist deshalb nicht auf die Beherrschung von Rohrbrüchen ausgelegt, sondern auf die Beherrschung von Leckagen, die bei auslegungsüberschreitenden Störfällen auftreten könnten. Dazu ist die Rückpumpkapazität des CRS von insgesamt 100 m<sup>3</sup>/h (bei drucklosem Primärcontainment) ausreichend.*

*Die Wiederholungsprüfungen erfüllten die Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14<sup>19</sup>. Es wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.*

*Die am Containment-Rückpumpensystem durchgeführten Funktionsprüfungen haben keine Mängel in der Bedienung und Steuerung des Systems gezeigt. Es gibt keine neuen Erkenntnisse, welche eine Änderung des Systems als notwendig erscheinen lassen.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **6.11.2 Drywell-Sprüh- und -Flutsystem**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Drywell-Sprüh- und -Flutsystem (DSFS) soll bei einem Kernschmelzunfall die Atmosphäre des Primärcontainments kühlen und die Dampfproduktion unterbinden, um so die Containmentintegrität zu erhalten. Zudem soll es auch den geschmolzenen Kern kühlen. Damit bei einem Störfall das Betreten des Reaktorgebäudes nicht notwendig ist, wird das DSFS über zwei an der Aussenseite des SUSAN-Gebäudes angeordnete Wassereinspeisungen versorgt.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die vorgeschriebenen Funktionsprüfungen und Kontrollen des DSFS wurden seit der Inbetriebnahme (1992) durchgeführt. Dabei wurde kein meldepflichtiger Befund festgestellt. Aufgrund von durchgeführten Funktionsprüfungen wurden gegen Ende des Bewertungszeitraums Abstützungen von Rohrleitungen des Systems ertüchtigt. KKM ist der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion des DSFS gewährleistet ist und auch in den nächsten Jahren erfüllt werden kann.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Risikostudien für Kernkraftwerke in den USA haben für kleine Containments des Typs Mark-I eine besondere Gefährdung durch einen geschmolzenen Kern errechnet, so dass ein Drywell-Sprüh- und -Flutsystem für diesen Containmenttyp besonders wichtig ist. KKM verfügt allerdings über einen grossen Drywellsumpf, der den geschmolzenen Kern aufnehmen kann, so dass die Ergebnisse dieser Risikostudien nicht direkt auf KKM übertragbar sind.*

*Gemäss den durchgeführten Studien tritt ein Kernschmelzen vor allem beim Ausfall aller Stromversorgungen auf. Deshalb basiert das DSFS auf externen Wasserquellen (vom Hochreservoir über das Feuerlöschnetz mit Schlauchverbindung und von der Aare mit einer mobilen Motorpumpe der Feuerwehr und Schlauchverbindung) und benötigt damit keine Stromversorgung.*

*Das im Bewertungszeitraum nachgerüstete Drywell-Sprüh- und -Flutsystem erfüllt die Forderungen der Richtlinie HSK-R-103<sup>107</sup> hinsichtlich Flutung des geschmolzenen Kerns und - zusammen mit dem Torussprühsystem (Kap. 6.11.5) - hinsichtlich Begrenzung des Druckaufbaus in der Primärcontainment-Atmosphäre als Accident-Management-Massnahme bei schweren Unfällen. Es gibt keine neuen Erkenntnisse, welche eine Änderung des DSFS als notwendig erscheinen lassen. Die Betriebserfahrung ist gut.*

#### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **6.11.3 Hochreservoireinspeisung in den Reaktordruckbehälter**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Einspeisung von Wasser vom Hochreservoir Runtigenrain in eine RCIC-Druckleitung und von dort in den Reaktordruckbehälter dient bei einem auslegungsüberschreitenden Störfall als Accident-Management-Massnahme zur langfristigen Kernflutung und Nachwärmeabfuhr. Das Hochreservoir Runtigenrain wird vom Trinkwassernetz angespiesen und dient auch als Löschwasserquelle. Die Öffnung der Ventile erfolgt von Hand vom Hauptkommandoraum aus. Dazu wird nur Gleichstrom (nicht vom SUSAN) benötigt.

Die Hochreservoireinspeisung in den Reaktordruckbehälter war seit der Inbetriebnahme des KKM vorhanden und war ursprünglich für den Fall einer langsamen Überflutung infolge Bruchs der Saanedämme vorgesehen.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat in den eingereichten PSÜ-Dokumenten die im Bewertungszeitraum an der Hochreservoireinspeisung durchgeführten mechanischen und elektrischen Instandhaltungsmassnahmen beschrieben. Dabei war die Verfügbarkeit des Systems nicht betroffen. An der Hochreservoireinspeisung werden monatlich Funktionsprüfungen durchgeführt, welche die Ventilbewegungen umfassen. KKM kommt zum Schluss, dass ein einwandfreier Zustand des Systems auch in den kommenden Jahren gewährleistet ist.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Infolge der Nachrüstung des SUSAN ist die Hochreservoireinspeisung in den Reaktordruckbehälter für die langsame Überflutung infolge Bruchs der Saanedämme nicht mehr nötig. Sie kann aber als Accident-Management-Massnahme nach wie vor eingesetzt werden. Die im Hochreservoir gespeicherte Wassermenge reicht zur langfristigen Kernflutung und Nachwärmeabfuhr aus.*

*Die HSK stellt fest, dass es keine neuen Erkenntnisse gibt, welche die Auslegung der Hochreservoireinspeisung in den Reaktordruckbehälter als mangelhaft erscheinen lassen. Die durchgeführten Funktionsprüfungen haben keine Mängel gezeigt.*

#### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.



## HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### 6.11.4 Gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das übergeordnete Ziel der gefilterten Druckentlastung des Primärcontainments ist die Verhinderung einer unkontrollierten Freisetzung radioaktiver Stoffe als Folge eines Überdruckversagens des Primärcontainments bei schweren Unfällen mit langsamem Druckaufbau.

Aus dieser Zielsetzung ergeben sich folgende Anforderungen an das Containment-Druckentlastungssystem (CDS):

- Begrenzung und Absenkung des Containment-Drucks durch aktive Massnahmen (manuelles Öffnen von Ventilen im KKM bei einem Überdruck von 5 bar) und passive Massnahmen (automatisches Öffnen der Berstscheibe im KKM bei einem Überdruck von 6 bar).
- Bestmögliche Filterung des abgelassenen Dampf-Gasgemisches von Aerosolen und elementarem Iod. Auslegungsgemäss wird ein Rückhaltefaktor von 100 für Iod und von 1000 für Aerosole verlangt.
- Langzeitige chemische Bindung des Iods
- Passive Ableitung des gefilterten Gasgemisches über den Kamin an die Atmosphäre

Die durch das CDS maximal abgeführte Wärmeleistung beträgt 1 % der Nennleistung, was der Nachwärmeleistung nach etwa 3 Stunden entspricht.

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Am CDS wurden seit seiner Inbetriebnahme im Jahre 1992 keine wichtigen Systemänderungen vorgenommen. Aufgrund von durchgeführten Funktionsprüfungen wurden gegen Ende des Bewertungszeitraums Abstützungen von Rohrleitungen des Systems ertüchtigt. Die Funktionsprüfungen der Isolationsarmaturen ergaben kein gemäss Richtlinie HSK-R-15<sup>25</sup> meldepflichtiges Vorkommnis. 1999 wurde das Primärcontainment nach dem Containment-Leckratentest über das CDS druckentlastet. Dabei wurde die Funktionstüchtigkeit des Systems bestätigt.*

*Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion des CDS gewährleistet ist und auch in den nächsten Jahren erfüllt werden kann.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK hat die Anforderungen an die Auslegung des CDS definiert und den Bau begleitet. Später wurden die Anforderungen an die gefilterte Druckentlastung in der Richtlinie HSK-R-40<sup>108</sup> festge-*

*schrieben. Betriebserfahrungen gibt es bis auf den oben erwähnten Containment-Leckratentest keine, da das System mit Ausnahme der Isolationsarmaturen keine aktiven Komponenten besitzt und nur bei erhöhtem Containmentdruck geprüft werden kann.*

*Die HSK stellt fest, dass das im Bewertungszeitraum nachgerüstete Containment-Druckentlastungs-System die Forderungen der Richtlinien HSK-R-40<sup>108</sup> und HSK-R-103<sup>107</sup> hinsichtlich Containment-Druckentlastung als Massnahme gegen schwere Unfälle erfüllt. Neue Erkenntnisse, dass die Auslegung des CDS mangelhaft sei, gibt es nicht. Die durchgeführten Funktionsprüfungen, die beim CDS nur in beschränktem Masse möglich sind, haben keine wesentlichen Mängel gezeigt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **6.11.5 Torussprühsystem**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Bei einem Kühlmittelverluststörfall (LOCA) oder im Falle eines offenen Abblaseventils lassen sich mit dem Torussprühsystem Leckagen zwischen Drywell und Gasraum des Torus besser beherrschen, indem Dampf im Torusgasraum kondensiert und damit der Druck abgebaut wird.

Im Rahmen der Auslegung wird davon ausgegangen, dass im Normalbetrieb und bei Auslegungsstörfällen keine Leckagen zwischen Drywell und Torusgasraum auftreten. Drywell/Torusgasraum-Leckagen könnten aber durch einen Störfall selber ausgelöst werden. Ein solcher Störfall wird als auslegungsüberschreitend klassiert. Deshalb ist die Torussprühfunktion eine Accident-Management-Massnahme. Die Inbetriebnahme der Torussprühfunktion erfolgt von Hand durch Öffnen des Torussprühventils in der TCS- bzw. der STCS-Sprühleitung.

In den USA wird allerdings dem Torussprühsystem auch eine Sicherheitsfunktion zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen zugeordnet<sup>109</sup>. Dies wird dadurch begründet, dass bei einer Druckentlastung des Reaktordruckbehälters über die Sicherheits-/Abblaseventile eine unvollständige Dampfkondensation im Toruswasser und damit eine Dampfzunahme im Torusgasraum anzunehmen ist. Zudem können bei Auslegungsstörfällen Drywell/Torusgasraum-Leckagen nicht gänzlich ausgeschlossen werden.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Inbetriebnahme der Torussprühfunktion des TCS und STCS ist in Betriebs- und Störfallvorschriften beschrieben. Die Betätigung des Torussprühventils des TCS wurde gemäss den Technischen Spezifikationen einmal pro Jahr durchgeführt. Diese Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde. Im Bewertungszeitraum sind am Torussprühsystem keine Störungen aufgetreten und es mussten keine Reparaturen durchgeführt werden.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Das Torussprühsystem ist ein Teilsystem sowohl des Toruskühlsystems TCS (Kap. 6.6.5.1) als auch des Abfahr- und Toruskühlsystems STCS (Kap. 6.6.5.2). Die Torussprühfunktion ist im TCS und STCS jeweils einsträngig, also insgesamt zweisträngig, ausgeführt.*

*Die HSK stellt fest, dass die durchgeführten Funktionsprüfungen des Torussprühventils des TCS keine Befunde gezeigt haben.*

*In den Standard Technischen Spezifikationen der USA für General Electric BWR/4-Reaktoren ist das zweisträngige Torussprühsystem als Sicherheitssystem mit entsprechenden begrenzenden Betriebsbedingungen und Prüfanforderungen aufgeführt<sup>109</sup>. Bisher werden im KKM keine Integraltests der Torussprühfunktionen des TCS und STCS mit Durchfluss durchgeführt. Aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung des Torussprühsystems verlangt die HSK die Aufnahme des Systems in die Technischen Spezifikationen des KKM. Deshalb sind bis Ende August 2003 die begrenzenden Betriebsbedingungen und wiederkehrenden Prüfungen des Torussprühsystems in den Technischen Spezifikationen festzulegen (PSÜ-Pendenz P26/2002).*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den eingereichten Dokumenten zur PSÜ2005**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die Änderung der Technischen Spezifikationen wurde gemäss PSÜ-Pendenz P26 vom KKM termingerecht beantragt.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Dem Änderungsantrag der Technischen Spezifikation auf Grund der PSÜ-Pendenz 26 wurde von der HSK zugestimmt und die Pendenz Anfang 2003 geschlossen.

### **6.11.6 Alternative Kernkühlung**

#### ***Sicherheitstechnische Aufgaben***

Unter alternativer Kernkühlung versteht man das direkte Einspeisen von Wasser in den Reaktor-druckbehälter zur Kernkühlung ohne Ansaugung vom Torus (z. B. mit Ansaugung vom KAKO mittels der ALPS- oder der CS-Pumpen).

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Inbetriebnahme der alternativen Kernkühlung ist in einer Accident-Management-Vorschrift beschrieben. Die Einspeisung mit dem ALPS oder dem CS zum Reaktor mit Ansaugung vom KAKO wird jährlich während der Revisionsabstellung geprüft. Bisher wurden keine Befunde festgestellt.*

*Im Jahre 1994 wurden in der Verbindungsleitung zwischen dem KAKO und den ALPS-Pumpen zwei Armaturen mit einem Antrieb versehen und zwei zusätzliche Rückschlagklappen eingebaut. Aufgrund*

*dieser Nachrüstung kann die alternative Kernkühlung jetzt aus dem Hauptkommandoraum und ohne Gefahr einer Rückströmung vom Reaktor oder vom Torus zum KAKO durchgeführt werden.*

*Festigkeitsnachweise wurden für die Verbindungsleitung KAKO-ALPS, den Einbau von zusätzlichen Rückschlagklappen und die Ertüchtigung der Abstützungen von Rohrleitungen erstellt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die alternative Kernkühlung ohne Ansaugung vom Torus unter Umgehung der Saugsiebe des Torus wurde nach dem Störfall in Barsebäck (1992, Kap. 6.6.4.1) aktuell und am KKM vor allem durch Vorort-Bedienung von Handarmaturen trainiert. Sie bietet sich bei Kühlmittelverlust für Anlagen mit internen Strahlpumpen an, denn diese bilden zusammen mit dem Kernmantel und dem Boden des RDB einen Behälter, der den Reaktorkern bei einem Leck in einer Rohrleitung des Umwälzsystems bis zur Höhe der Jetpumpen (auf 2/3 der Kernhöhe) mit Wasser bedeckt hält. Das oberste Kerndrittel wird durch Verdampfung gekühlt. Dazu genügt eine kleine Einspeisemenge. Im Falle KKM reicht dazu das ALPS.*

*Die erstellten Festigkeitsnachweise zeigen, dass die Spannungskriterien eingehalten und die betrachteten Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.*

*Es gibt keine neuen Erkenntnisse, welche eine Änderung der Auslegung der „Alternativen Kernkühlung“ als notwendig erachten lassen.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Mit den Accident-Management-Massnahmen zur alternativen Kernkühlung werden mögliche Einspeisevarianten durch Kombination von noch funktionstüchtigen Leitungen und Anlageteilen aufgezeigt. Die Einspeisung kann von der Aare, vom Feuerlöschnetz oder Hochreservoir, vom KAKO, vom Torus oder vom Brennelementlagerbecken erfolgen. Das Vorgehen für die Einspeisung ist in Checklisten beschrieben.

Für die alternative Hochdruckeinspeisung werden das Steuerstabfahrssystem oder das Vergiftungssystem verwendet. Für die alternative Einspeisung mit dem CS oder dem ALPS ist vorgängig eine Druckabsenkung notwendig, für die ebenfalls entsprechende Ckecklisten vorhanden sind.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die HSK stellt fest, dass das KKM durch die Einführung von Accident Management Guidelines für die alternative Kernkühlung die sicherheitstechnischen Anforderungen erfüllt, um Auswirkungen von auslegungsüberschreitenden Störfällen auf die Anlage und die Umgebung zu mildern oder gänzlich zu vermeiden.

### 6.11.7 Vorgehensweise bei schweren Unfällen

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Im vergangenen Jahrzehnt wurden vor allem in den USA technische Entscheidungshilfen (sogenannte „Severe Accident Management Guidance“, SAMG) entwickelt, die das bestehende System von Stör- und Notfallvorschriften systematisch auf Unfälle mit einem stark beschädigten Kern erweitern. SAMG soll den Betreiber in die Lage versetzen, auch im Falle eines (massiven) Kernschadens zu jeder Zeit eine nach Stand von Wissenschaft und Technik optimale Strategie verfolgen zu können, die zu einer Bewältigung des schweren Unfalls oder mindestens zu einer Milderung der Auswirkungen führt.

#### Zusammenfassung der eingereichten Dokumente zur PSÜ2000

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK den Inhalt der von KKM eingereichten Dokumente zur PSÜ2000 wie folgt zusammengefasst:

*Im Rahmen der PSÜ wurden keine speziellen Dokumente zur Vorgehensweise bei schweren Unfällen eingereicht.*

*Als Teil der umfangreichen Stör- und Notfallanweisungen stehen KKM momentan einzelne Accident Management-Vorschriften zur Bewältigung von schweren Unfällen zur Verfügung. Darin finden sich beispielsweise Hinweise zur Druckentlastung des Drywells oder zur Einrichtung einer alternativen Kernkühlung mit Aare- oder Feuerlöschwasser oder zur Flutung des Primärcontainments.*

#### HSK-Beurteilung aus der der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*KKM verfügt über einzelne Accident-Management-Vorschriften zur Bewältigung von schweren Unfällen. Diese stellen jedoch keine systematische Entscheidungshilfe im Sinne von SAMG dar. Der HSK liegt ein Terminplan des KKM zur SAMG-Einführung vor, dem zu entnehmen ist, dass die werkspezifischen KKM-SAMG bis Ende 2003 fertiggestellt sein sollten und sich an den generischen „Emergency Procedure Guidelines“ (EPGs) der Boiling Water Reactor Owners Group (BWROG) orientieren werden.*

*Die HSK akzeptiert den Terminplan und die geplante Vorgehensweise. Insbesondere begrüsst die HSK die von KKM geplante Prüfung der generischen BWROG auf ihre werkspezifische Übertragbarkeit. Die Entwicklung der KKM-SAMG anhand der EPGs stellt nach Ansicht der HSK eine gute Möglichkeit dar, den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen. Es ergibt sich folgende Pendenz:*

*Severe Accident Management Guidance (SAMG) ist nach folgendem Zeitplan bei KKM einzuführen (Pendenz P27/2002):*

- Die technischen Grundlagen zum Verhalten des KKM bei schweren Unfällen sind zu dokumentieren (Termin: Ende 2002).*
- Strategien und schriftliche Entscheidungshilfen für die Bewältigung von schweren Unfällen sind zu entwickeln und zu verifizieren. SAMG ist dabei auf die bestehende KKM-Notfallorganisation abzustimmen (Termin: Ende Juni 2003).*

- SAMG ist im Rahmen einer Notfallübung zu validieren (Termin: Ende Juni 2004).
- Ein Konzept für die Aufrechterhaltung von SAMG ist zu erstellen (Termin: Ende 2003).

### **Zusammenfassung der Änderungen in den eingereichten Dokumenten zur PSÜ2005**

Im Berichtszeitraum wurde von KKM in Kooperation mit einer US-amerikanischen Beraterfirma eine anlagenspezifische SAMG für den Betriebszustand „Volllast“ entwickelt. Entgegen der verbreiteten internationalen Praxis, die bereits bestehende (generische) SAMG anlagenspezifisch anzupassen, entschied sich KKM für eine Eigenentwicklung, welche jedoch einige Merkmale der generischen „Boiling Water Reactor Owners Group“ (BWROG)-SAMG aufweist. Wesentliche Gründe für diese Entscheidung waren:

- Erhebliche anlagentechnische Unterschiede zwischen KKM und der „generischen BWROG-Anlage“.
- Bevorzugte Nutzung der eigenen KKM-Stufe-2-PSA anstelle der generischen BWROG-Informationen.
- Vermeidung wesentlicher Änderungen am bestehenden System der Stör- und Notfallvorschriften und an der bestehenden Notfallorganisation und Schichtausbildung.

Im Zuge der SAMG-Entwicklung wurden die KKM-Stör- und Notfallvorschriften überarbeitet und dabei insbesondere mit Ausstiegspunkten versehen, welche den Einstieg in die SAMG regeln. Der Übergang erfolgt an einer zentralen Stelle (SAMG-Einstiegspunkt) bei nicht mehr vermeidbarem Kernschaden.

Die KKM-SAMG bestehen aus zwei übergeordneten Hauptgruppen:

- SAMG Reaktorüberwachung (Überwachung von Reaktorleistung, -druck und -füllstand)
- SAMG Primärcontainment (Überwachung von Wasserstoff, Überwachung radioaktiver Freisetzung, Containment-Druckentlastung und Kühlung des inneren Torus)

Eine zentrale Rolle bei der Begrenzung der Auswirkungen eines schweren Unfalls spielen das DSFS und das CDS, d.h. zwei Systeme, die anfangs der 90er Jahre bei KKM nachgerüstet wurden. Im Zuge der SAMG-Entwicklung führte KKM eingehende Untersuchungen zur optimalen Einsatzstrategie für die beiden Systeme durch. Die dabei ermittelte Strategie sieht vor, das Drywell bei drohendem Kernschaden mit dem DSFS bis zu einer Höhe zu fluten, die ausreichend ist, um die austretende Kernschmelze zu kühlen und das Containment vor einer Wechselwirkung mit der Schmelze zu schützen. Die Tiefe des Wasserpools ist aber andererseits limitiert, um eine vorzeitige Druckentlastung durch das CDS zu vermeiden. Ist eine Druckentlastung unvermeidbar, so erfolgt sie nur kurzzeitig (5 Minuten). Je nach Störfallverlauf sind wiederholte Druckentlastungen in grösseren Zeitabständen erforderlich.

Für die Ausführung der KKM-SAMG wird bevorzugt auf eine passive Instrumentierung zurückgegriffen. Da die Messung des RDB-Füllstands bei KKM nicht passiv erfolgen kann, wurde ein analytisches Verfahren entwickelt, mit dem der Füllstand auch ohne Instrumentierung abgeschätzt werden kann.

Ein Konzept zur Aufrechterhaltung der SAMG soll sicherzustellen, dass die SAMG stets dem aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet schwerer Unfälle entsprechen.

Die Bearbeitung der SAMG während eines Störfalls erfolgt bei KKM durch die sogenannte „Severe Accident Management Advisory Group“ (SAMAG), die den Notfallstab bei der Wahl geeigneter Unfallbekämpfungsstrategien unterstützt. Die Ausbildung der SAMAG erfolgt konform mit den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-45<sup>110</sup>.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK ist der Auffassung, dass die KKM-SAMG-Implementierung zur Milderung der Auswirkungen schwerer Unfälle aus dem Volllastbetrieb dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Die Entscheidung des KKM, auf eine Übertragung der generischen BWROG-SAMG auf die spezifischen KKM-Verhältnisse zu verzichten, ist für die HSK aus den von KKM angeführten Gründen akzeptabel.

Die technischen Grundlagen der KKM-SAMG sind nachvollziehbar dokumentiert und die eigentlichen, während des Störfalls zum Einsatz gelangenden Entscheidungshilfen für das Schwerunfallmanagement inklusive Visualisierungs- und Rechenhilfen sind nach heutigem Kenntnisstand vollständig, technisch korrekt und ergonomisch günstig gestaltet. Der Übergang von den Stör- und Notfallvorschriften zu den SAMG ist klar definiert.

Die HSK betrachtet die zentrale KKM-Unfallbekämpfungsstrategie (kombinierter Einsatz von DSFS und CDS) als sinnvoll, insbesondere in Anbetracht der Tatsache, dass eine direkte Kühlung des Reaktordruckbehälters durch einen Wasserpool von aussen aufgrund konstruktiver Gegebenheiten nicht Erfolg versprechend ist (solche Massnahmen sind in schwedischen Siedewasserreaktoren möglich und vorgesehen).

Die Zweckmässigkeit der SAMG-Unterlagen sowie der gewählten SAM-Organisation konnte KKM der HSK anlässlich der SAMG-Validierungsübung „Fresko-SAMG-Test“ im Juni 2004 demonstrieren.

Zusammenfassend kommt die HSK zu dem Schluss, dass die neuen KKM-SAMG eine wertvolle Erweiterung der bisherigen Stör- und Notfallvorschriften darstellen und ein geeignetes Hilfsmittel für die Bewältigung eines schweren Unfalls bei Volllastbetrieb sind. Durch entsprechende Ausbildungs- und Aufdatierungsprogramme stellt KKM sicher, dass die SAMG „gelebt werden“.

Zu Beginn des Jahres 2007 wurde von KKM eine spezielle „Guidance“ für den Betriebszustand „Revisionsstillstand“ nachgereicht, da schwere Unfälle auch im Stillstandsbetrieb nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden können. Die Prüfung und Beurteilung dieser Stillstands-SAMG durch die HSK ist zum aktuellen Zeitpunkt noch ausstehend. Die Pendenz P27 wurde nach dem Einreichen des Projektplans zur Erstellung dieser Guidance für den Revisionsstillstand Ende 2005 geschlossen.

#### **6.11.8 Schutz des Betriebspersonal**

Die Erfahrungen aus den schweren Unfällen in Kernkraftwerken (Three Mile Island und Tschernobyl) zeigten, dass in solchen Fällen eine erhebliche Strahlenexposition des Betriebspersonals möglich ist. Die HSK verlangte von den Betreibern den Nachweis, dass die effektive Dosis für das Betriebspersonal in den Kommandoräumen und Notsteuerstellen sowie auf Arbeitsplätzen in der Anlage 100 mSv bei schweren Störfällen möglichst nicht übersteigt.

Zur Strahlenexposition des Personals tragen in diesen Fällen bei:

1. Die Direktstrahlung von freigesetzten Spalt- und Aktivierungsprodukten, die in der Anlage oder aber in einzelnen Systemen vorgefunden werden können.

2. Die Inhalation von luftgetragenen radioaktiven Stoffen, die während des Störfalles in die Umgebung gelangt sind und über die Lüftungssysteme in die geschützten Betriebsräume gefördert werden.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat für die beiden oben erwähnten Expositionspfade die Situation in der Anlage darlegt. Es hat festgehalten, dass die Personendosis der Direktstrahlung im Hauptkommandoraum (MCR), im SUSAN Kommandoraum (SCR) und in der Sicherungszentrale (SIZ) als Folge eines schweren Unfalles deutlich unter 5 mSv in 30 Tagen betragen wird. Eine Begehung von weiteren Anlageteilen für Vor-Ort-Massnahmen ist von KKM bei schweren Unfällen nicht vorgesehen, denn das Reaktorgebäude ist aufgrund des zu erwartenden Strahlenpegels nicht mehr zugänglich. Ferner hat in solchen Fällen die Integrität des Containments Priorität.*

*KKM hat im Rahmen der von der HSK verlangten Massnahmen gegen schwere Unfälle die Zuluftsysteme für den MCR und den SCR mit Aktivkohlefiltern und Dosisleistungsüberwachungssystemen ausgerüstet. Diese Nachrüstungen wurden im Falle des MCR im Jahre 1992 und im Falle des SCR 1994 durchgeführt. Die SIZ ist nicht mit einem entsprechenden Zuluftsystem ausgerüstet.*

*Für den MCR konnte nachgewiesen werden, dass mit der gefilterten Lüftung ein ausreichender Überdruck garantiert werden kann, so dass das Eindringen von luftgetragenen radioaktiven Stoffen von aussen verhindert wird. Treten in der Aussenluft radioaktive Edelgase, die nicht herausgefiltert werden, verstärkt auf (zum Beispiel beim Venting), so wird die Lüftung vorübergehend abgeschaltet. Eine ausreichende Dichtigkeit gegen das Eindringen von Radioaktivität aus der Umgebung auch bei abgeschalteter Lüftung konnte nachgewiesen werden.*

[...]

*Bei der SIZ wird im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung die Lüftung auf Umluftbetrieb gestellt. Ferner ist die Überwachung mit einem Strahlenmessgerät vorgesehen. Bei einer schwerwiegenden Gefährdung und wenn es die Erfordernisse erlauben, wird die SIZ aufgegeben. In diesem Fall würden die Sicherheitstüren bei Bedarf mit Schlüsseln geöffnet. Zudem sind die wichtigsten Kommunikationsmittel nach aussen auch im SCR installiert.*

*KKM sieht vor, den MCR mit Strahlenmessgeräten zu überwachen und bei erhöhten Strahlenpegeln, sofern keine sinnvollen Massnahmen zur Eindämmung und Linderung der Schäden mehr möglich sind, den MCR in Richtung SCR evakuieren zu lassen. Der Dosisleistungs-Richtwert als Entscheidungskriterium für den Verbleib im MCR wurde auf 0.1 mSv/h festgelegt.*

*Seit 1997 steht im Simulator des Mehrzweckgebäudes ein voll ausgerüsteter und mit allen Kommunikations- und Systemüberwachungsmassnahmen ausgerüsteter Notfallraum zur Verfügung.*

*KKM kommt zum Schluss, dass das Personal auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen genügend geschützt ist.*



## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die HSK-Empfehlung E-04<sup>152</sup>.*

*Die von KKM zur Dosis des Betriebspersonals durch Direktstrahlung vorgelegten Berechnungen wurden von der HSK überprüft. Es kann festgestellt werden, dass sowohl im SCR wie auch im MCR durch Direktstrahlung keine Dosen über 5 mSv in 30 Tagen auftreten werden. Weitere Interventionen und Vor-Ort-Handlungen, die zu signifikanten Dosen führen können, sind mit Ausnahme der Bedienung des PASS, gemäss KKM nicht nötig. Die HSK schätzte die Personendosis für eine Probenahme mit dem PASS auf ungefähr 1 bis 5 mSv ab.*

*Die von KKM anlässlich der Nachrüstung des MCR-Lüftung der HSK vorgelegten Nachweise wurden geprüft und akzeptiert. Demnach ist im MCR ein ausreichender Schutz vor luftgetragener Aktivität gegeben.*

*Bei der Überprüfung der Dosisabschätzung von KKM für den Aktivitätseintrag in den SCR hat die HSK festgestellt, dass im Falle des Szenarios „Kernbeschädigung ohne Venting“ die Möglichkeit besteht, dass das Personal im SCR erhebliche Mengen von radioaktivem Iod mit Folgedosen deutlich über 100 mSv inkorporieren könnte. Gegen hohe Dosen durch Iodinkorporationen kann man sich aber mit der Einnahme von Kaliumiodid effektiv schützen.*

*Die von KKM vorgesehene Strategie, MCR und SIZ in Abhängigkeit des herrschenden Strahlenpegels und der technischen Interventionsmöglichkeiten räumen zu lassen, ist praktikabel. Der oben angegebene Dosisleistungs-Richtwert von 0.1 mSv/h ist vernünftig angesetzt.*

*KKM benutzt seit 1997 den Simulatorraum im Mehrzweckgebäude als Notfallraum. Dieses Gebäude ist nicht mit einer gefilterten Überdückhaltung ausgerüstet. Wird der Notfallraum unbewohnbar, erfolgt eine Verlegung des Notfallstabes in den MCR. Bei Verlust des MCR kann der Notfallstab und die restliche Betriebsmannschaft in den SCR evakuiert werden. Die Vorgaben der HSK-Empfehlung E-04<sup>152</sup> sind sinngemäss erfüllt.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass gesamthaft bei auslegungsüberschreitenden Störfällen ein hinreichender Schutz des Personals möglich ist. Allerdings sind das Vorgehen zum Schutz des Personals im Notfallraum (Simulatorraum im Mehrzweckgebäude) und die Iodüberwachung der Atemluft und Schilddrüsenblockade im SUSAN-Kommandoraum nicht in internen Vorschriften geregelt. Deshalb sind in internen Vorschriften, zum Beispiel in den SAMG-Prozeduren, bis Ende 2003 folgende Punkte aufzunehmen (PSÜ-Pendenz P28/2002):*

- a) *Das Vorgehen zum Schutz des Personals im Notfallraum (Simulatorraum im Mehrzweckgebäude).*
- b) *Die Iod-Überwachung der Atemluft im SUSAN-Kommandoraum. Insbesondere ist beim Überschreiten einer bestimmten Iod-Konzentration die Schilddrüsenblockade entsprechend dem medizinischen Notfallplan oder andere geeignete Schutzmassnahmen vorzusehen und das dazu benötigte Material bereitzuhalten.*

## Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im Falle eines Auslegungsstörfalles verlässt das Personal die kontrollierte Zone. Das Personal an den restlichen Arbeitsplätzen hält sich bereit. Der Aufenthaltsort des Personals wird je nach Entwicklung der radiologischen Lage durch den Notfalleiter angeordnet, es stehen dazu verschiedene geschützte Räumlichkeiten (SUSAN, Zivilschutzanlagen im Betriebsgebäude und im Verwaltungsgebäude) zur Verfügung. Zusätzlich steht als Zwischenlösung das Wasserkraftwerk als Aufenthaltsort zur Verfügung oder das nicht zwingend notwendige Personal kann nach Hause geschickt werden.

Im Falle eines auslegungsüberschreitenden Störfalles haben Untersuchungen ergeben, dass die Dosis für das Personal im Kontrollraum bei einem Venting im ungünstigsten Fall auf 30 mSv ansteigen kann und dass für eine Person, welche das Ventingsystem im Freien manuell betätigt, die Dosis 150 mSv (bei einer angenommenen totalen Freisetzung) betragen kann. Das Personal befindet sich gemäss PSÜ-Bericht des KKM im Ventingfall im SUSAN-Kommandoraum oder in einer externen Schutzanlage.

Zum Schutz des Personals bei luftgetragenen Aktivitäten hat das KKM die Notfallanweisungen so geändert, dass bei erhöhter Iodkonzentration in der Atemluft eine Iodprophylaxe für das betroffene Personal vorgesehen ist. Zu diesem Zweck wurde im SUSAN-Kommandoraum ein Strahlenschutzkoffer deponiert, der mit den nötigen Utensilien zur Raumluftüberwachung und für die Iodprophylaxe ausgerüstet ist. Somit wurde die Pendeuz P28 nach Ansicht des KKM erfüllt.

## HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Durch die Bereitstellung von Strahlenschutzmaterial im SUSAN-Kommandoraum, die Regelung der Iodprophylaxe sowie die Festlegungen in der Notfallordnung, dass der Hauptkommandoraum oder aber der SUSAN-Kommandoraum die Hauptaufenthaltsorte für den Notfallstab sind, hat das KKM die Pendeuz P28 aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 erfüllt.

## 6.12 Wasserchemie und Systeme zur Behandlung von Wasser und Abgas

Die Wasserchemie in Kraftwerken hat im Wesentlichen zwei übergeordnete Ziele:

- Die Minimierung bzw. Verhinderung von abtragender Korrosion oder Spannungsrisskorrosion.
- Die Minimierung der Menge des radioaktiven Inventars zum Schutz des Personals und der Umwelt.

Deshalb ist die sorgfältige Analyse des Wassers von grosser Bedeutung, so dass bei Bedarf gezielt eine Regulierung diverser chemischer und physikalischer Parameter erfolgen kann. Zudem erkennt man bei veränderten Messwerten frühzeitig, ob z. B. ein Brennelementschaden vorliegt.

Seit dem Jahr 2000, d.h. in der erweiterten Berichtsperiode, speist das KKM kontinuierlich Wasserstoff ins Reaktorwasser ein. In den Jahren 2000, 2005 und 2006 wurde zusätzlich noch Edelmetall innerhalb eines begrenzten Zeitraums zudosiert. Diese Modifikationen haben nicht nur einen unmit-

telbaren Einfluss auf die Wasserchemie des Reaktorwassers, sondern führen auch zu einem Konzentrationsanstieg der Nuklide I-131, Co-60, Fe-54 und Mn-54. Andere Nuklide wie z. B. Cr-51 und Co-58 sowie das Element Cu weisen ebenfalls Konzentrationsänderungen durch die geänderte Wasserchemie auf. Die erhöhte Menge dieser Nuklide hat einen Anstieg des zur Reinigung des Abwassers eingesetzten Ionentauscher-Harzes zur Folge (vgl. auch Kap. 5.8.1).

Im erweiterten Zeitraum hat sich durch die Einführung der Wasserstoffdosierung und der Edelmetalleinspeisung die Wasserchemie in grossen Teilen so stark geändert, dass auf Zitate der zu einem grossen Teil überholten Aussagen der Stellungnahme 2002 verzichtet wird.

### **6.12.1 Einführung Wasserstoffeinspeisung zusammen mit Edelmetalleinspeisung (HWC/NMCA- oder HWC/OLNC-Fahrweise)**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die im Bewertungszeitraum eingeführte HWC (Hydrogen Water Chemistry)/NMCA(Noble Metal Chemical Addition) - und HWC/OLNC(Online Noble Chem)-Fahrweise in der Anlage hat das Ziel, die Spannungsrisskorrosion an den Komponenten im Primärkreislauf zu verhindern bzw. zu minimieren und den Rissfortschritt zu verlangsamen. In Laboruntersuchungen konnte gezeigt werden, dass diese Fahrweise einen positiven Einfluss auf die Unterdrückung der Spannungsrisskorrosion hat.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente (PSÜ 2005)**

Beim Abfahren der Anlage zur Jahresrevision 2000 wurden das erste Mal während 36 Stunden 185 g Edelmetall (Pt und Rh) ins 135°C heisse Reaktorwasser eingespeist. Dieses von GE entwickelte Verfahren wurde unter dem Namen NMCA eingeführt.

Mit der permanenten Wasserstoffdosierung (HWC) wurde im Dezember 2000 begonnen. Durch die Edelmetallzugabe ins Reaktorwasser wurde bereits mit einer geringen Wasserstoffmenge das erwünschte, tiefe elektrochemische Potential (ECP) erreicht. Diese niedrige Wasserstoffmenge führte dazu, dass die Konzentration von flüchtigem Stickstoff (N-16) nur geringfügig zugenommen hat. Die Dosisleistung am Areal-Zaun hat sich durch diese Fahrweise deshalb nur minimal erhöht. Weiterhin wurde festgestellt, dass durch die geänderten Randbedingungen die Chemie und Radiochemie im Reaktorwasser teilweise stark beeinflusst werden (siehe auch Kapitel 6.12.2).

Um einen noch effizienteren Schutz der Kerneinbauten zu erreichen, muss sich das Edelmetall speziell in den Rissflanken ablagern. Um dies zu erreichen, wurde 2005 erstmalig während des Leistungsbetriebs das Edelmetall erfolgreich online eingespeist (OLNC). Vor der Jahresrevision 2005 wurden dem Speisewasser insgesamt 37 g Pt zugegeben. Bis auf einen kleinen Anstieg der Leitfähigkeit im Reaktorwasser, einer angestiegenen Eisenkonzentration sowie einer erwarteten, geringen Konzentrationserhöhung der Aktivierungsprodukte wurden keine messbaren Effekte während der Einspeisung beobachtet.

#### **HSK-Beurteilung für den gesamten Beurteilungszeitraum**

In grosstechnischen Anlagen muss der Nachweis für die Reduktion der Spannungsrisskorrosion durch HWC/NMCA bzw. HWC/OLNC noch erbracht werden. Dazu werden vom KKM zerstörungsfreie Untersuchungen in regelmässigen Abständen entlang von Schweissnähten des Kernmantels durchgeführt und vor allem die erwiesenermassen rissgefährdeten Bereiche geprüft. Ausserdem werden mit Rissen versehene Proben im RDB des KKM bestrahlt. Detaillierte Nachuntersuchungen an diesen Proben sollen Erkenntnisse über die ablaufenden Reaktionen bei der HWC/OLNC-Fahrweise geben.

Die Applikation von Platin in das Reaktorwasser hat zu einer erhöhten Mobilisierung von radioaktiven Korrosionsprodukten geführt.

Die HSK begrüsst die innovativen Änderungen in der Wasserchemie-Fahrweise des KKM, die dem Korrosionsschutz der Kerneinbauten dienen. Weiterhin weist die HSK darauf hin, dass bei der HWC/Edelmetall-Fahrweise darauf zu achten ist, dass Wasserstoff permanent dem Reaktorwasser zudosiert wird, um das eingestellte chemische Gleichgewicht stabil zu halten. Ein Unterbruch der Wasserstoffzugabe hat erhebliche Auswirkungen auf die chemischen Verhältnisse und es kann zur Auflösung bzw. zum Umbau der vorhandenen Oxidschichten kommen, was aus strahlenschutztechnischen Gründen und zum Schutz der Strukturwerkstoffe zu vermeiden ist. Der Betrieb der Elektrolyseure, die im KKM den Wasserstoff erzeugen, war in den Jahren 2000 und 2001 mehrfach unterbrochen, die Zuverlässigkeit der Geräte hat sich aber in den folgenden Jahren deutlich verbessert. Aus oben erwähnten Gründen ist auch zukünftig darauf zu achten, dass die Geräte permanent im Einsatz sind und problemlos funktionieren.

## 6.12.2 Chemie und Radiochemie

### Sicherheitstechnische Aufgaben

Konzentrationsänderungen von Spalt-, Korrosions- und Aktivierungsprodukten geben Auskunft über den Zustand der Brennelemente sowie der Anlage. Deshalb ist es notwendig, die Wasserinhaltsstoffe periodisch zu analysieren und zu dokumentieren, damit bei Abweichungen von Sollwerten geeignete Gegenmassnahmen ergriffen werden können.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Beurteilung des KKM stützt sich auf die KTA 3603<sup>111</sup>, die DIN 25476<sup>112</sup>, die DIN 25416<sup>113</sup> und die IAEA Technical Reports Series No. 274<sup>114</sup>.*

*Folgende grösseren anlagespezifischen Änderungen, welche die Wasserchemie beeinflussen, werden betrachtet:*

- Im Jahre 1990 wurde der Reaktorwasser-Clean-Up-Durchfluss von 12 auf 24t/h erhöht, damit die löslichen Verunreinigungen schneller entfernt werden.*
- Im Zeitraum von 1991 bis 1998 erfolgte die Dosierung von Eisen-III-Oxalat ins Speisewasser. Dadurch wurde die Co-60-Aktivität und die damit verbundene Dosisleistung verringert.*
- Im Zeitraum von 1989 bis 1994 wurden 17 neue Steuerstäbe, die kein Stellite und somit kein Kobalt mehr enthielten, eingesetzt.*
- Um weitere Co-Quellen zu eliminieren, wurden 1993 und 1994 zusätzlich 40 stellithaltige Steuerstabführungen (Pin-Rollers) durch kobaltarme Edelstähle ersetzt.*
- Mit der 10 %-igen Leistungserhöhung im Jahre 1993 waren höhere Strömungsgeschwindigkeiten verbunden, die zu höheren Abtragungsgeschwindigkeiten von Korrosionsprodukten, wie Kupfer, Zink und Eisen aus dem Kondensatordampfraum führten.*
- In den Jahren 1998 und 1999 erfolgte aufgrund der ungünstigen Wirkung von Kupfer eine Kondensatorumberohrung. Das ursprünglich verwendete Messing wurde durch Titan und Edelstahl ersetzt. Damit wurde die Kupferquelle eliminiert und die Korrosionsraten verringert.*

*Gleichzeitig wurde die messingbedingte Zugabe von Zink, welches zur Reduktion der Dosisleistung an den Komponentenoberflächen beiträgt, unterbrochen. Um den Zinkgehalt im Wasser wieder anzuheben, wurde die Eisendosierung eingestellt und mit der Dosierung von Zinkoxid begonnen.*

- *Am 15. Dezember 2000 wurde mit der Wasserstoffdosierung ins Speisewasser (HWC-Fahrweise) begonnen, welche mit einer Edelmetalldosierung (NMCA) ins Reaktorwasser vor der Jahresrevision 2000 verbunden war. Mit diesen Massnahmen wird das Auftreten von Spannungsrisskorrosion vermieden bzw. vermindert.*

*Chemie- und Radiochemiedaten und die entsprechenden Messparameter, wie beispielsweise die Spalt- und Aktivierungsproduktkonzentration im Reaktorwasser, werden im KKM gemäss den Garantievoraussetzungen der Komponentenlieferanten und den „BWR Water Chemistry Guidelines“ von EPRI erfasst.*

*Die im Bewertungszeitraum ergriffenen Änderungen und die Tatsache, dass keine Brennelementschäden aufgetreten sind, führten zu niedrigeren bzw. stabilen Werten der Dosisleistungen an den Umwälzschleifen, dem Reaktordeckel, der Reaktorgrube, dem Torus, dem Dampftrockner, dem Wasserabscheider, dem Clean-Up-System, dem Abfahrkühler, dem BEB-Kühler, dem Toruskühler und im Arbeitsbereich +29m. Dies spricht für eine optimierte Wasserchemie.*

*Das KKM kommt zum Schluss, dass im Bewertungszeitraum der radiologische Zustand besser als in den ersten Betriebsjahren bewertet werden kann.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die KTA 3603<sup>11</sup>.*

*Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten technischen Veränderungen im Betrieb des Wasserdampfkreislaufes und der Wasserchemie konnte eine Reduktion der Dosisleistung und Kontamination in allen relevanten Teilsystemen erreicht werden.*

*Die im Anschluss an den Bewertungszeitraum eingeführte und gegenwärtig praktizierte HWC-Fahrweise hat das Ziel die Spannungsrisskorrosion an den Komponenten im Kreislauf zu reduzieren. Die Grösse und das Ausmass der aufgetretenen Risse am Kernmantel muss in Bezug auf die veränderte Fahrweise eingeschätzt werden. Die Auswirkung der HWC-Fahrweise auf eine erhöhte Mobilisation der Co-60 Aktivität ist noch genau zu untersuchen. [...]*

*Das KKM betreibt den Wasserdampfkreislauf zusammen mit den Hilfskreisläufen und der Wasseraufbereitung sicher und umweltverträglich. Zusätzlich wurden erfolgreich Änderungen in der Wasserchemie und dem Anlagebetrieb vorgenommen und damit Verbesserungen bezüglich der Dosisleistungsfelder im Kraftwerk erreicht. Besonders erwähnenswert ist der Umstand, dass im Bewertungszeitraum von 10 Jahren keine Brennstoffschäden aufgetreten sind, was wesentlich zum guten Ergebnis der radiologischen Entwicklung der Kernanlage beigetragen hat.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

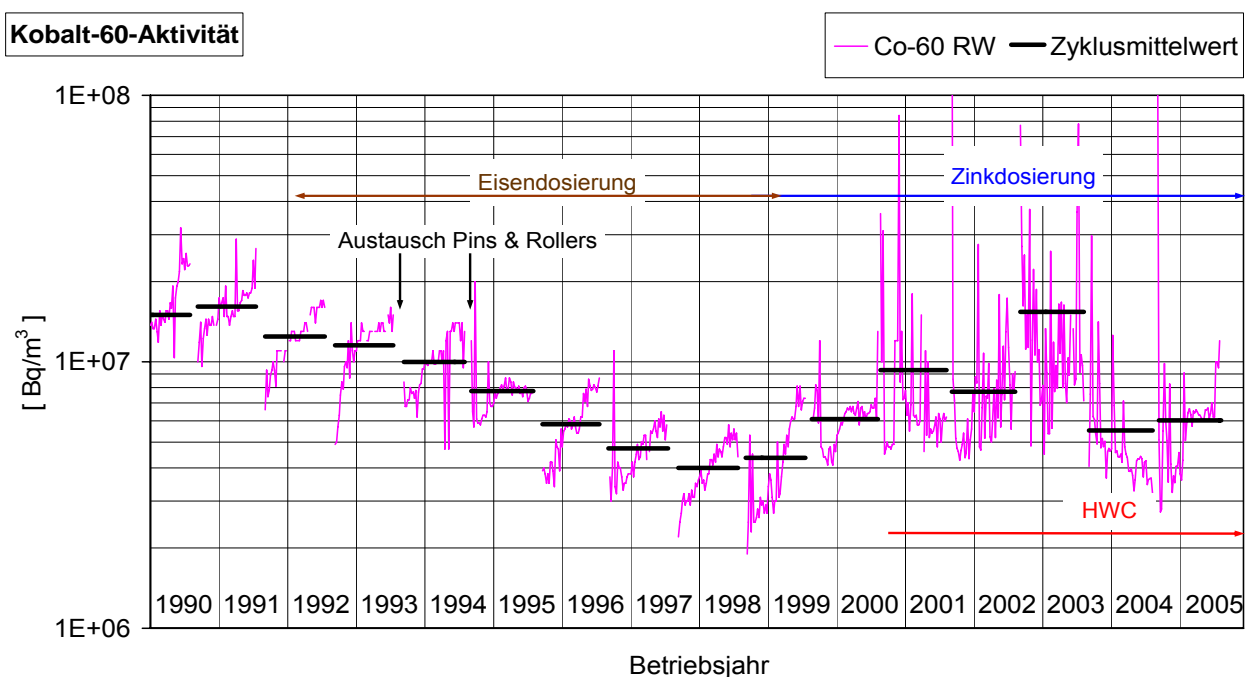
Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

Wie im Kapitel 6.12.1 dargelegt, wurde aber die bisherige Normal Water Chemistry (NWC)- auf eine HWC/NMCA- bzw. HWC/OLNC-Fahrweise umgestellt, was einige Veränderungen zur Folge hat:

### Aktivierungsprodukte im Reaktorwasser

Von allen Aktivierungsprodukten wird Co-60 mit der grössten Aufmerksamkeit verfolgt, da der Hauptanteil an der Kollektivdosis während des Stillstandes von diesem Nuklid verursacht wird. Im Reaktorwasser stammen etwa 92 % der Gammadosisleistung vom Co-60. Seit der Aufnahme der Zinkdosierung im Jahr 1998 sowie der Edelmetalleinspeisung vor der Revision 2000 und der Wasserstoffdosierung ins Speisewasser seit Dezember 2000 hat sich der frühere Zyklusverlauf der Co-60-Konzentration verändert. Die niedrigste mittlere Co-60-Konzentration im Reaktorwasser wurde im Zyklus 1997/98 erreicht, der höchste mittlere Co-60-Wert im Zyklus 2002/03. In den darauf folgenden Zyklen 2003/04 und 2004/05 hat die Co-60-Konzentration wieder abgenommen. Die Abnahme des Co-60-Gehalts im Reaktorwasser korreliert mit der Applikation von Edelmetallen im Rahmen der NMCA- bzw. OLNC-Programme. Ziel ist es nach wie vor, die Co-60-Aktivität im Reaktorwasser so gering wie möglich zu halten.

Abb. 6.12-1 Co-60-Konzentration im Reaktorwasser zwischen 1990 und 2005



Aufgrund der geänderten Wasserchemie kam es in den letzten Jahren zu Verschiebungen der Konzentrationen von Eisen, Mn-54, Co-58 und Cr-51 im Reaktorwasser. Die momentane Co-58-Aktivitätskonzentration im Reaktorwasser ist mit einem Beitrag von etwa 4 % zur Gammadosisleistung strahlenschutztechnisch von untergeordneter Bedeutung. Wegen der geringen Konzentrationen und wegen seines sehr kleinen Dosisleistungsfaktors ist Cr-51 strahlenschutztechnisch wenig relevant. Der Eisen-Gehalt lag bereits 2005 unterhalb der Nachweisgrenze von 0,1 µg/kg. Da Mn-54 das Aktivierungsprodukt aus Fe-54 ist, zeigt es den gleichen Konzentrationsverlauf wie Eisen. Die Einstellung der Eisendosierung und die Einführung von GEZIP (GE Zinc Injection Passivation, Zinkdosierung) hatten auf die Mn-54-Aktivitätskonzentration keinen Einfluss.

Die I-131-Aktivitätskonzentration im Reaktorwasser nahm seit 1994 kontinuierlich ab. Mit der Einführung der Wasserstofffahrweise im Jahr 2000 war ein deutlicher Wiederanstieg der Iodkonzentration

erkennbar. In den darauf folgenden Zyklen nahm die I-131-Aktivitätskonzentration aber wieder stetig ab und ist mittlerweile (2005) auf das Niveau von 1999 bis 2000 gesunken. Die Löslichkeit von Iod im Wasser wird durch Wasserstoff beeinflusst. Sobald die Wasserstoffdosierung unterbrochen wird, sinkt die Iodkonzentration im Reaktorwasser stark ab. Dieser Effekt wird beim Abfahren der Anlage zur Jahresrevision ausgenutzt. Einige Tage vor dem Abfahren wird die Wasserstoffdosierung abgeschaltet, die Löslichkeit von Iod und somit auch die Aktivitätskonzentration im Reaktorwasser nehmen ab.

#### Spaltproduktkonzentration im Reaktorwasser

Mit Ausnahme eines kleinen Fretting-Schadens im Zyklus 29 (2001/2002), bei dem es keine Freisetzung von Kernbrennstoff in das Primärkühlmittel gab, sind seit 1990 keine Brennstoffschäden mehr aufgetreten. Daraus resultiert eine sehr niedrige Spaltproduktkonzentration im Reaktorwasser. Infolge dieses Sachverhaltes sind weder im Reaktorwasser noch in den Kreislaufkomponenten erhöhte Kontaminationen durch Spaltprodukte vorhanden.

#### Aktivierungs- und Korrosionsprodukte im Rohkondensat und im Speisewasser

Charakteristisch für den Verlauf des Eisengehalts im Speisewasser ist eine permanente Eisen-Reduktion infolge Komponentenaustauschs mit höherlegierten Werkstoffen. In den Jahren 2003 und 2004 wurde versucht, den Eisengehalt im Speisewasser (Strang B) zeitweise zu erhöhen, indem ein Teil des Rohkondensates nicht über die Kondensatfilter gefahren wurde (Bypassbetrieb). Durch den Einbau eines Filtersatzes (Putsch-Filter) mit höherem Eisenschlupf in der KRA B (Kondensatreinigungsanlage Strang B) wurde die gewünschte Erhöhung der Eisenkonzentration im Speisewasser auch ohne Bypassbetrieb erreicht. Aus sicherheitstechnischen Gründen ist die Überwachung der Eisenkonzentration im Rohkondensat und im Speisewasser erforderlich. Sinkt die Konzentration zu sehr ab, führt dies zu vermehrter Korrosion an den ferritischen Rohrleitungen.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die HSK beobachtet, dass das KKM eine Reihe von Massnahmen ergriffen hat, die einen Einfluss auf die Wasserchemie haben. Die Massnahmen sind aufeinander abgestimmt und haben zu einer günstigen radiologischen Situation in der Anlage geführt. Aufgrund der HWC/Edelmetall-Fahrweise sind Konzentrationsverschiebungen diverser Nuklide im Vergleich zur NWC-Fahrweise zu verzeichnen. Die Auswirkungen der geänderten Wasserchemie auf die Konzentrationen der einzelnen Nuklide und damit auf die Dosisleistungen in der Anlage werden vom KKM laufend untersucht und der HSK regelmässig berichtet.

### **6.12.3 Ressort Chemie**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Für die Gewährleistung eines störungsfreien Anlagenbetriebs sind die Genauigkeit und die Verlässlichkeit der chemischen Analysen von grosser Bedeutung. Die Analysengeräte müssen deshalb den gestellten Anforderungen an die Analytik entsprechen. Bestehende Analysemethoden müssen bei Bedarf weiterentwickelt werden, um die Messgenauigkeit zu erhöhen und die Nachweisgrenzen zu senken.

## **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente (PSÜ 2005)**

Zur Qualitätssicherung der Analysen im Chemielabor wurde der Prozess „Chemische und radiochemische Analysen“ im Qualitätsmanagementsystem des KKM eingeführt. Wichtiges Hilfsmittel für die Durchführung der Analysen ist das Laborhandbuch. Seit 2000 werden die wichtigsten chemischen und radiochemischen Parameter in monatlich aufdatierten Grafiken zusammengestellt. Im erweiterten Beurteilungszeitraum erfolgten einige Änderungen wie Austausch von Analysengeräten, Optimierung von Analysemethoden, Änderung von Vorgaben sowie die Totalsanierung aller Räume im Chemielabor. Für die Durchführung der Analysen steht gut ausgebildetes Eigenpersonal zur Verfügung. Es wird dafür Sorge getragen, dass bei dem anstehenden Generationenwechsel das erworbene Wissen nicht verloren geht, sondern weitergegeben wird.

### Änderungen bzgl. Routine- und Spezialaufgaben

Im Folgenden werden die Änderungen im Berichtszeitraum aufgelistet:

Folgende Geräte wurden ersetzt (sofern nicht anderes vermerkt durch identische Geräte):

- Atomabsorptionsspektrometer (AAS) durch ein ICP-MS-Gerät (Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry, Vorteile: Messzeiten kürzer, Nachweisgrenze kleiner, Messung von zusätzlichen Elementen),
- Ionenchromatographie-System durch zwei unabhängige Ionenchromatographiergeräte zur Trennung der Konzentrationsbereiche ppb und ppm,
- Das Gerät zur Bestimmung des Kohlenstoffgehaltes (TOC),
- Photometer,
- Gaschromatograph,
- Beide Reinstwasseranlagen und der Titrierautomaten.

Zudem wurde ein Partikelmessgerät neu beschafft.

Die Messketten der beiden Gammamessplätze wurden vollständig erneuert. Beim Low-Level Messplatz wurde die Elektronik ersetzt.

Der Analysenplan wird jährlich im Rahmen der Kreislaufüberwachung überprüft, kann aber bei Bedarf kurzfristig angepasst werden. Zwischen 2002 und 2005 wurden zusätzliche Messungen in den Routineanalysenplan aufgenommen.

## **HSK-Beurteilung für den gesamten Beurteilungszeitraum 1990 bis 2005**

Die HSK begrüsst die Integration des Prozesses „Chemische und radiochemische Analysen“ ins Qualitätsmanagementsystem des KKM. Damit wird eine transparente und nachvollziehbare Überwachung der chemischen und radiochemischen Eigenschaften der Medien in den Wasserdampf-Kreisläufen gewährleistet.

Die räumliche Gestaltung und die apparative Ausstattung der Chemie-Laboratorien sind nach der Renovierung und dem Ersatz der älteren Geräte sehr gut. Alle routinemässig in einer Siedewasseranlage anfallenden Messaufgaben können damit durchgeführt werden. Der Analysenaufwand und die Häufigkeit der durchgeführten Messungen entsprechen dem internationalen Standard. Dies ist in verschiedenen internen und externen Audits überprüft und bestätigt worden. Im Berichtszeitraum hat



das KKM an diversen Ringversuchen teilgenommen. Ende 2000 und Mitte 2002 hat ein externes Expertenteam der IAEA (OSART-Mission<sup>23,29</sup>) unter anderem auch die Arbeiten der Chemie untersucht und positiv bewertet.

#### **6.12.4 Wasserbehandlung**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Systeme zur Wasserbehandlung lassen sich entsprechend ihren Aufgaben in drei Gruppen einteilen:

- Systeme zur Rohwasseraufbereitung und Deionatbereitstellung
- Systeme zur Reinigung der Wasser-Dampfkreisläufe
- Systeme zur Abwasseraufbereitung

Generell gilt zu bemerken, dass sich eine gute Wasserqualität sowohl bei den Wasser-Dampfkreisläufen wie beim Abwasser dadurch auszeichnet, dass keine oder nur geringe Mengen unerwünschter gelöster oder ungelöster Stoffe das Wasser verunreinigen. Ebenfalls wichtig ist eine niedrige Konzentration an radioaktiven Isotopen. Je nach Betriebsweise kann es angebracht sein, den Wasser-Dampfkreisläufen bestimmte Elemente dosiert beizumischen wie z. B. Sauerstoff ins Rohkondensat oder Wasserstoff und Zink ins Speisewasser.

##### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*An den Systemen zur Reinigung der Wasserkreisläufe, dazu gehört die Reaktorwasserreinigung, die Kondensatreinigung und die Brennelementbeckenreinigung, wurden im Bewertungszeitraum 1990 bis 2000 nur geringfügige Änderungen vorgenommen und einzelne Komponenten durch gleichwertige ersetzt. Dies trifft auch zu für die Systeme zur Behandlung der Abwässer, wie die Abwasser-, die Gebäudeentwässerungs- und die Waschwasserstrasse.*

##### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die radioaktiven Abgaben von KKM mit dem Abwasser sind im Vergleich zu den SWR-Anlagen der Vergleichsgruppe bezüglich der normierten Abwasserabgaben höher (Kap. 5.7.1). Der Grund liegt darin, dass die im KKM praktizierte Abwasserbehandlung mittels Ionentauschern und Zentrifuge nur noch bedingt dem Stand der Technik entspricht. Zum Beispiel werden im Kernkraftwerk Leibstadt, in dem neben der Zentrifugierung ein Teil der Abwässer mittels einem Verdampfer aufbereitet werden, jährliche Abgabewerte radioaktiver Stoffe (ohne Tritium) mit dem Abwasser erreicht, die in der Regel einen Faktor 50 geringer sind als die des KKM. Dieser Sachverhalt wird in Kap. 5.7.1 diskutiert und bewertet.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

### Systeme zur Reinigung der Wässer im Wasser-Dampfkreislauf, im Reaktor und im BE-Lagerbecken

Anstelle der Powdex-Harze wurden ab 2004 teilweise Harze eines anderen Herstellers verwendet, welche formal dieselbe Zusammensetzung wie die Powdex-Harze aufweisen, jedoch vorgemischt und deshalb einfacher zu handhaben sind.

### Wasserbehandlung im Wasser-Dampfkreislauf

In Zusammenhang mit den alten, messingberohrten Hauptkondensatoren mussten die KRA-Filter jährlich über 90 Mal angeschwemmt werden. Dabei wurden durchschnittlich 5000 kg Harze verbraucht. Seit der Umberohrung der Hauptkondensatoren auf Titan konnte die Anzahl der jährlichen Anschwemmungen auf rund 50 gesenkt werden. Der Harzverbrauch reduzierte sich auf durchschnittlich 2500 kg bei etwa gleich bleibendem Eisengehalt im Rohkondensat. Nach Einführung der Wasserstofffahrweise im Jahr 2000 ist der Harzverbrauch sukzessive wieder auf die ursprüngliche Menge von 5000 kg angestiegen. Das KKM sucht intensiv nach den Ursachen für den gestiegenen Harzverbrauch (vgl. dazu Kap. 5.8.1).

### Systeme zur Abwasseraufbereitung

Der Harzverbrauch des Filters in der Abwasserstrasse betrug im Mittel 7 Anschwemmungen pro Jahr. Die pro Jahr anfallende Abwassermenge konnte mit jeweils durchschnittlich 875 Liter Mischbettkugelharz vor der Abgabe zum Kaltkondensatbehälter nachgereinigt werden.

In der Gebäudeentwässerungsstrasse waren in den Jahren 2001 und 2005 durchschnittlich 24 Anschwemmungen des Filters erforderlich. Je Filteranschwemmung wurden durchschnittlich 150 m<sup>3</sup> Abwasser aufgearbeitet, was zu einer durchschnittlichen Aktivitätsabgabe von  $5,8 \cdot 10^7$  Bq (LE-Äquivalente) führte.

Im Durchschnitt wurden pro Jahr 1370 m<sup>3</sup> Wäschereiabwasser aufbereitet und an den Vorfluter abgegeben. Die durchschnittliche Aktivitätskonzentration in den Abgabebehältern lag zwischen 0,4 und 1,0 LE-Werten. Von der an den Vorfluter abgegebenen Aktivität stammen zwischen 5 % und 16 % vom Wäschereiabwasser.

### Bewertung der Systeme zur Behandlung von Wasser

Bei der Wasserreinigung mit Ionentauscherharzen fallen die verbrauchten Harze als radioaktive Abfälle an. Im Jahr 1990 wurden für die Wasseraufbereitung 7202 kg Harz benötigt. Diese Menge hat sich bis 1999 mit 3419 kg verbrauchtem Harz mehr als halbiert. Der Wert von 1999 konnte im Jahr 2000 mit 3424 kg bestätigt werden. Seit 2001 steigt der Harzverbrauch wieder an. Die bisherigen Untersuchungen deuten darauf hin, dass die Umstellung auf die HWC/NMCA- bzw. HWC/OLNC-Fahrweise dafür verantwortlich sein könnte.

### Sauerstoffdosierung

Die seit 1982 eingeführte Sauerstoffdosierung ins Rohkondensat wird auch nach der Umstellung auf die HWC-Fahrweise weitergeführt. Seit Dosierbeginn war man bestrebt, den Sauerstoffgehalt

zwischen 20 und 40 µg/kg zu halten. Nachdem in der Brennstoffgarantie des Brennelementherstellers die Sauerstoffkonzentration im Speisewasser auf 30 bis 200 µg/kg erhöht worden ist, wird als neuer Zielwert 50 µg/kg Sauerstoff in jedem der beiden Speisewasserstränge angestrebt.

In den Jahren 2002 und 2003 war ein Sauerstoffeintrag über die beiden Elektrolyseure aufgrund defekter Membranen festzustellen. Diese kurzzeitigen Abweichungen sind für das Korrosionsverhalten der eingesetzten ferritischen Werkstoffe unbedeutend.

#### Zinkdosierung

Unter Berücksichtigung einer Empfehlung des Reaktorherstellers werden im Speisewasser A durch Dosierung eine Konzentration von maximal 0,8 µg/kg Zink angestrebt, woraus sich im Reaktorwasser ein Zinkgehalt zwischen 5 und 10 µg/kg einstellen soll. Das KKM setzt dazu Zinkoxid ein, bei dem der natürliche Gehalt des Isotops Zn-64 von 48,6 % auf weniger als 1 % abgereichert wurde (depleted zinc oxide, DZO). Damit wird die Aktivierung zu Zn-65 massiv reduziert. Nach der Einführung der Wasserstofffahrweise wird versucht, eine Zinkkonzentration von 7-8 µg/kg im Reaktorwasser zu erreichen.

#### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Dosierung von Sauerstoff in das Rohkondensat hat sich bezüglich der Minimierung der abtragenden Korrosion bewährt. Das KKM hat sehr niedrige Eisengehalte im Wasser der verschiedenen Systeme. Negative Auswirkungen auf die Hüllrohre der Brennelemente wurden vom KKM nicht beobachtet. Die durchwegs sehr niedrige Leitfähigkeit des Reaktorwassers zeigt die gute Wirkung der Reinigungssysteme.

Die Zugabe von Zink in das Speisewasser stabilisiert nach dem heutigen Kenntnisstand die Oxidschichten auf den Oberflächen der Komponenten und trägt zu einer niedrigeren Co-60-Einlagerung in die Oxidschichten bei. Dies wurde durch eine geringere Dosisleistung der Komponenten bestätigt.

#### **6.12.5 Auswirkung der Wasserchemie auf die Dosisleistung und Kontamination in der Anlage**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Entwicklung der Ortsdosisleistung und Kontamination in der Anlage bestimmt einen Teil der Kollektiv- und Individualdosen des Personals während des Betriebs und der Revision. Kleine Änderungen in der Wasserchemie können dabei grosse Auswirkungen auf die Dosisleistungen haben. Bei der Planung für die Revisionen und Instandhaltungsarbeiten ist dies zu berücksichtigen. Die Entwicklung ist daher sorgfältig zu verfolgen.

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente (PSÜ 2005)**

##### Dosisleistung und Kontamination im Reaktorgebäude

Die Bestimmung der Dosisleistung und der Kontamination an verschiedenen Komponenten und Systemen im Reaktorgebäude ermöglicht es, den Einfluss der geänderten Reaktorwasserchemie festzustellen. Die Einführung der HWC-, HWC/NMCA- und HWC/OLNC-Fahrweise verursachte ausgeprägte Veränderungen der bis dahin erkennbaren Trends. Die seit 1990 ergriffenen Massnahmen

hatten überwiegend niedrigere oder zumindest stabile Kontaminationen und Dosisleistungen an den Komponenten und Systemen zur Folge. Der erste Betriebszyklus unmittelbar nach der Einführung der geänderten Fahrweise ergab eine unerwartet starke Mobilisierung von Korrosionsprodukten in den Reaktorwasser führenden Systemen.

### Umwälzschleifen

Seit 1994 ergaben die durchgeführten Dosisleistungsmessungen stets einen abnehmenden Verlauf der Messwerte, der bis 1998 andauerte. Die Änderungen in der Speise- und Reaktorwasserchemie vor Beginn der HWC-Fahrweise führten zunächst zu einem geringen Anstieg der Dosisleistung in den Umwälzschleifen. Mit der Aufnahme der HWC/NMCA-Fahrweise erfolgte eine deutliche Verminderung der Dosisleistung. In den 3 darauf folgenden Zyklen (2001 bis 2004) kam es zu einer raschen Rekontamination mit erneutem Anstieg der Dosisleistung. Während der Jahresrevision 2005 war dann eine Umkehr mit deutlicher Abnahme der Dosisleistung zu verzeichnen, die ein Niveau erreichte, das ohne Änderungen in der chemischen Fahrweise als Trend zu erwarten war. Ob eine Beeinflussung durch die unmittelbar vor dem Abfahren zur Revision durchgeführten OLNC-Applikation in vergleichbarer Weise wie bei der ersten NMCA-Applikation stattgefunden hat, lässt sich nicht beantworten.

### Reaktordruckbehälter-Deckel (RDB-Deckel)

Während der Revision ist der RDB-Deckel für Messungen gut zugänglich, und deshalb wird der radiologische Zustand an dieser, für die Beaufschlagung mit Satttdampf geringer Feuchte repräsentativen Oberfläche, jährlich untersucht. Als Referenzpunkt ist das Zentrum der Flanschebene definiert. Hier wurde infolge der geänderten Fahrweise eine Zunahme der Dosisleistung von 1,3 mSv/h (1999) auf 2,9 mSv/h (2005) beobachtet. Der Strahlungsanteil von Co-60 an der Ortsdosisleistung betrug während der Revision 2005 im Mittel 92 %. Die Änderungen der Dosisleistung am Reaktordeckel verlaufen anscheinend wegen der dicken, inhomogenen Oxidschicht träger und unregelmässiger als z. B. auf den Umwälzschleifen. Die raue Oberfläche begünstigt offenbar die Ablagerung von Hot-Spots.

### Frischdampfleitungen, Turbinen-Einlassventile, HD-Turbinen im Maschinenhaus

Der radiologische Zustand der Frischdampfleitungen und der HD-Turbinen ist durch die Kontamination von Spalt- und Aktivierungsprodukten gegeben. Bis 1999 ist durch Zerfall und Austrag der Spaltprodukte die mittlere Dosisleistung reduziert worden. Nach der geänderten Fahrweise erfolgte eine Mobilisierung von Korrosions- und Aktivierungsprodukten, die bislang einen Anstieg der Dosisleistung der FD-führenden Komponenten ergab. Der grösste Teil der Kontamination der Turbinen-Einlassventile befindet sich auf den Sieben. Die Siebe werden während der Ventilrevision jeweils dekontaminiert, sodass sich hier kein Kontaminationsaufbau beobachten lässt.

### **HSK-Beurteilung für den gesamten Beurteilungszeitraum 1990-2005**

Die erstmalige Einspeisung von Edelmetall (125 g Platin und 60 g Rhodium) in der Jahresrevision 2000 verursachte eine starke Mobilisierung von Korrosionsprodukten in den Reaktorwasser führenden Systemen. Als Folge nahm die Dosisleistung an den Umwälzschleifen zunächst um mehr als die Hälfte ab, hingegen wurde am Reaktordeckel ein Anstieg um mehr als das Doppelte verzeichnet. Der

Trend zeigte sich erneut bei der Anwendung der OLNC-Anwendung im Jahr 2005, bei der 37 g Platin eingespeist wurde, allerdings mit einer Änderung der Dosisleistung von nur ca. 10 % weniger stark ausgeprägt.

Die Mobilisierung von Korrosionsprodukten durch die Zugabe von Edelmetallen bietet die Chance, diese Produkte aus dem Primärkreislaufsystem mit den betrieblichen Reaktorwasser-Reinigungsfiltern zu entfernen. Die Mobilisierung führt aber zu einer leicht höheren Kontamination der Systeme und Komponenten im Maschinenhaus. Die Durchführung der notwendigen Arbeiten im Maschinenhaus wird durch diesen Aktivitätsanstieg noch nicht behindert, allerdings wird dadurch die Kollektivdosis des Personals erhöht (vgl. Kap. 5.6.3). Die HSK begrüsst deshalb die vom KKM durchgeführte zeitliche Verschiebung der Einspeisung des Platins vom Ende auf den Beginn eines Zyklus. Auf Grund der längeren Zeitspanne zwischen Einspeisung und Jahresrevision können dadurch die gelösten Korrosionsprodukte effizienter aus den Wässern herausgefiltert werden. Die HSK wird den Effekt dieser Massnahme bei den nächsten Jahresrevisionen weiterhin aufmerksam verfolgen.

### **6.12.6 Systeme zur Behandlung von Abgas**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Aufgabe des Abgassystems ist es, nicht kondensierbare Gase wie Wasserstoff, Sauerstoff und Edelgase aus dem Primärkreislauf sicher abzuführen und kontrolliert an die Umwelt abzugeben.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Beobachtungszeitraum wurden nur geringfügige Änderungen vorgenommen und einzelne Komponenten durch gleichwertige ersetzt. Erwähnenswert ist die im Jahre 1997 neu eingebaute Abschirmung der Abgasfilter.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK-Beurteilung stützt sich auf die Monatsberichte und das Chemie-Informationssystem (CIS-DAISY) sowie auf die Angaben über gasförmige radioaktive Abgaben und auf die Betriebserfahrung in den schweizerischen Kernanlagen.*

*Die radiologische Entwicklung der Anlage wird sehr detailliert dargestellt und mit anderen SWR-Anlagen verglichen. Die radioaktiven Abgaben von KKM an die Umwelt sind im Vergleich zu anderen SWR-Anlagen bezüglich der normierten Abluft geringer. Die Aktivitätsabgabe von Edelgasen, Iod-131 und Aerosolen über die Abluft sind kleiner als 1 % der jeweiligen Abgabelimiten. Dies spricht für ein effizient funktionierendes Abgasbehandlungssystem. Die HSK schliesst sich deshalb der Bewertung dieses Systems durch das KKM an.*

#### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die niedrige Spaltproduktfreisetzung aus dem Reaktor (lediglich eine Brennstableckage im gesamten Bewertungszeitraum) wirkt sich besonders deutlich im Abgassystem aus. Ein Rückgang der Dosisleistung von 2000 bis 2005 fand an allen Komponenten des Abgassystems statt. Die derzeitige höchste Dosisleistung von 0,4 mSv/h wird am kleinen Abklingtank und die niedrigste von 0,02 mSv/h am Rekombinator ermittelt.

Im Abgassystem wurden im Rahmen des AÜP präventiv ferritische Leitungsabschnitte gegen austenitische ausgetauscht.

Nach Ansicht des KKM sind Funktionen des Abgassystems und der Aktivkohleanlage auch über die nächste PSÜ-Berichtsperiode hinaus sichergestellt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Auch die HSK ist der Ansicht, dass die Funktionen des Abgassystems und der Aktivkohleanlage über die nächste PSÜ-Berichtsperiode hinaus sichergestellt sind.

## **6.13 Strahlenschutzmesstechnik**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Zur Gewährleistung des Schutzes des Personals und der Umwelt sowie zur Überwachung der bestimmungsgemässen Funktion von Systemen müssen die radiologischen Verhältnisse innerhalb der Anlage und in der Umgebung sowie die Abgabe radioaktiver Stoffe nach aussen bekannt sein. Dazu sind spezielle Messeinrichtungen notwendig, die folgende Aufgaben erfüllen:

- Erfassung von Messwerten zur Charakterisierung der Radioaktivität und der Strahlenfelder,
- Fallweise automatische Anregung geeigneter Gegenmassnahmen (z. B. Isolierung) beim Überschreiten von Grenzwerten,
- Messung der an die Umwelt abgegebenen Stoffe (Emissionsmessung),
- Erfassung der Strahlendosen und allfälliger Kontaminationen des Personals.

Zusätzlich müssen Einrichtungen und Messgeräte vorhanden sein, die bei und nach Störfällen und bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen

- ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmassnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können,
- Hinweise auf den Ablauf geben,
- eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten und
- ausreichende Informationen zur Erfüllung der internationalen Meldepflicht liefern.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

KKM hat bei der Beschreibung und Bewertung der Strahlenmesstechnik auf den Sicherheitsbericht, die Technischen Spezifikationen, das Abgabereglement<sup>65</sup> und die Richtlinien HSK-R-07<sup>67</sup> und HSK-R-47<sup>69</sup> hingewiesen.

Im KKM werden zur Überwachung des Normalbetriebs folgende Strahlenmesssysteme eingesetzt:

- Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen
- Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft
- Aktivitätsüberwachung der Fortluft des Kamins und des Zwischenlagers
- Aktivitätsüberwachung des Abwassers und der Kreisläufe
- Personen- und Materialkontaminationskontrolle
- Personendosimetriesysteme und Inkorporationsmessung

Laut Technischen Spezifikationen gehören zur Störfallinstrumentierung des KKM folgende Messeinrichtungen:

- Zwei Dosisleistungsmonitore zur Überwachung der Dosisleistung im Containment zur raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE)
- Sechs Dosisleistungsmonitore im Reaktorgebäude
- Ein Weitbereichdosisleistungsmonitor im Kamin und an der Notabluftleitung
- Aktivitätsüberwachung der Kaminfortluft auf Edelgase, Aerosole (Schrittfiltermessgerät) und Iod
- Aktivitätsüberwachung des Abwassers
- Dosisleistungsüberwachung an den Abwasserleitungen des Apparate- und Gebäudeentwässerungsbehälters im Reaktorgebäude

Zusätzlich steht ein Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System - PASS) zur Entnahme von Proben aus der Atmosphäre des Drywells, Toruses und Reaktorgebäudes sowie zur Entnahme von Reaktor- und Toruswasserproben zur Verfügung.

Im Bewertungszeitraum wurden an der Strahlenschutzmesstechnik folgende freigabepflichtigen Änderungen bzw. Neuinstallationen durchgeführt:

- 1992 wurde bei der redundanten Überwachung der Kaminfortluft ein Messgerät zur Erfassung radioaktiver Edelgase gegen ein Gerät mit neuer Technik ausgetauscht.
- 1992 wurden die Probenahmesysteme der Abluftüberwachung des Maschinenhauses, des Filterraumes, des Aufbereitungsgebäudes und des Abfall-Zwischenlagers neu ausgelegt und installiert.
- 1993 wurde das Probenahmesystem der Umluftüberwachung des Drywell/Torus modifiziert.
- 1994 wurden die Monitore der Abgas-Aktivitätsmessung erneuert.
- 1994 wurden die beiden Dosisleistungsmonitore zur Überwachung der Dosisleistung im Primärcontainment zur raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE) ertüchtigt sowie zusätzlich sechs störfallfeste Dosisleistungsmonitore im Reaktorgebäude montiert.
- 1996 wurde das ortsfeste System zur Überwachung der Ortsdosisleistungen im Maschinenhaus Anbau Süd installiert und in Betrieb genommen.

- 1996 wurde die Überwachung der Aerosolaktivitätskonzentration der Gebäudeabluft des Maschinenhauses Anbau Süd installiert und in Betrieb genommen.
- 1997 wurde das bestehende ortsfeste System zur Überwachung der Ortsdosisleistungen mit Ausnahme des Maschinenhaus Anbau Süd, indem die Messgeräte bereits im Vorjahr neu installiert wurden, ersetzt und um zwei Messstellen erweitert.
- 1999 wurden 6 der 11 Aerosolmonitore der Raumluftüberwachung ersetzt.

Folgende Änderungen im Bewertungszeitraum waren zwar nicht freigabepflichtig, sind aber trotzdem erwähnenswert:

- 1991 wurde das bisher verwendete Stabdosismetriesystem durch elektronische Dosimeter (zweites, unabhängiges Dosimetriesystem gemäss StSV<sup>20</sup> Artikel 42 Ziffer 4) ersetzt.
- 1991 wurden drei Personenkontaminations-Ausgangsmonitore (Endkontrolle, BG +8m) durch neue Typen mit verbesserter Messgeometrie ersetzt.
- 1998 wurden zwei Freimessplätze (Freimessschränke, Posten 2 und Tor Maschinenhaus Anbau Süd) angeschafft. Eine Überprüfung der herstellereitigen Kalibrierung erfolgte in der Folge durch das Paul Scherrer Institut.
- 2000 wurde der Freimessschrank im Maschinenhaus Anbau Süd mit weiteren Detektoren nachgerüstet.
- 2000 wurde der Inkorporationsmessplatz im KKM gemäss den Erfordernissen der Verordnung über die Personendosimetrie<sup>52</sup> (Dosimetrieverordnung) umgebaut und eine Anerkennung beantragt.

Die Änderungen waren nötig, um die Strahlenmesstechnik an den aktuellen Stand der Technik anzupassen. Insbesondere stieg der Wartungsaufwand an den alten Messgeräten und Ersatzteile waren schwer zu beschaffen.

KKM beurteilt die Wirksamkeit (Einsatz geeigneter Strahlenmessgeräte) und Verfügbarkeit der Strahlenschutzinstrumentierung aufgrund der Betriebserfahrung und der laufenden Instandhaltungsmassnahmen als gut. Eine Ausnahme davon machen die sechs im Jahre 1999 erneuerten Aerosolmonitore, bei denen durch weitere Optimierungsarbeiten die durch sporadische Fehlalarme verminderte Zuverlässigkeit erhöht werden muss. Sämtliche Störungen an der Strahlenschutzinstrumentierung konnten innerhalb der durch die Technischen Spezifikationen vorgegebenen Zeitfenster behoben werden. Die Umsetzung der Vorgaben der Richtlinie HSK-R-47<sup>59</sup> zu den Prüfungen ist noch nicht bei allen Messsystemen vollständig erfolgt.

In Anbetracht der Betriebserfahrungen und der etablierten bewährten Prüf- und Instandhaltungspraxis kommt das KKM zum Schluss, dass die Strahlenschutzmesssysteme ihre Aufgaben sicher erfüllen.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:



Bei der Beurteilung der Strahlenmesstechnik prüft die HSK, ob die anwendbaren gesetzlichen Vorschriften wie das Atomgesetz<sup>49</sup> (AtG), das Strahlenschutzgesetz (StSG), die Strahlenschutzverordnung<sup>20</sup> (StSV) und die Dosimetrieverordnung<sup>52</sup> eingehalten werden. Zusätzlich wird das Abgabereglement<sup>65</sup> des KKM zur Beurteilung der Emissionsüberwachung herangezogen.

Der Umfang und die Intervalle von Prüfungen werden von der HSK anhand der Richtlinie HSK-R-47<sup>69</sup> überprüft.

Die HSK beurteilt die Störfallinstrumentierung, insbesondere deren Klassierung, anhand des amerikanischen NRC Regulatory Guide 1.97<sup>15</sup>.

Eine Hilfe bei der Beurteilung der Auslegung ist der Vergleich der Strahlenschutzmesstechnik des KKM mit den entsprechenden KTA-Regeln. Insbesondere werden dazu die KTA 1501<sup>16</sup> und KTA 1503.2<sup>17</sup> verwendet.

Die HSK beurteilt die Betriebserfahrung durch Vergleich der Ausfallraten der Messsysteme mit den Erfahrungen aus anderen Anlagen und hinsichtlich einer Überschreitung der zulässigen Reparaturzeit gemäss den Technischen Spezifikationen.

Die Strahlenschutzmesstechnik im KKM genügt den Forderungen der heutigen schweizerischen Gesetzgebung. Jedoch muss KKM im Hinblick auf den Ablauf der 10-jährigen Übergangsfrist der StSV<sup>20</sup> am 30. September 2004 folgende Aspekte hinsichtlich Einhaltung der Ortsdosisgrenzwerte ausserhalb von kontrollierten Zonen innerhalb des Betriebsareals bzw. geänderten Anforderungen an die Personendosimetrie überprüfen und umsetzen:

- Bis Mitte 2003 ist nachzuweisen, dass die Abschirmung und der Standort von bewilligten Anlagen oder radioaktiven Strahlenquellen den Art. 59 und 60 der StSV<sup>20</sup> entsprechen (Penz P29/2002).
- Mit dem Ablauf der 10-jährigen Übergangsfrist der StSV<sup>20</sup> läuft auch die Anerkennung der Personendosimetriestelle (externe Bestrahlung) ab. Die Expertengruppe für Dosimetrie im Strahlenschutz hat neue Anforderungen hinsichtlich der Personen-Tiefendosis  $H_p(10)$  wie auch der Personen-Oberflächendosis  $H_p(0,07)$  definiert, die bei einem Antrag zur Neuankennung zu berücksichtigen sind.

Eine Überprüfung der Strahlenschutzmesstechnik hinsichtlich des Stands von Wissenschaft und Technik ergab, dass sie bis auf einige Verbesserungsmassnahmen den Anforderungen der HSK genügt. Im Bereich der Raumluft- bzw. Raumabluft- und Fortluftüberwachung des KKM wurde folgendes Verbesserungspotential identifiziert:

- Die Gesamtübertragungsraten der Messstellen zur Überwachung der Raumluft hinsichtlich radioaktiver Aerosole wurden entweder nicht oder nur teilweise, in Abweichung zu den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-47<sup>69</sup>, experimentell bestimmt.
- In den Probenahmesystemen zur Überwachung der Raumluft bzw. Raumabluft lagern sich in den Rohren, insbesondere während den Stillstandsarbeiten, Schmutzpartikel an und verschlechtern somit die Gesamtübertragungsraten.
- Bei den sechs 1999 erneuerten Aerosolmessstellen zur Überwachung der Raumluft sind gemäss Beurteilung von KKM weitere Optimierungsarbeiten erforderlich.
- Beim Betrieb des Notabluftsystems besteht keine direkte Möglichkeit, Informationen über die Aerosolkonzentration im Reaktorgebäude zu bekommen, was für die Einleitung von störfallmindernden Gegenmassnahmen notwendig werden kann (Kap. 5.6.11).

- Die Abluft aus den kontrollierten Zonen des Betriebsgebäudes, dazu gehört die Aktivwäscherei, die Aktivgarderobe, das Chemielabor und der Wäschereizentrifugenraum, wird gefiltert aber unkontrolliert über das Dach des Betriebsgebäudes abgegeben.

Aus diesen Gründen hat KKM zugesagt, ein dem Stand der Technik entsprechendes Gesamtkonzept zur Überwachung der radioaktiven Aerosole in der Raumluft bzw. Raumabluft und der Fortluft des Betriebsgebäudes bis Ende 2004 zu entwickeln und umzusetzen. Dabei sind folgende Aspekte zu berücksichtigen (PSÜ-Pendenz P30/2002):

- Die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-47<sup>69</sup>, insbesondere an die Gesamtübertragungsraten, sind einzuhalten.
- Ein Verfahren zur periodischen Reinigung der Probenahmesysteme oder der Verifikation der Gesamtübertragungsraten ist zu etablieren.
- Im Sinne einer Ergänzung ist das Notabluftsystem mit einer geeigneten Aerosolüberwachung, die eine kontinuierliche Überwachung der radiologischen Situation auch beim Betrieb des Notabluftsystems ermöglicht, auszurüsten (Kap. 5.6.11).

Bei der Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft wurden 1984 die letzten Messungen zur Bestimmung der Kohlenstoff-14- und Tritium-Ableitungen mit der Kaminfortluft durchgeführt. Zur Überprüfung der Gültigkeit dieser Messungen sind der Kohlenstoff-14 und das Tritium in der Kaminfortluft in Ergänzung zum Abgabereglement<sup>65</sup> während mindestens einem Jahr zu bilanzieren. Die Messungen sind bis Ende 2004 vorzunehmen (Pendenz P31/2002).

Bei der Beurteilung der Störfallinstrumentierung ergaben sich folgende Verbesserungsmaßnahmen:

- Im KKM erfolgt die Anzeige, Registrierung und Alarmierung der Weitbereichs-Ortsdosisleistungsmessungen im Fortluftkamin/Notabluftleitung (17MR10A, 17MR10B), entgegen der HSK-Empfehlung E-04<sup>152</sup>, nur im Hauptkommandoraum und nicht zusätzlich im SUSAN-Kommandoraum. Eine Begründung dieser Abweichung anhand systemtechnischer Anforderungen ist in der PSÜ-Dokumentation nicht gegeben. Deshalb sind bis Mitte 2003 die Weitbereichs-Ortsdosisleistungsmessungen im Fortluftkamin/Notabluftleitung (17MR10A, 17MR10B) in Bezug auf Anzeige, Registrierung und Alarmierung im SUSAN-Kommandoraum sowie eine allfällige Integration in das RABE-Konzept in einer Studie zu untersuchen und sachgemäss zu dokumentieren (Pendenz P32/2002).
- Bei einem Störfall verwendet KKM zwei Ortsdosisleistungsmessstellen in der Nähe der beiden Turbinen im Maschinenhaus (18MR1.17, 18MR1.18), um die in die Atmosphäre des Maschinenhauses freigesetzte Aktivität abzuschätzen. Die HSK hat die beiden Messstellen anhand der KTA-1501<sup>116</sup> beurteilt und verlangt folgende Verbesserungen. Bis Ende 2003 ist nachzuweisen, dass das obere Messbereichsende der Ortsdosisleistungsmonitore im Maschinenhaus 18MR1.17 und 18MR1.18 die zu erwartenden Dosisleistungen bei allen möglichen Störfallszenarien abdeckt und dass die Messgeräte bei den Umgebungsbedingungen (Temperatur, Druck, Feuchte usw.), die während eines Störfalls herrschen, funktionieren. Zusätzlich ist zu prüfen, ob eine Anzeige, Registrierung und Alarmierung im SUSAN-Kommandoraum nötig ist (Pendenz P33/2002).
- Das Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System-PASS) wurde neu durch die HSK im Kontext der gesamten Störfallinstrumentierung und der geforderten Schutzziele für die Bevölkerung beurteilt. Dabei wurde festgestellt, dass die Repräsentativität der Reaktor- und Toruswasserproben, die mit dem PASS genommen werden, bisher nicht nachgewiesen

wurde. Da die Aktivitätskonzentration im Toruswasser gering ist, ist dieser Nachweis nur für die Reaktorwasserprobenahme möglich. Aufgrund dieser Sachverhalte ist die Repräsentativität der Reaktorwasserproben, die mit dem Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System - PASS) genommen werden, bis Ende 2003 nachzuweisen (Pendez P34/2002).

- Das PSI hat im Rahmen eines Forschungsprojektes ein Konzept für die Bestimmung der Aerosol- und Jodabgaben im Falle einer gefilterten Containmentdruckentlastung entwickelt und experimentelle Nachweise erbracht. Die HSK hat diese Konzeptstudie beurteilt und eine generelle Konzeptfreigabe für das System erteilt. Gleichzeitig hat die HSK die Kernkraftwerke aufgefordert, bis Ende 2002 Vorschläge hinsichtlich der Möglichkeiten für den Einbau eines optimierten Systems zu erarbeiten. Abhängig von diesen Vorschlägen, wird die HSK das weitere Vorgehen beschliessen.

Bei den periodischen Prüfungen der Strahlmessgeräte erkannte die HSK ein Verbesserungspotential. Die Richtlinie HSK-R-47<sup>69</sup> ist hinsichtlich den periodischen Prüfungen bis Ende 2004 vollständig umzusetzen (Pendez P35/2002). Dazu gehört unter anderem:

- Bis Ende 2003 sind halbjährlichen Funktionsprüfungen an der Störfallinstrumentierung zur Bestimmung der Ortsdosisleistungen im Reaktorgebäude sowie in und vor der Drywellschleuse durchzuführen.
- Bis Ende 2003 sind die periodischen Prüfungen der Personenkontaminationsmonitore und der Freimessschranke mit einer dreijährigen Kalibration zu ergänzen.
- Bis Ende 2004 ist ein Verfahren zur periodischen Überprüfung der Dichtheit des Probenahmesystems der Kaminfortluftüberwachung zu etablieren.
- Bis Ende 2004 sind zertifizierte Prüfquellen für die Aktivitätsüberwachung der Kaminfortluft anzuschaffen.

Aus der von KKM dargestellten Betriebserfahrung lassen sich folgende Aussagen über den Qualitätszustand der Strahlenschutzmesssysteme ableiten:

- Die Funktionsprüfungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde.
- Da bei der Strahlenschutzinstrumentierung in der Regel keine präventive Instandhaltung durchgeführt wird, überwiegt im Bewertungszeitraum die durch Komponentenausfall bedingte Instandhaltung. Von 93 Instandhaltungsmassnahmen waren 7 nicht durch Komponentenausfälle bedingt, sondern vorbeugend geplant.
- Im KKM sind rund 110 Strahlenschutzmessgeräte fest installiert. Im 10-jährigen Bewertungszeitraum gab es ungefähr 60 Störungen bei denen das Messsignal nicht oder nur eingeschränkt zur Verfügung stand. Dies entspricht einer Ausfallrate von ungefähr 0,05 pro Jahr und Gerät. Dieser Wert ist vergleichbar mit den Erfahrungswerten, die in anderen Anlagen gemacht wurden.
- Sämtliche Störungen wurden innerhalb des durch die Technischen Spezifikationen vorgegebenen Zeitintervalls behoben.

*Im Bewertungszeitraum wurden für die Strahlenmesstechnik folgende Nachweise erbracht:*

- *Die Übertragungsraten für Partikel der modifizierten Probenahmesysteme der Abluftüberwachung des Maschinenhauses, des Abluftfilterraumes, des Reaktorgebäudes, des Aufbereitungsgebäudes und des Abfall-Zwischenlagers wurden bestimmt (1992).*
- *Die Übertragungsraten für Partikel des modifizierten Probenahmesystems der Umluftüberwachung des Drywell/Torus wurden bestimmt (1993).*
- *Die Übertragungsraten für Partikeln des neu installierten Probenahmesystems der Abluftüberwachung des Maschinenhaus-Anbaus Süd wurden bestimmt (1996).*
- *Das Institut de Radiophysique Appliquée zeigte die Eignung des elektronischen Personendosimetriesystems als zweites Dosimetriesystem gemäss StSV<sup>20</sup> Art. 42 Ziffer 4 (1998).*
- *Die Übertragungsraten von Partikeln für die Messsysteme, die im Jahre 1998 mit einem neuen Aerosolmonitor ausgerüstet wurden, wurden rechnerisch überprüft. Dazu gehört die Abluftüberwachung des Maschinenhauses, des Abluftfilterraumes, des Reaktorgebäudes, des Aufbereitungsgebäudes und des Abfall-Zwischenlagers (2000).*

*Die HSK hat diese Nachweise hinsichtlich den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-47<sup>59</sup> und der Dosimetrieverordnung<sup>52</sup> geprüft und verlangt bei der Entwicklung und Umsetzung des Gesamtkonzeptes für die Überwachung der Raumluft bzw. Raumabluft und der Fortluft des Betriebsgebäudes die entsprechenden Nachweise.*

*Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass die Strahlenschutzmesstechnik im KKM den Forderungen der heutigen schweizerischen Gesetzgebung und bis auf die oben dargelegten Abweichungen dem Stand der Technik entspricht.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im Bereich der Strahlenschutz-Messinstrumentierung formulierte die HSK in der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> aus dem Jahr 2002 sieben Pendenzen. Das KKM legt dar, dass es für sechs Pendenzen den Abschluss fristgerecht beantragt hat und für eine Pendezen (P30) der Abschluss beantragt ist. Bei mehreren Pendenzen resultierten auf Grund der Beurteilung durch die HSK Folgeabklärungen und -arbeiten durch das KKM.

Im Zeitraum zwischen den Revisionen 2000 und 2005 führte das KKM folgende Änderungen und Neuinstallationen durch:

- Teilersatz der Kamininstrumentierung
- Ertüchtigung der Kreislaufstrahlungsüberwachung, verbunden mit einer Erhöhung des Redundanzgrades von zwei auf vier Kanäle bei den ODL-Messungen am Abluftkanal des Reaktorgebäudes
- Ersatz von mobilen und tragbaren Messgeräten des operativen Strahlenschutzes
- Ersatz der Elektronik der beiden Personen-Vormonitore im Betriebsgebäude auf +8m und zusätzlich Ausrüstungen mit Handmonitoren

- Ersatz der fest installierten Aerosolmonitore zur Überwachung der Raumlufte
- Erweiterung der ODL-Messung am Arealzaun Ost

Der Ersatz der Kamininstrumentierung, der Kreislaufstrahlungsüberwachung, der mobilen und tragbaren Messgeräte des operativen Strahlenschutzes und der Ersatz der Elektronik der beiden Personen-Vormonitore wurden aufgrund der Ankündigung der Gerätehersteller nötig, dass die Geräte nur noch eingeschränkt repariert werden können. Der Ersatz der fest installierten Aerosolmonitore zur Überwachung der Raumlufte erfolgte aufgrund ihrer mangelnden Zuverlässigkeit. Die zusätzliche Messstelle am Arealzaun Ost dient der Erfassung der aktuellen Ortsdosisleistung und der integrierten Wochendosis.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzungen zu beachten sind:

- Die HSK beurteilt die Erledigung der Pendenzen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 wie folgt:

P29: Das KKM hat Mitte 2003 ein Ortsdosisleistungskataster für die Orte ausserhalb der kontrollierten Zone aber innerhalb des Betriebsareals erstellt und hinsichtlich der Einhaltung des Artikels 59 StSV<sup>20</sup> bewertet. Dabei identifizierte das KKM eine Reihe von organisatorischen/administrativen Massnahmen (z.B. ausgewählte Nutzung von Räumen und Limitierung von Aufenthaltszeiten) und technischen Massnahmen (z.B. das Anbringen von zusätzlichen bzw. optimierten Abschirmungen im Maschinenhaus und die Einzäunung des KAKO-Behälters). Das KKM setzte die Massnahmen termingerecht im Hinblick auf den Ablauf der 10-jährigen Übergangsfrist der StSV<sup>20</sup> am 30. September 2004 um. Die Pendezenz wurde nach dem Einreichen einer revidierten Dokumentation des Ortsdosisleistungskatasters im Januar 2005 geschlossen.

P30: Das KKM hat im März 2003 ein Konzept zur Überwachung der Raumlufte bzw. Raumabluft und der Fortluft des Betriebsgebäudes bei der HSK eingereicht. Die Bereinerung des Konzeptes mit der HSK und seine Umsetzung erfolgte in mehreren Teilschritten. Da viele technische Änderungen anstanden, verzögerte sich die Umsetzung. Jedoch war ein grosser Teil des Konzeptes bereits Ende 2005 umgesetzt. Der letzte Teilschritt, die Realisierung der Fortluftüberwachung des Betriebsgebäudes ist Ende 2006 abgeschlossen worden.

P31: Das KKM hat die Kohlenstoff-14- und die Tritiummessungen in der Kaminfortluft im März 2003 in Betrieb genommen. Eine offizielle Messkampagne über ein zusammenhängendes Jahr konnte wegen eines technischen Defekts an der Messapparatur erst im Oktober 2005 abgeschlossen werden. Die HSK hat die Pendezenz im April 2006 geschlossen.

P32: Das KKM zeigte in einer Studie, dass im SUSAN-Kommandoraum eine 1E-qualifizierte Anzeige der Weitbereichs-Ortsdosisleistungsmessung im Fortluftkamin bzw. an der Notabluftleitung nicht gerechtfertigt ist, da alternative Messungen (Nutzung der RABE-Sonden) mit einer ausreichenden Genauigkeit zur Bewertung der Situation zur Verfügung stehen. Das KKM reichte die Studie termingerecht im Juni 2003 ein. Die HSK

war mit dem Ergebnis der Studie einverstanden und schloss die Pendeuz im Oktober 2003.

- P33: Das KKM hat im Dezember 2003 termingerecht die Störfallfestigkeit der Ortsdosisleistungsmonitore im Maschinenhaus, das obere Ende ihres Messbereichs und die Notwendigkeit der Anzeige ihrer Messwerte im SUSAN-Kommandoraum analysiert. Darin erbrachte das KKM die Nachweise, dass das obere Ende des Messbereichs die zu erwartenden Dosisleistungen während eines Störfalls abdeckt und auf eine Anzeige der Messwerte im SUSAN-Kommandoraum verzichtet werden kann. Zusätzlich identifizierte es einen Handlungsbedarf hinsichtlich der Störfallfestigkeit der Monitore. Das KKM schützte die Monitore im Maschinenhaus durch zusätzliche Hardware-Massnahmen und zeigte, dass sie nun gegen die Umweltbedingungen bei einem Störfall ausgelegt sind. Die HSK war mit der Analyse und der Umsetzung dieser Massnahme einverstanden und schloss die Pendeuz im Februar 2005.
- P34: Das KKM hat die Repräsentativität des Post-Accident-Sampling-Systems (PASS) für flüssige Proben mit Messungen termingerecht nachgewiesen. Die HSK schloss die Pendeuz im September 2003.
- P35: Das KKM hat alle Vorgaben der Richtlinie HSK-R-47<sup>59</sup> hinsichtlich der periodischen Prüfungen der Strahlenmessinstrumentierung termingerecht umgesetzt. Die HSK schloss die Pendeuz im Oktober 2004.
- Die Personendosimetriestelle des KKM wurde im September 2004 durch die HSK neu anerkannt. Dabei wurden die sich aus dem Ablauf der Übergangsfrist zur Strahlenschutzverordnung<sup>20</sup> (StSV) ergebenden Bedingungen und die Vorgaben der Personendosimetrieverordnung<sup>52</sup> vollständig erfüllt.
  - Der Detektor 17MR10A zur Überwachung der radioaktiven Edelgase in der Kaminfortluft bei Störfällen ist für eine relative Luftfeuchtigkeit von maximal 95 % ausgelegt. Da bei einer Containment-Druckentlastung die abgegebene Fortluft gemäss Rechnungen der HSK, übersättigt sein kann, genügt die Auslegung der Messstelle somit nicht. Der Nachweis, dass der Detektor auch unter den bei einer Containment-Druckentlastung auftretenden Feuchtigkeitsbedingungen funktionstüchtig bleibt, konnte vom KKM nicht erbracht werden.

HSK-Forderung PSÜ-6.13-1:

*Das KKM muss bis Ende 2009 das Messsystem 17MR010A so nachrüsten, dass es für die bei einer Containment-Druckentlastung auftretenden Umgebungsbedingungen geeignet ist.*

- Die Monitore zur Überwachung der Abluft aus Räumen hinsichtlich radioaktiver Aerosole sind in einem fahrbaren Gestell mit Feststellrädern montiert. Bei einem Erdbeben kann nicht ausgeschlossen werden, dass sich die Monitore in Bewegung setzen oder umstürzen und dadurch Personen verletzen oder Sicherheitssysteme beschädigen können.

HSK-Forderung PSÜ-6.13-2:

*Die HSK verlangt bis Mitte 2008 ein Befestigungskonzept für die fahrbaren Gestelle, in denen die Monitore zur Überwachung der Abluft aus Räumen hinsichtlich radioaktiver Aerosole installiert sind, damit diese Gestelle den Anforderungen an die Standfestigkeit bei einem Erdbeben genügen (Seismic Housekeeping). Das Konzept ist anschliessend bis Ende 2008 umzusetzen.*

- Im Bewertungszeitraum hat die Eidgenössische Kommission für ABC Schutz (KomABC) die Strategien für die Anordnung und Anpassung von Schutzmassnahmen für Lebensmittel und Agrarprodukte in der Anfangsphase eines Störfalls neu definiert. Es wird nun während der Anfangsphase eines Störfalls im Gegensatz zum früheren engen Vorsorgegebiet ein möglichst grosszügiges Gebiet zum Schutz von Lebensmitteln und Agrarerzeugnissen festgelegt. Bei einem solchen Vorgehen ist die Kenntnis eines möglichst genauen Iod- und Aerosolquellterms auf der Basis von Emissionsmessungen weniger wichtig. Dieses Vorgehen erfordert jedoch umfangreichere Probenahmen und Messungen von Lebensmittel. Auf Basis dieser Überlegungen hat die HSK von einer Forderung zur Bestimmung der Aerosol- und Iodabgaben im Falle einer gefilterten Containmentdruckentlastung abgesehen. Sie verlangte jedoch von den schweizerischen Kernkraftwerken, zuhanden der KomABC einen Vorschlag zur Verstärkung der mobilen Messmittel der Einsatzorganisation Radioaktivität (EOR) sowie zu ihrer Umsetzung und Bereitschaftshaltung durch die Kernkraftwerke auszuarbeiten. Ende 2003 schlugen die schweizerischen Kernkraftwerke vor, die Anzahl der KKW-Messwagen für die Durchführung von Immissionsmessungen in der Umgebung der Kernkraftwerke bei Störfällen zu verdoppeln. Die Umsetzung dieses Vorschlages und die vertragliche Regelung mit den Kernkraftwerken durch die KomABC sind noch nicht erfolgt.

Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass die Strahlenschutzmesstechnik im KKM den Forderungen der heutigen schweizerischen Gesetzgebung und bis auf die oben dargelegten Forderungen dem Stand der Technik entspricht.

## **6.14 Flucht- und Rettungswege**

### **6.14.1 Fluchtwege**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Fluchtwege ermöglichen es, bei einer Gefährdung die Anlage schnellstmöglich zu verlassen. Dabei sollen die flüchtenden Personen keinen unzulässigen Gefährdungen ausgesetzt werden und nach Möglichkeit auch keine radioaktiven Stoffe nach aussen verschleppen.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das Fluchtwegkonzept des KKM beinhaltet die Gebäude mit sicherheitsrelevanter Ausrüstung und/oder mit kontrollierten Zonen (Betriebsgebäude, Reaktorgebäude, SUSAN-Gebäude, Aufbereitungsgebäude und Maschinenhaus mit Anbau Süd). Es wird angegeben, dass die Fluchtwege den Brandschutzvorschriften entsprechen und vom kantonalen Amt für Industrie-, Gewerbe und Arbeit (KIGA) des Kantons Bern genehmigt sind.*

*KKM hält fest, dass sämtliche Fluchtwege aus der kontrollierten Zone die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-07<sup>57</sup> erfüllen. Zusätzlich wird von KKM erwogen an diesen Fluchttüren saubere Schuhüberzüge zu deponieren, um ein Verschleppen von Kontamination aus der Zone heraus möglichst zu vermeiden.*

*Die Fluchtwege in den erwähnten Gebäuden sind am Boden gut sichtbar mit weisser Farbe markiert.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK stützt sich bei Ihrer Beurteilung der Fluchtwege primär auf die Begutachtung der zuständigen Behörde, das KIGA des Standortkantons. Zusätzlich überprüft sie, ob die in der Richtlinie HSK-R-07<sup>67</sup> festgelegten zusätzlichen Anforderungen an die Fluchtwegführung eingehalten werden.*

*Mit Ausnahme eines Fluchtweges, der vom SUSAN-Gebäude über das Reaktorgebäude nach aussen führt, entsprechen alle Fluchtwege den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-07<sup>67</sup>. Mit Rücksicht auf das geringe Gefährdungspotential und der Tatsache, dass das SUSAN-Gebäude während dem Leistungsbetrieb selten begangen wird, kommt die HSK zum Schluss, dass diese Fluchtwegführung zulässig ist.*

*Die HSK unterstützt den Vorschlag des KKM, bei den Fluchttüren aus den kontrollierten Zonen für die Flüchtenden Schuhüberzüge bereit zu halten, wie dies in anderen schweizerischen Kernanlagen realisiert ist.*

*Die Begutachtungen des KIGA liegen mehr als zehn Jahre zurück. In der Zwischenzeit sind verschiedene Anpassungen in der Anlage und bei den Vorschriften vorgenommen worden. Aus diesem Grunde wäre eine aktuelle Beurteilung der Fluchtwege durch das KIGA des Standortkantons angezeigt. Die HSK hat das KIGA des Standortkantons bereits darauf aufmerksam gemacht.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im Berichtszeitraum wurden keine nennenswerten Änderungen bei den Fluchtwegen ausgeführt. Die Rettungswege mussten bisher lediglich zu Übungszwecken der Notfallorganisationen benutzt werden, einen Ernstfall gab es bisher nicht.

Das KKM ist der Meinung, dass die Fluchtwege im KKM den vielseitigen Anforderungen Rechnung tragen und im Anforderungsfall genügen. Es sind keine Erweiterungen oder Änderungen notwendig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die HSK hat gemeinsam mit dem beco und dem SECO am 19. Mai 2004 ein Fachgespräch mit ergebnis- und prozessorientierter Inspektion im KKM zum Fluchtwegkonzept durchgeführt. Dabei hat das beco mehrere Auflagen zur Verbesserung der Fluchtwege erlassen, die bis zum 31. Dezember 2004 umzusetzen waren. Die erforderlichen Massnahmen wurden vom KKM rechtzeitig und ordnungsgemäss durchgeführt.

### **6.14.2 Rettungswege**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Rettungswege (früher als Interventionswege bezeichnet) stellen für die Wehrdienste, das Be-



triebspersonal (Schicht) und den Pikettingenieur ein schnelles Erreichen aller zur Personenrettung, Störungsbehebung und Störungsbeherrschung notwendigen Einsatzorte im Kernkraftwerk sicher.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das Fluchtwege- und Interventionskonzept beschreibt die Interventionswege für die Wehrdienste, das Betriebspersonal und den Pikettingenieur anhand ausgewählter Beispiele. KKM gibt an, dass zu allen Gebäuden und Anlageteilen genügend Interventionswege vorhanden sind. Diese Interventionswege führen zumeist über geschützte Treppenhäuser in die voneinander getrennten Brandabschnitte. Die Mannschaften der Betriebsfeuerwehr und das Betriebspersonal kennen aufgrund von Ausbildung und Übungen die Wege sehr gut. Für die Stosstrupps und die Ersteinsatzgruppen der Feuerwehr stehen entlang der Interventionswege Löschposten mit Handfeuerlöschern, Schnellangriffshaspeln und Schaumdepots zur Verfügung, damit die Brandbekämpfung rasch aufgenommen werden kann.*

*Die Interventionszeiten wurden mehrmals im Begutachtungszeitraum von der zuständigen Gebäudeversicherung gemessen und als gut befunden.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die notwendige Zeit zum Erreichen der Interventionsorte bei Notfällen in der kontrollierten Zone wurde von der HSK anlässlich zweier Inspektionen im November und Dezember 2001 überprüft. Dabei hat die HSK keine unzulässige zeitliche Zugangsbeschränkung festgestellt. Zudem sind zu allen Interventionsorten mehrere Zugänge vorhanden. Aus Sicht der HSK ist das am KKM verwirklichte Konzept der Interventionsmöglichkeiten in Ordnung. Die Interventionsmöglichkeiten ausserhalb der kontrollierten Zone werden von KKM nicht explizit angesprochen. Sie wurden von der HSK wegen der Zuständigkeit der kantonalen Gebäudeversicherung auch nicht überprüft.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Rettungswegen (früher als Interventionswege bezeichnet) wurden bisher nur für Übungszwecke der Notfallorganisationen benutzt werden, einen Ernstfall gab es bisher nicht.

Das KKM ist der Ansicht, dass die Rettungswege auch in den kommenden Jahren genügen, es sind keine Erweiterungen oder Änderungen geplant.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## 7 Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen

### Änderung von Bewertungsmassstäben im erweiterten Beurteilungszeitraum

Mit der Revision der Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> im Dezember 2004 und mit der aktualisierten Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> vom Mai 2003 wurden die Anforderungen an den Normalbetrieb und bei Störfällen hinsichtlich der zulässigen Dosis der Bevölkerung und des Eigenpersonals durch ionisierende Strahlung sowie der Aufnahme (Inhalation, Ingestion) von radioaktiven Stoffen gemäss den Anforderungen der StSV<sup>20</sup> neu geregelt. Gemäss der revidierten Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> waren Ereignisabläufe und Störfälle auf der Basis von Ergebnissen der anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsanalyse und der internationalen Betriebserfahrung den Sicherheitsebenen und gegebenenfalls (im Bereich der Auslegungsstörfälle) den Störfallkategorien neu zuzuordnen. Die daraus resultierende Einhaltung der jeweiligen Dosisgrenzwerte war zu überprüfen.

Darüber hinaus hat die HSK 2004 neue Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle, die durch Herausfallen eines Steuerstabes aus dem Kern (Rod Drop Accident) charakterisiert sind, festgelegt<sup>122</sup>. Diese neuen Sicherheitskriterien erforderten neue abdeckende Analysen zum Steuerstabfall, die vom KKM zur Freigabe des Zyklus 33 im Juni 2005 bei der HSK eingereicht wurden.

Zur Aktualisierung der Sicherheitsstatusanalysen hat das KKM den Sicherheitsbericht überarbeitet und die Auslegungsstörfälle entsprechend der revidierten Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> neu den einzelnen Sicherheitsebenen sowie den Störfallkategorien zugeordnet.

Mit neuen Nachrechnungen zu radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung und das Betriebspersonal (Kap. 7.7) wurde der Nachweis erbracht, dass die Anforderungen der revidierten Richtlinien HSK-R-100<sup>118</sup> und HSK-R-11<sup>8</sup> erfüllt sind.

### 7.1 Grundlagen der Störfallanalysen

#### Grundlegende Anforderungen

Störfälle, die aufgrund der Erfahrung während der Lebensdauer einer Kernanlage zu erwarten oder nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessen sind, werden unter dem Sammelbegriff Auslegungsstörfälle zusammengefasst. Kriegerische und terroristische Ereignisse wurden bewusst bei der Auslegung nicht explizit berücksichtigt. Vorsorgemassnahmen gegen Sabotage wurden nachträglich getroffen. Diese werden ständig überprüft und bei Bedarf verbessert.

Nach den Anschlägen vom 11. September 2001 hat die HSK die Kraftwerksbetreiber aufgefordert, eine vertiefte Analyse zur Sicherheit der Kernkraftwerke bei einem vorsätzlich herbeigeführten Flugzeugabsturz durchzuführen und die Vorsorge zur Beherrschung eines solchen Ereignisses darzulegen. Grundsätzlich kann der Bundesrat in ausserordentlichen Lagen gemäss Art. 25 KEG das vorsorgliche Abstellen von Kernkraftwerken anordnen.

Schon bei Betriebsbeginn musste das KKM für ein abdeckendes Spektrum von Auslegungsstörfällen nachweisen, dass die Anlage nach dem Eintreten des jeweils auslösenden Ereignisses möglichst automatisch in einen sicheren Zustand überführt wird und keine schwerwiegenden Auswirkungen in ihrer Umgebung auftreten<sup>8,33,40,118,119,120</sup>. Dieses Vorgehen hat sich bis heute nicht geändert. Zu gewährleisten sind die folgenden Schutzziele:

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente und Sicherstellung der langfristigen Nachwärmeabfuhr

- Einschluss der radioaktiven Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

Das bestehende Sicherheitskonzept für die Kernkraftwerke beruht auf fünf hintereinander gestaffelten Sicherheitsebenen. Es ist dadurch charakterisiert, dass für jede Sicherheitsebene präventiv wirkenden Massnahmen (Sicherheitsvorkehrungen) getroffen sind, die gewährleisten sollen, dass eine Störung auf die jeweilige Sicherheitsebene begrenzt bleibt.

- Die Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) umfasst Massnahmen zur Verhinderung von Betriebsstörungen.
- Die Sicherheitsebene 2 (Betriebsstörung) umfasst Massnahmen, die eine Ausweitung auf Störfälle verhindern sollen.
- Die Sicherheitsebene 3 (Auslegungsstörfälle) umfasst Massnahmen, die eine Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand gewährleisten sollen.
- Die Sicherheitsebenen 4 und 5 (auslegungsüberschreitende Störfälle) umfassen anlageinterne und externe Massnahmen zur Verringerung der radiologischen Konsequenzen.

Auslegungsstörfälle werden in Anlehnung an eine probabilistische Betrachtungsweise gemäss der voraussichtlichen Häufigkeit der Ereignisabläufe in Störfallkategorien eingeteilt.

Die HSK hat dieses Konzept mit der revidierten Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> konsequent umgesetzt. Die Störfälle werden aufgrund ihrer Häufigkeit in Störfallklassen eingeordnet. Die Störfallhäufigkeit wird auf Grund der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses und bei Annahme eines Einzelfehlers aus den Häufigkeiten des auslösenden Ereignisses und des Einzelfehlers bestimmt. Die dafür benötigten Daten stammen aus einer anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsanalyse und der internationalen Betriebserfahrung.

Das Auftreten von Mehrfachfehlern wird bei der Auslegung nicht unterstellt. Störfallabläufe mit Mehrfachfehlern werden im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse betrachtet. In der Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> werden die einzelnen Sicherheitsebenen eines Leistungsreaktors der gestaffelten Sicherheitsvorsorge definiert. Die Sicherheitsebene 3 ist dabei noch in drei Störfallkategorien entsprechend der Eintrittshäufigkeit des Auslegungsstörfalles weiter unterteilt. Die Tabelle 7.1-1 gibt einen Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke gemäss der Richtlinie. Danach ist durch den Betreiber des Kernkraftwerks für ein abdeckendes Spektrum von Auslegungsstörfällen nachzuweisen, dass die entsprechenden zulässigen Dosislimiten eingehalten werden.

Tabelle 7.1-1 Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke gemäss Richtlinie HSK-R-100

Sicherheitsebene		Störfall-kategorie	Häufigkeit <i>H</i> pro Jahr	Nachweis	Ziel	Dosislimite Umgebung <sup>1</sup>	Dosislimite Personal	Grundlage
1	Normalbetrieb				Verhindern von Betriebsstörungen und Störfällen, Minimierung der Strahlenbelastung des Personals	Q-DRW <sup>2</sup>	20 mSv / Jahr	Art. 7, 6, 35 StSV <sup>20</sup>
2	Betriebsstörungen		$H > 10^{-1}$	Abgedeckt durch Deterministische Störfallanalyse				Art. 7, 6, 35 StSV Art. 94 Abs. 2 StSV
3	Auslegungsstörfälle	1	$10^{-2} < H < 10^{-1}$	Deterministische Störfallanalyse  Sicherheitssysteme bleiben im erforderlichen Umfang wirksam	Verhindern von Schäden an: • sicherheitsrelevanten Anlageteilen • Brennstabhüllrohren	Q-DRW <sup>2</sup>	50 mSv <sup>3</sup> 250 mSv <sup>4</sup>	Art. 94 Abs. 3 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
		2	$10^{-4} < H < 10^{-2}$		Begrenzen von Schäden an: • sicherheitsrelevanten Anlageteilen • Brennstabhüllrohren	1 mSv	50 mSv <sup>3</sup> 250 mSv <sup>4</sup>	Art. 94 Abs. 4 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
		3	$10^{-6} < H < 10^{-4}$		Sicherstellen der: • Kühlbarkeit des Reaktorkerns • Integrität des Containments	100 mSv	50 mSv <sup>3</sup> 250 mSv <sup>4</sup>	HSK-R-100 Art. 96 Abs. 5 StSV
4	Auslegungsüberschreitende Störfälle		$H < 10^{-6}$	PSA	Begrenzung der Auswirkungen durch Einschluss der Radioaktivität oder durch kontrollierte Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung (interner Notfallschutz)	-	50 mSv <sup>3</sup> 250 mSv <sup>4</sup>	Art. 96 Abs. 5 StSV Art. 121 Abs. 1 StSV
5				Notfallschutzbereitschaft	Linderung der radiologischen Konsequenzen in der Umgebung (externer Notfallschutz)	-	50 mSv <sup>3</sup> 250 mSv <sup>4</sup>	Art. 96 Abs. 5 StSV Art. 121 Abs. 1 StSV KomABC-Notfallschutzkonzept

<sup>1</sup> Dosislimiten für die meistbetroffene Person in der Umgebung

<sup>2</sup> Quellenbezogener Dosisrichtwert nach Art 7 StSV<sup>20</sup>, konkretisiert in der Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup>

<sup>3</sup> Für das Personal, das zur Eingrenzung und zur Behebung der Störfallfolgen eingesetzt ist

<sup>4</sup> Zur Rettung von Menschenleben resp. zum Schutz der Bevölkerung



Mit der deterministischen Analyse der Auslegungsstörfälle sollen die Fragen beantwortet werden,

- ob die Sicherheitssysteme bei Störfällen rechtzeitig ausgelöst werden und die erwartete Wirksamkeit zeigen,
- ob die Beanspruchungen der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile innerhalb der spezifizierten Sicherheitsgrenzen bleiben,
- wie wirksam die getroffenen Massnahmen zur Begrenzung der Abgabe radioaktiver Stoffe in die Anlage und an die Umgebung sind.

Dabei wird der Ablauf einer ausgewählten Anzahl umhüllender Störfälle detailliert untersucht. Ein solches Vorgehen ist zulässig, sofern systematisch jene Störfallabläufe untersucht werden, die maximale Beanspruchungen verursachen und maximale Anforderungen an die Anlage und die Sicherheitssysteme stellen.

Als auslegungsüberschreitende Störfälle werden alle jene Ereignisabläufe bezeichnet, welche in Bezug auf das auslösende Ereignis oder die Art und Anzahl zusätzlicher Fehler den Rahmen der Auslegung durchbrechen, und die eine Eintrittshäufigkeit von kleiner als  $10^{-6}$  pro Jahr aufweisen. Die auslegungsüberschreitenden Störfälle sind bis auf wenige Ausnahmen nicht Gegenstand des Kapitels „Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen“.

### **Nachweisführung**

Das KKM hat eine deterministische Sicherheitsstatusanalyse vorgelegt, in der für ein Spektrum von Auslegungsstörfällen der Nachweis der Einhaltung der oben erwähnten Schutzziele dargelegt wird. In diesem Bericht werden auch die analysierten Auslegungsstörfälle mit Anlagetransienten verglichen, die während der bisherigen Betriebszeit vorgekommen sind oder zum Nachweis für das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage bewusst gefahren wurden. Für die im Zusammenhang mit der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse erbrachten Nachweise verweist das KKM auf den Sicherheitsbericht, auf die im Bewertungszeitraum vorgelegte und den Sicherheitsbericht ergänzende Störfallliste und auf den vom Brennelement-Lieferanten verfassten Grundlagenbericht zur Auslegung der zyklusspezifischen Kernnachladungen.

Die HSK stützt sich bei ihrer Beurteilung der Störfallanalysen auf ihre eigenen Richtlinien<sup>8,118</sup> sowie auf Richtlinien der IAEA<sup>33,40,119</sup> und der USNRC<sup>120</sup>.

In den schweizerischen Kernkraftwerken sind Bestrebungen im Gange, mittels Entwicklung von genaueren Rechenmethoden und durch Erhöhung des Abbrands der Brennelemente den Brennstoff besser auszunützen und die Wirtschaftlichkeit des Brennstoffkreislaufs zu verbessern. In diesem Zusammenhang ergeben sich folgende Fragen:

- Sind die verwendeten Rechenmethoden weiterhin konservativ und werden ausreichende Rechenunsicherheiten berücksichtigt?
- Sind die Brennstoff-Sicherheitskriterien auch bei erhöhtem Abbrand gültig?
- Werden die festgelegten Sicherheitsgrenzwerte während des Ablaufs der Auslegungsstörfälle weiterhin eingehalten?

### **Rechenmethoden**

Während des Bewertungszeitraums wurden die vom Brennelementlieferanten des KKM zur Berechnung von Anfangsbedingungen und Eingabedaten für die Störfallanalysen verwendeten Rechenpro-

gramme hinsichtlich Rechengenauigkeit verbessert (Kap. 6.3.4). Das für Störfallanalysen eingesetzte eindimensionale Transientenprogramm wurde an Änderungen der Brennelementauslegung sowie an Anlageänderungen angepasst (z. B. infolge der Verwendung teillanger Brennstäbe oder zur Berücksichtigung der Scram-Auslösung durch das TOPPS-System). Zur Stabilitätsanalyse des Reaktorkerns wurde ein neues Frequenzbereichsprogramm eingeführt.

Im Jahr 2005 wurde zur Nachweisführung bei Reaktivitätsstörfällen ein vom Hersteller neu entwickeltes thermohydraulisches Programm mit einer dreidimensionalen neutronenphysikalischen Simulation des Kernverhaltens eingesetzt.

Das KKM hat Qualifikationsrechnungen vorgelegt, in denen Ergebnisse der geänderten Rechenprogramme mit Messdaten sowie mit den Ergebnissen von genaueren Berechnungen und anderen modernen Rechenprogrammen verglichen werden. Das KKM ist der Ansicht, dass die zur Analyse der Auslegungsstörfälle eingesetzten Rechenprogramme den heutigen Entwicklungsstand darstellen und die Störfallanalysen dem internationalen Stand der Modellierung entsprechen.

Die HSK hat die Qualifikationsrechnungen der verwendeten Störfallanalyse-Rechenprogramme überprüft und die neuen Programmversionen zum Einsatz freigegeben. Insgesamt kommt die HSK zum Schluss, dass die verwendeten Rechenprogramme aufgrund der eingesetzten Rechenmodelle, der entsprechenden Eingabedaten und der berücksichtigten Sicherheitszuschläge konservative Ergebnisse liefern und geeignet sind, das Anlageverhalten des KKM bei Störfällen zu analysieren.

#### Gültigkeit der Brennstoff-Sicherheitskriterien

Die gegenwärtig geltenden Brennstoff-Sicherheitskriterien wurden in den 60er und 70er Jahren aufgrund von Experimenten an Brennstoff festgelegt, der zu jener Zeit vorhanden und in den meisten Fällen unbestrahlt war. Später wurde die Gültigkeit der Grenzwerte auch an höher abgebranntem Brennstoff verifiziert. Zurzeit werden die technischen Grundlagen für die gegenwärtig geltenden Brennstoff-Sicherheitskriterien und ihre Anwendbarkeit bei hohem Abbrand und auf neue Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien durch die Mitgliedstaaten der OECD/NEA überprüft. Dazu sind zurzeit in verschiedenen Ländern Forschungsprogramme, vor allem für Reaktivitätsstörfälle RIA (Reactivity-Initiated Accident) und für Kühlmittelverluststörfälle LOCA (Loss of Coolant Accident), im Gange und es werden entsprechende Experimente (z. B. in den USA, in Frankreich, Japan und Norwegen) durchgeführt<sup>121</sup>. Die HSK hat von den Betreibern der schweizerischen Kernkraftwerke eine Beteiligung an diesen internationalen Bestrebungen verlangt.

Das KKM hat zusammen mit den übrigen schweizerischen Kernkraftwerken eine Strategie vorgelegt, wie sich die Betreiber an den laufenden internationalen Untersuchungen zum Störfallverhalten von Hochabbrand-Brennstoff beteiligen und den Rückfluss der Ergebnisse auf die anlagespezifische Kernausslegung sicherstellen wollen.

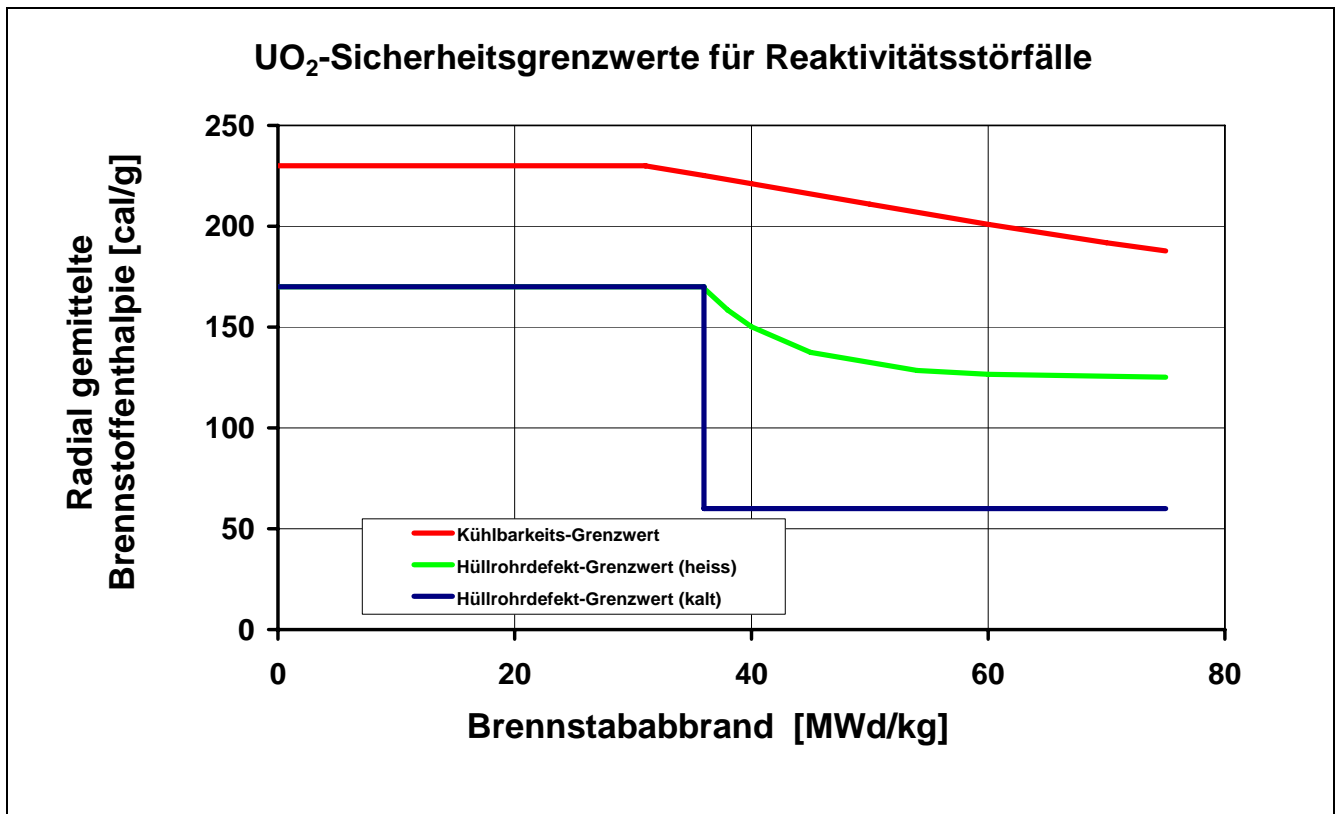
Die HSK beurteilt die von den Werken, und auch vom KKM, eingereichte Strategie und die bereits laufenden und vorgesehenen Beteiligungen an den internationalen Untersuchungen als eine angemessene Grundlage für zukünftige Erhöhungen von Abbrandlimiten für Brennelement-Nachladungen.

Im Jahr 2004 hat die HSK mit der Inkraftsetzung neuer abbrandabhängiger Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle (Rod Drop Accident) den Ergebnissen der Forschungsarbeiten Rechnung getragen.

Die HSK hat die neuen Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle aus dem kalt- oder heisskritischen Zustand in einer Aktennotiz<sup>122</sup> dargelegt. Sie sind in der Abb. 7.1-1 für Uranbrennstoff dargestellt.

Für den RIA muss der Betreiber nachweisen, dass der Kern während des Störfalls ausreichend gekühlt ist, was mit der Einhaltung des Kühlbarkeitsgrenzwertes nachgewiesen ist. Darüber hinaus ist zu zeigen, dass beim Auftreten von Hüllrohrdefekten die Dosislimite eingehalten werden. Kann nachgewiesen werden, dass der Hüllrohrdefektgrenzwert eingehalten wird, sind keine radiologischen Nachweise zu führen.

Abb. 7.1-1 Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle für Brennstäbe mit Uranoxidbrennstoff



#### Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte im Verlauf der Auslegungsstörfälle

KKM hat im Bewertungszeitraum verschiedene Neuanalysen von Auslegungsstörfällen durchgeführt. Gründe für diese Neuanalysen waren Anlageänderungen, die Einführung neuer Brennelementtypen, Forderungen der HSK nach zusätzlichen Sicherheitsnachweisen sowie Änderungen von Sicherheitsgrenzwerten (Nachweiszielen) und Rechenmethoden. Im Rahmen der zyklusspezifischen Kernauslegung werden jeweils diejenigen Auslegungsstörfälle analysiert, die hinsichtlich Einhaltung der Sicherheits- und Betriebsgrenzwerte des Reaktorkerns (lineare Stableistung und kritisches Leistungsverhältnis) und Druckaufbau im Reaktordruckbehälter begrenzend sind.

Im Folgenden werden die Auslegungsstörfälle in Störfallgruppen mit jeweils ähnlichem Störfallablauf unterteilt. Der jeweilige Störfallablauf wird kurz beschrieben und die im KKM im Bewertungszeitraum durchgeführten Neuanalysen und Nachrüstungen sowie die aufgetretenen Ereignisse werden dargestellt. Schliesslich wird die Einhaltung der oben erwähnten Schutzziele bzw. von vorgelagerten Sicherheits- und Betriebsgrenzwerten bewertet.

Mit der Inkraftsetzung der revidierten Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> im Dezember 2004 wurde auch eine neue Zuordnung der einzelnen Störfallgruppen zu den Sicherheitsebenen und gegebenenfalls zu den



Störfallkategorien notwendig. Entsprechend der Zuordnung der Störfälle unter Berücksichtigung des Einzelfehlers wurden von vom KKM Nachweise bezüglich der Einhaltung der Dosislimite für Einzelpersonen in der Umgebung des Kraftwerks und für das Betriebspersonal erbracht (Kap.7.7).

Im Folgenden ist die alte und neue Einteilung von Ereignisabläufen in der Tabelle 7.1-1 dargestellt. In drei Fällen erfolgte eine Neueinstufung in eine Störfallgruppe mit höherer Eintrittshäufigkeit (von U in Störfallkategorie 2), wobei in zwei Fällen bei anlageninternen Überflutungen (siehe Kap. 7.5.3) keine wesentlichen radiologischen Konsequenzen auftreten. Im Falle des Bruchs eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus (siehe Kap. 7.4.5 und Kap 7.7.2.8) werden die Dosislimite der Störfallkategorie 2 eingehalten. Die Einstufung von Brüchen an Leitungen des Speisewasser- und Frischdampfsystems ausserhalb des Containments sowie des SSE entspricht der bisherigen Eintrittshäufigkeit, wenn ein Einzelfehler berücksichtigt wird.

Tabelle 7.1-2 Einordnung der Auslegungsstörfälle durch das KKM vom 15.12.2006 unter Berücksichtigung des Einzelfehlers gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> (vgl. auch Kap. 7.4.5)

Kapitel	Störfälle und auslösende Ereignisse	Sicherheitsebene & Störfallkategorie		Kapitel SIB 2005
		alt <sup>a</sup>	neu <sup>b</sup>	
7.2	Transienten			
7.2.1	Absinken der Reaktorkühlmittel-Temperatur			
	Ausfall von einem oder mehreren Speisewasservorwärmern im Leistungsbetrieb	Be.; 1	3.1	14.1.1
	Unbeabsichtigte Aktivierung des Abfahrkühlsystems im heiss-kritischen Zustand während des An- oder Abfahrens der Anlage.	Be.; 1	3.3	14.1.5
7.2.2	Anstieg des Reaktordrucks			
	Fehlerhaftes Schliessen eines oder mehrerer Frischdampfisolationsventil			
	– Fehlerhaftes Schliessen aller Frischdampfisolationsventile, 2-Turbinen-Betrieb	Be.; 1	3.2	14.2.11
	– Fehlerhaftes Schliessen zweier Frischdampfisolationsventile, 2-Turbinen-Betrieb	Be.; 1	3.2	14.2.12
	– Fehlerhaftes Schliessen zweier Frischdampfisolationsventil, 1-Turbinen-Betrieb	Be.; 1	3.3	14.2.13
	– Fehlerhaftes Schliessen eines Frischdampfisolations-	Be.; 1	3.2	14.2.14

<sup>a</sup> Einordnung der Ereignisse als Betriebsstörung (Be), Zwischenfall (Zw), Unfall sowie auslegungsüberschreitender Störfall (AS) und der Ereigniskategorie gemäss der Richtlinie HSK-R-100 von 1987.

<sup>b</sup> Sicherheitsebene und Störfallkategorie gemäss der Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> von 2004, wobei die erste Zahl die Sicherheitsebene und die zweite Zahl die Störfallkategorie angeben.

Kapitel	Störfälle und auslösende Ereignisse	Sicherheitsebene & Störfallkategorie		Kapitel SIB 2005
		alt <sup>a</sup>	neu <sup>b</sup>	
	ventils, 2-Turbinen-Betrieb – Fehlerhaftes Schliessen eines Frischdampfisolationsventils, 1-Turbinen-Betrieb	Be.; 1	3.3	14.2.15
	Schnellabschaltung einer oder beider Turbinen mit oder ohne Versagen der halben Bypasskapazität. – 1-Turbinen-Trip ohne Runback und SRI, normaler Bypass, 2-Turbinen-Betrieb – 1-Turbinen-Trip ohne Runback und SRI, normaler Bypass, 1-Turbinen-Betrieb – 2-Turbinen-Trip ohne Runback und SRI, halber Bypass – 1-Turbinen-Trip ohne Runback und SRI, ohne Bypass, 1-Turbinen-Betrieb,	Be.; 1	3.1	14.2.7
		Be.; 1	3.2	14.2.8
		Be.; 1	3.2	14.2.9
		Be.; 1	3.3	14.2.10
	Lastabwurf eines oder beider Generatoren mit oder ohne Versagen der halben Bypasskapazität	Be.; 1	3.3	14.2.6
	Verlust des Kondensatorvakuums	Be.; 1	3.2	14.2.16
	Druckanstieg aufgrund eines Fehlers des Frischdampf-Druckreglers, 2-Turbinen-Betrieb	Be.; 1	3.2	14.2.1
	Druckanstieg aufgrund eines Fehlers des Frischdampf-Druckreglers, 1-Turbinen-Betrieb	Be.; 1	3.3	14.2.2
7.2.3	Reduktion der Kühlmittelumwälzmenge			
	Ausfall einer/ beider Umwälzpumpen oder Fehler im Drehzahlregler der Umwälzpumpen	Be.; 1	3.2	14.3.1/2
	Bruch oder Blockieren einer Umwälzpumpenwelle	Zw.; 2	3.2	14.3.3/4
7.2.4	Anstieg der Kühlmittelumwälzmenge	Be.; 1	3.2	14.7.2 14.4.6
7.2.5	Überspeisung des Reaktordruckbehälters	Be.; 1	3.2	14.1.2
7.2.6	Langsamer Reaktorleistungsanstieg (TOPPS)			
	Störung der Kernumwälzmenge,	Be.; 1	3.2	14.7.1
	Störung des Reaktordrucks	Be.; 1	3.2	14.7.2
	Störung der Reaktorkühlmitteltemperatur (Vorwärmerausfall)	Be.; 1	3.1	14.7.3

Kapitel	Störfälle und auslösende Ereignisse	Sicherheitsebene & Störfallkategorie		Kapitel SIB 2005
		alt <sup>a</sup>	neu <sup>b</sup>	
	Störung der Speisewassermenge	Be.; 1	3.2	14.7.4
7.2.7	Instabilität des Kerns <sup>1</sup> (nicht im SIB)	-	-	-
7.2.8	ATWS	AS <sup>1</sup>		14.8
7.3	Reaktivitätsstörfälle			
	Fehlpositionierung eines Brennelements	Zw.; 2	3.2	14.4.7
	Fehlorientierung eines Brennelements	Zw.; 2	3.3	14.4.8
	Steuerstabausfahrfehler im Anfahrbereich	Be.; 1	3.3	14.4.2
	Steuerstabausfahrfehler im Leistungsbereich	Be.; 1	3.2	14.4.3
	Reaktivitätserhöhung durch Absinken der Kühlmitteltemperatur	Be.; 1	3.1	14.1.1
7.3.1	Fehlerhaftes Ausfahren eines Steuerstabes während Brennelementwechsel	Be.; 1	2	14.4.1
7.3.2	Steuerstabfall	Zw.; 2	3.3	14.4.9
7.4	Kühlmittelverluststörfälle			
7.4.1	Kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle	Zw.; 2	3.2	14.6.4
7.4.2	Fehlerhaftes Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils	Be.; 1	3.1	14.6.1
7.4.3	Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüche	Unfall; 3	3.3	14.6.4
7.4.4	Bruch einer Umwälzschleife	Unfall; 3	3.3	6.2 bzw. 14.6.4
7.4.5	Leitungsbrüche und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus			
	Bruch einer Messleitung im Reaktorgebäude	Zw.; 2	3.3	14.6.2
	Kleine und mittlere Lecks im Maschinenhaus	Zw.; 2	3.3	14.6.12
	RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude	Unfall; 3	3.3	14.6.7
	Bruch einer Speisewasserleitung im Reaktorgebäude oder im Maschinenhaus	Unfall; 3	3.3	14.6.5/3
	Brüche und Fehler im Abgassystem, z.B. Bruch eines Filters (Aktivkohlebehälter) der Abgasanlage im Maschinenhaus	Unfall; 3	3.2	14.11.1.1
	Bruch einer Abgasleitung im Maschinenhaus	Unfall; 3	3.3	14.11.1.3
7.5	Systemübergreifende interne Einwirkungen			

Kapitel	Störfälle und auslösende Ereignisse	Sicherheitsebene & Störfallkategorie		Kapitel SIB 2005
		alt <sup>a</sup>	neu <sup>b</sup>	
7.5.1	Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen auf benachbarte Systeme	Unfall; 3	3.3	14.6.4 <sup>1</sup>
7.5.2	Auswirkungen von Bruchstücken hoher kinetischer Energie infolge Komponentensversagen	Unfall; 3	3.3	14.10.4
7.5.3	Anlageinterne Überflutungen			
	Bruch einer Leitung des Speisewasser-, Hilfskühlwasser-, Zwischenkühlwasser- oder SUSAN-Kühlwassersystems im Reaktorgebäude, Bruch einer Rohrleitung der Systeme CS, ALPS, RCIC oder TCS/STCS im Reaktorgebäude	Unfall; 3	3.2 3.3 <sup>c</sup>	14.10.2 14.6.10 14.10.1
	Bruch einer Hauptkühlwasserleitung im Maschinenhaus Bruch einer Leitung des Hilfskühlwasser- oder Zwischenkühlwassersystems bzw. des Feuerlöschnetzes im Maschinenhaus und im Betriebsgebäude	Unfall; 3	3.2	14.10.3
7.5.4	Brand	-	3.3 <sup>d</sup>	10.6
7.5.5	Brennelement-Handhabungsstörfälle			
	Brennelementabsturz	Zw.; 2	3.2	14.11.3
	Verlust der Brennelementbeckenkühlung	Unfall; 3		14.9.2 <sup>e</sup>
	Absturz eines Brennelement-Transportbehälters	AS		
7.6	Externe Ereignisse			
7.6.1	Erbeben	Unfall; 3	3.3	14.9.2
7.6.2	Blitzschlag	Be.; 1 / Unfall; 3	3.2 3.2	14.9.5 14.2.17 14.10.5.1
7.6.3	Externe Überflutung	Unfall; 3	3.3	14.9.1

<sup>c</sup> Im Sicherheitsbericht 2005 werden der Bruch einer Leitung des Abfahrkühlsystems während des BE-Wechsels sowie der Absturz eines Transportbehälters mit Bruch des Torrus als Störfall der Sicherheitsebene 3 und der Störfallkategorie 3 (3.3) eingeordnet.

<sup>d</sup> Gemäss PSA-Level-1, Kap. 1-16.2 wird für einen Brand eine Kernschadenshäufigkeit von  $5 \cdot 10^{-6}$ /Jahr ausgewiesen.

<sup>e</sup> Der Störfall ist der Störfallkategorie des Auslegungserdbebens zugeordnet.

Kapitel	Störfälle und auslösende Ereignisse	Sicherheitsebene & Störfallkategorie		Kapitel SIB 2005
		alt <sup>a</sup>	neu <sup>b</sup>	
7.6.4	Niedrigwasser	Unfall; 3	3.3	14.9.4
7.6.5	Windlast	Unfall; 3	3.2	14.2.17 <sup>f</sup>
7.6.6	Einwirkung von Gasen und Explosionen	Unfall; 3	3.3	14.9.4
7.6.7	Flugzeugabsturz	Unfall; 3 AS <sup>g</sup>	3.3 AS	14.9 14.9.3

## 7.2 Transienten

Transienten sind Störungen des Gleichgewichts zwischen Wärmezeugung und Wärmeabfuhr im Reaktorkühlsystem, wobei die druckführende Umschliessung intakt bleibt. Kühlmittelverluststörfälle werden somit nicht dieser Störfallgruppe zugeordnet. Die auslösenden Ereignisse von Transienten sind Fehlfunktion oder Versagen einzelner oder mehrerer Komponenten sowie der Steuerung und Regelung bzw. Fehlhandlungen des Betriebspersonals. Die Transienten werden in den folgenden Unterkapiteln anhand ihrer Auswirkungen zusammengefasst. Transienten sind in der Regel der Sicherheitsebene 2 (Betriebsstörung) und der Sicherheitsebene 3 mit der Störfallkategorie 1 (3.1) gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>18</sup> zugeordnet.

Im erweiterten Bewertungszeitraum wurden für die Transienten keine neuen Analysen notwendig, so dass die folgenden Störfallabläufe sowie die Bewertungen der HSK aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> von 2002 im Grundsatz auch für den bis 2005 erweiterten Beurteilungszeitraum gültig sind.

### 7.2.1 Absinken der Reaktorkühlmittel-Temperatur

#### Störfallablauf

Eine Reduktion der Reaktorkühlmittel-Temperatur im Reaktordruckbehälter führt bei sonst gleichem Anlagenzustand zu einem Anstieg der Reaktivität des Kerns. Als Folge steigen der Neutronenfluss und die thermische Reaktorleistung an, bis sich ein neuer stationärer Zustand eingestellt hat oder automatische Massnahmen zur Reaktorleistungsbegrenzung, d. h. ein Teils scram SRI (Select Rod Insertion) und/oder ein Umwälzpumpen-Runback, ausgelöst werden. Auf dem neuen Reaktorleistungsniveau besteht je nach Anlagenzustand die Gefahr eines Hüllrohrschadens aufgrund der Unterschreitung des kritischen Leistungsverhältnisses CPR. Folgende auslösenden Ereignisse führen zu einem Absinken der Reaktorkühlmittel-Temperatur:

- Ausfall von einem oder mehreren Speisewasservorwärmern im Leistungsbetrieb.
- Unbeabsichtigte Aktivierung des Abfahrkühlsystems im heiss-kritischen Zustand während des An- oder Abfahrens der Anlage: Bevor Brennstoff-Sicherheitsgrenzwerte erreicht werden, erfolgt eine Reaktorschnellabschaltung über das Signal „APRM-Neutronenfluss > 15 %“.

<sup>f</sup> Loss of Outside Power

<sup>g</sup> Auslegungsüberschreitender Störfall

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Bei der Einführung des Schutzsystems TOPPS (Kap. 7.2.6) wurde der Ausfall von einem oder zwei Speisewasservorwärmern erneut untersucht. Dabei wurde eine Analyse mit einer um 55,5°C reduzierten Speisewassertemperatur (sie beträgt bei normalem Leistungsbetrieb 192°C) durchgeführt. Im Bypassbetrieb beider Hochdruckvorwärmer würde die Speisewassertemperatur auf die Austrittstemperatur der Niederdruckvorwärmer und damit um 48°C reduziert. Die Kriterien für eine Reaktorschnellabschaltung durch TOPPS werden in den Analysen bei keinem Leistungsniveau erreicht. Die Transienten der Störfallgruppe „Absinken der Reaktorkühlmittel-Temperatur“ aus dem stationären Leistungsbetrieb werden somit ohne Auslösung der Reaktorschnellabschaltung beherrscht.*

*Eine Unterkühlungstransiente ist im Bewertungszeitraum nicht aufgetreten.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Mit der Analyse für den Ausfall von zwei Hochdruckvorwärmern wurde im Rahmen der Auslegung ein abdeckender Fall für die Transienten der Störfallgruppe „Absinken der Reaktorkühlmitteltemperatur“ betrachtet und die Analyse wurde mit konservativen Annahmen durchgeführt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **7.2.2 Anstieg des Reaktordrucks**

#### **Störfallablauf**

Der Systemdruck im Reaktordruckbehälter ist die Zustandsgrösse, die auf ein Ungleichgewicht zwischen der Dampferzeugung im Kern und der Dampfabströmung über Frischdampfleitung und Turbine in den Kondensator reagiert. Ist die Dampfabströmung reduziert, steigt der Systemdruck, bis bei 74,4 bar die Reaktorschnellabschaltung erfolgt. Ab 75,5 bar beginnen die Sicherheits-/Abblaseventile (SRV) abgestuft nach verschiedenen Anprechdrücken zu öffnen und der überschüssige Dampf strömt über diese Ventile in den Torus. Steigt der Druck weiter an, werden bei 76 bar die Umwälzpumpen automatisch abgeschaltet.

Bei einem schnellen Druckanstieg, wie er bei einem Lastabwurf oder Turbinenschnellschluss mit gleichzeitigem Versagen von Bypasssystemen auftritt, werden die Dampfblasen im Kern durch den ansteigenden Druck komprimiert. Durch den reduzierten Dampfvolumenteil wird dem Kern zusätzlich Reaktivität zugeführt und der Neutronenfluss steigt stark an. Eine Reaktorschnellabschaltung

durch Neutronenfluss „hoch“ oder durch ein anderes Anregesignal kann dabei vor dem Ansprechen des Scramsignals durch hohen Reaktordruck eintreten.

Auslösende Ereignisse für einen Anstieg des Drucks im Primärsystem sind:

- Fehlerhaftes Schliessen eines oder mehrerer Frischdampfisolationsventile
- Schnellabschaltung einer oder beider Turbinen mit oder ohne Versagen der halben Bypasskapazität. Das KKM besitzt 2 Turbinen-Bypasssysteme mit je 2 Bypassventilen und die gesamte Kapazität der Bypasssysteme beträgt 110 % des nominalen Frischdampf-Massenstroms. Im Rahmen der Auslegung muss im KKM das Versagen der gesamten Bypasskapazität nicht betrachtet werden.
- Lastabwurf eines oder beider Generatoren mit oder ohne Versagen der halben Bypasskapazität
- Verlust des Kondensatorvakuums
- Druckanstieg aufgrund eines Fehlers des Frischdampf-Druckreglers

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Seit 1996 werden bei einem Schnellschluss einer Turbine automatisch ein Teils scram SRI und ein Umwälzpumpen-Runback sowie eine Herabsetzung des Reaktorniveau-Sollwertes auf 90 cm ausgelöst (Kap. 6.8.1). Ziel der Massnahme ist die Beherrschung des Turbinenschnellschlusses ohne Abschaltung der zweiten Turbine durch zu hohes Reaktorniveau.*

*Der zweifache Turbinentrip und Lastabwurf mit Versagen der halben Bypasskapazität werden für jede Nachladung zyklusspezifisch überprüft. Die Abschaltung einer oder beider Turbinen und der ein- oder zweifache Generator-Lastabwurf in Verbindung mit dem Versagen eines Bypasssystems und dem Ausfall des SRI werden durch die Anlagesysteme beherrscht.*

*Im Bewertungszeitraum traten 14 Turbinen-Schnellabschaltungen und 3 Lastabwürfe auf, wobei 4 Turbinenschnellabschaltungen auch eine Reaktorschnellabschaltung auslösten. Bei Lastabwurf oder Turbinentrip und Funktionsfähigkeit beider Bypasssysteme wurde bisher kein Anstieg des Reaktordrucks beobachtet.*

*1999 ereigneten sich durch fehlerhaftes Schliessen eines Brandschutzschiebers bei Einturbinenbetrieb ein Turbinenschnellschluss und ein Ausfall des zugehörigen Bypasssystems. Damit stand die Hauptwärmesenke nicht mehr zur Verfügung. Die Reaktorschnellabschaltung wurde über hohen Reaktordruck ausgelöst. Die Druckbegrenzung und die Nachwärmeabfuhr aus dem Kern erfolgten über zwei automatisch geöffnete Sicherheits-/Abblaseventile. Der Neutronenfluss stieg von etwa 50 % auf 95 % und wurde durch den Teils scram SRI begrenzt, der ca. 1 s vor der Reaktorschnellabschaltung aktiviert wurde (Kap. 5.2.1).*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Analysen für die Transienten der Störfallgruppe „Anstieg des Reaktordrucks“ wurden mit konservativen Annahmen durchgeführt.*

*Die im Bewertungszeitraum aufgetretenen Transienten mit einem Anstieg des Reaktordrucks wurden durch die Analysen abdeckend behandelt.*

*Aufgrund der durchgeführten Analysen wurde bei der Einführung der GE-14-Brennelemente für den Einturbinenbetrieb eine Anpassung des Betriebsgrenzwertes für das kritische Leistungsverhältnis CPR (Critical Power Ratio) notwendig. Diese Anpassung ist zwar in den Technischen Spezifikationen vorgeschrieben, wird aber durch das Betriebspersonal bisher nur administrativ vorgenommen. Um Fehler bei der Überwachung der Betriebsgrenzwerte für den Brennstoff zu verhindern, ist die Anpassung durch die Kernüberwachung automatisch durchzuführen. Für den Einturbinenbetrieb ist deshalb eine automatische Anpassung des CPR-Betriebsgrenzwertes im Rechenprogramm der Kernüberwachung bis Ende August 2004 zu realisieren (PSÜ-Pendenz P36/2002).*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Beurteilungszeitraum traten ein Lastabwurf beider Generatorgruppen sowie eine Turbinenschnellabschaltung der Turbogruppe B auf. Das Anlageverhalten während der Transienten entsprach der Auslegung, so dass sich daraus keine Massnahmen ergaben.

Mit einer Modifizierung der Kernüberwachung 3D-MONICORE wurde die Pendenz P36 fristgerecht erfüllt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die HSK hatte sich anlässlich einer Inspektion von der ordnungsgemässen Installation der Modifikationen bei der Kernüberwachung 3D-MONICORE überzeugt und anschliessend die Pendenz P36 Ende 2004 geschlossen.

Die aufgetretenen Transienten wurden von der Anlage auslegungsgemäss beherrscht.

### **7.2.3 Reduktion der Kühlmittelumwälzmenge**

#### **Störfallablauf**

Mit der Reduktion der Kühlmittelumwälzmenge steigt der Dampfvolumenteil (Void) im Kern. Die negative Void-Reaktivitätsrückwirkung führt zu einem Absinken der nuklearen Reaktorleistung und damit der Brennstofftemperatur. Die negative Reaktivitätsrückwirkung der Brennstofftemperatur (Dopplereffekt) wirkt allerdings der Leistungsreduktion etwas entgegen. Eine unbeabsichtigte Reduktion der Kühlmittelumwälzmenge wird durch die folgenden Fehlfunktionen ausgelöst:



- Ausfall einer oder beider Umwälzpumpen
- Fehler im Drehzahlregler der Umwälzpumpen
- Bruch oder Blockieren einer Umwälzpumpenwelle

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*1992 wurde der Nachweis für den sicheren Dauerbetrieb mit einer Umwälzschleife erbracht. Bei dieser Betriebsweise muss den geänderten Betriebsbedingungen durch Anpassungen bei den Betriebsgrenzwerten für das kritische Leistungsverhältnis CPR und für die über den Bündelquerschnitt gemittelte lineare Brennstableistung Rechnung getragen werden.*

*Mit der Leistungserhöhung wurde zwar die Kapazität der Speisewasserpumpen A und B erhöht, die Speisewasserpumpe C wurde aber nicht geändert. 1993 wurde deshalb bei automatischer Umschaltung einer Speisewasserpumpe A oder B auf die Speisewasserpumpe C ein Runback der Umwälzpumpen auf eine Umwälzmenge entsprechend 90 % der thermischen Reaktorleistung eingeführt.*

*Im betrachteten Zeitraum traten 8 Umwälzpumpenausfälle auf, ohne dass es in der Folge zu einer Reaktorschnellabschaltung kam.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Reduktion des Kerndurchsatzes infolge des Ausfalls einer oder beider Umwälzpumpen stellt für die Anlage kein sicherheitstechnisches Problem dar. Es ist jedoch zu beachten, dass solche Ausfälle mögliche auslösende Ereignisse für instabile Leistungsoszillationen im Kern sind (Kap. 7.2.7).*

*Im Bewertungszeitraum hat die HSK den langfristigen Betrieb mit einem Umwälzkreislauf freigegeben. In dem zur Kernüberwachung verwendeten Rechenprogramm werden die bei dieser Betriebsweise notwendigen Anpassungen an die Brennstoff-Betriebsgrenzwerte für die lineare Brennstableistung automatisch vorgenommen. Die Einhaltung des Betriebsgrenzwerts für das kritische Leistungsverhältnis CPR ist aber bisher nur in der Betriebsstörfallanweisung zum Ausfall des Reaktor-Umwälzsystems administrativ vorgeschrieben. Um Fehler bei der Überwachung der Betriebsgrenzwerte für den Brennstoff zu verhindern, ist die Anpassung durch die Kernüberwachung automatisch durchzuführen. Für den Betrieb mit einer Umwälzschleife ist deshalb eine automatische Anpassung des CPR-Betriebsgrenzwertes im Rechenprogramm der Kernüberwachung bis Ende August 2004 zu realisieren (PSÜ-Pendenz P37/2002).*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im erweiterten Berichtszeitraum von 2000 bis 2005 ereigneten sich ein Ausfall einer Umwälzpumpe (2002) und zwei Ausfälle der Speisewasserpumpe B (2003 und 2004). Die Anlage verhielt sich auslegungsgemäss. Die Transienten wurden ohne Reaktorschnellabschaltung beherrscht.

Mit einer Modifizierung der Kernüberwachung 3D-MONICORE wurde die obgenannte Pendeuz P37 fristgerecht erfüllt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die HSK hatte sich anlässlich einer Inspektion von der ordnungsgemässen Installation der Modifikationen bei der Kernüberwachung 3D-MONICORE überzeugt und anschliessend die Pendeuz P37 Ende 2004 geschlossen.

Die aufgetretenen Transienten wurden von der Anlage auslegungsgemäss beherrscht.

#### **7.2.4 Anstieg der Kühlmittelumwälzmenge**

##### **Störfallablauf**

Der Anstieg des Kerndurchsatzes durch fehlerhaftes Hochlaufen der Umwälzpumpen bewirkt eine Reduzierung des Dampfvolumentanteils im Kern und führt damit zu einer Verbesserung der Moderatorwirkung des Kühlmittels. Als Folge steigt die thermische Reaktorleistung stark an. Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt über „Neutronenfluss > 120 %“ oder bei langsameren Transienten aus dem Teillastbetrieb über die Auslösung durch das TOPPS-Signal.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Jahre 1995 wurde der Reaktorniveau-Sollwert nach einer Reaktorschnellabschaltung auf 0,6 m (Betriebsniveau = 1,1 m) herabgesetzt (Kap. 6.8.1). Damit wird ein Überspeisen des Reaktordruckbehälters durch die Füllstands- und Speisewasserregelung sicher verhindert.*

*Der Leistungsanstieg beim fehlerhaften Hochlaufen der Umwälzpumpen aus dem Teillastbereich wird durch die automatischen Schutzmassnahmen des TOPPS-Systems begrenzt (Kap. 7.2.6).*

*Die Analysen zeigen, dass der Anstieg der Kühlmittelumwälzmenge durch fehlerhaftes Hochlaufen der Umwälzpumpen durch die Schutzeinrichtungen in Verbindung mit den einzuhaltenden leistungs- und durchsatzabhängigen Brennstoffgrenzwerten beherrscht wird. Durch zyklusspezifische Analysen wird die Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte für den Brennstoff überprüft.*

*Eine Transiente mit Anstieg des Kerndurchsatzes ist im Bewertungszeitraum nicht aufgetreten.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Analysen für die Transienten der Störfallgruppe „Anstieg der Kühlmittelumwälzmenge“ wurden mit konservativen Annahmen durchgeführt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

#### **7.2.5 Überspeisung des Reaktordruckbehälters**

##### **Störfallablauf**

Die Überspeisung des Reaktordruckbehälters wird durch einen Fehler der Speisewasserregelung ausgelöst, bei dem die Speisepumpen Kühlmittel mit maximaler Kapazität in den Reaktordruckbehälter fördern. Innerhalb von etwa 30 s erfolgt über Reaktorniveau 8 (154 cm; das Reaktorniveau 5 im Normalbetrieb entspricht 110 cm) ein doppelter Turbinenschnellschluss. Gleichzeitig gehen die Speisewasserpumpen auf Minimaldrehzahl. Steigt der Füllstand weiter auf das Niveau 9 (250 cm) werden die Speisewasserpumpen abgeschaltet, was zur Niveauabsenkung im Reaktordruckbehälter führt. Die Reaktorschnellabschaltung wird durch tiefes Reaktorniveau ausgelöst.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Analysen zum Überspeisen des Reaktordruckbehälters durch eine fehlerhafte Speisewasserregelung werden zyklusspezifisch durchgeführt. Eine Transiente mit Überspeisung des Reaktordruckbehälters ist im Bewertungszeitraum nicht aufgetreten.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Zur Beherrschung der Auswirkungen der Überspeisung des Reaktordruckbehälters sind ausreichende Massnahmen getroffen. Die Analysen der Störfallgruppe „Überspeisung des Reaktordruckbehälters“ wurden mit konservativen Annahmen durchgeführt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## 7.2.6 Langsamer Reaktorleistungsanstieg (TOPPS)

### Störfallablauf

Bei langsamen Transienten wird angenommen, dass aus einem stationären Betriebszustand bei Teillast ein langsamer Reaktorleistungsanstieg aufgrund einer Störung der Kernumwälzmenge, des Reaktordrucks, der Reaktorkühlmitteltemperatur oder der Speisewassermenge auftritt und vom Betriebspersonal keine Gegenmassnahmen getroffen werden.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Zur besseren Beherrschung unbeabsichtigter, langsamer Transienten wurde 1996 das Schutzsystem TOPPS (Tracking Overpower Protection System) eingeführt. Zur Anregung der Schutzfunktionen wird im TOPPS die simulierte thermische Reaktorleistung STP (Simulated Thermal Power) verwendet, die aus den APRM-Neutronenflusssignalen als ein gefiltertes (gedämpftes und verzögertes) Signal gebildet wird. Dieses Signal, das eigentliche TOPPS-Signal, wird mit einer Zeitkonstante von 6 s erzeugt, entsprechend der Zeitverzögerung der Wärmeübertragung vom Brennstoff ans Kühlmittel. Bei einem Anstieg des TOPPS-Signals erfolgt bei 11 % der Einwurf einzelner Steuerstäbe (SRI) sowie ein Runback der Umwälzpumpen und bei 14 % eine automatische Reaktorschnellabschaltung (Scram).*

*Ausgehend von repräsentativen Betriebszuständen im gesamten Betriebskennfeld wurden umfangreiche Analysen von langsamen und schnellen Transienten unter Berücksichtigung der TOPPS-Nachrüstung durchgeführt. Aufgrund dieser Analysen wurden die leistungs- und durchflussabhängigen Betriebsgrenzwerte (für das kritische Leistungsverhältnis CPR und die lineare Stableistung LHGR) für die neuen Brennelementtypen GE11 und GE14 festgelegt.*

*Die TOPPS-Schutzfunktion wurde seit ihrer Inbetriebnahme nie angefordert. Es traten auch keine Fehlauflösungen einer Reaktorschnellabschaltung durch das TOPPS auf. KKM kommt zum Schluss, dass die Anlage mit dem TOPPS-System über einen Schutz gegen langsame Transienten verfügt, der über den in vergleichbaren Anlagen vorhandenen hinausgeht.*

### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Im Gutachten von 1991<sup>5</sup> hatte die HSK eine Anpassung des Reaktorschutzes an den Stand der Technik unter Berücksichtigung einer Begrenzung der Reaktorleistungszunahme bei Transienten aus dem Teillastbereich verlangt. Mit der Einführung des TOPPS-Systems wurde diese Forderung 1996 erfüllt. Die Einführung dieses Schutzsystems hat das Nachweisverfahren für die Beherrschung von Transienten aus der Vielzahl der möglichen Betriebszustände vereinfacht. Die HSK anerkennt, dass dem KKM mit dem TOPPS-System ein vorbildlicher Schutz gegen langsame Transienten zur Verfügung steht.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **7.2.7 Instabilität des Reaktorkerns**

#### **Störfallablauf**

Bei Betriebszuständen der Anlage mit geringerem Kerndurchsatz (kleiner 64 % des Nennwerts) und höherer stationärer Reaktorleistung (grösser 45 % des Nennwerts) können im Kern aufschwingende Oszillationen der Reaktorleistung angeregt werden. Diese Leistungs- und Neutronenflussozillationen entstehen aus den phasenverschobenen Reaktivitätsrückwirkungen von Void und Wärmestrom aus dem Brennstoff in das Kühlmittel. Die Oszillationen werden zusätzlich durch im betroffenen Betriebsbereich mögliche hydraulische Instabilität des Zweiphasen-Druckverlustes verstärkt. Eine axiale Leistungsverteilung mit dem Maximum am unteren Ende des Kerns begünstigt Instabilitäten. Aufgrund des relativ kleinen Kerns im KKM wird davon ausgegangen, dass die Reaktorleistung nur über den gesamten Kern, d. h. in der so genannten Grundschiwingung mit einer Periode von etwa 2 s schwingen kann.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Zur Überwachung des Stabilitätsverhaltens des Reaktorkerns wurden im Stillstand 1998 die Alarmierung und Anzeigefunktion des Stabilitätsmonitors SIMON im Hauptkommandoraum eingeführt. Der akustische Alarm wird bei einem Decay Ratio (Verhältnis aufeinander folgender Schwingungsamplituden) von grösser 0,8 ausgelöst. Mittels der Anzeigefunktion des Stabilitätsmonitors kann sich das Betriebspersonal laufend über das aktuelle Stabilitätsverhalten des Kerns informieren.*

*Um ein instabiles Verhalten des Kerns im Betrieb auszuschliessen, ist im Leistungs-Durchfluss-Betriebskennfeld ein „Unerlaubter Betriebsbereich“ gekennzeichnet, in dem die Anlage nicht während längerer Zeit betrieben werden darf. Dieser Betriebsbereich wurde 1998 bis 2001 aufgrund zykluspezifischer Stabilitätsanalysen angepasst. Im Bewertungszeitraum traten 8 Umwälzpumpenausfälle auf, bei denen die Anlage für kurze Zeit in den „Unerlaubten Betriebsbereich“ geriet. Instabilitäten des Kerns wurden dabei nicht festgestellt.*

*Vor und nach der Erhöhung der thermischen Reaktorleistung auf 1097 MW wurden Versuche durchgeführt, bei denen gezielt Betriebspunkte im „Unerlaubten Betriebsbereich“ angefahren wurden. Ein Versuch von 1994 zeigte nach dem Abschalten beider Umwälzpumpen bei einer Reaktorleistung von 50 % und einem Kerndurchfluss von 37 % schnell ansteigende Leistungsozillationen von bis zu 14 %. Diese Leistungsozillationen wurden durch manuelles Auslösen eines Teilscrams (SRI) beendet.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Auch im kleinen Kern des KKM können, wie der Versuch von 1994 zeigte, bei relativ grosser Reaktorleistung und geringem Kerndurchsatz Leistungszusillationen auftreten. Im Betriebskennfeld wird dieser Eigenschaft durch den „Unerlaubten Betriebsbereich“ Rechnung getragen, in dem der stationäre Leistungsbetrieb nicht zulässig ist. Der Umfang des „Unerlaubten Betriebsbereichs“ wird zyklus-spezifisch überprüft. Dem Betriebspersonal steht zur Beurteilung der Stabilität des Kerns neben der Neutronenflussmessung der Stabilitätsmonitor SIMON zur Verfügung. Aus Sicht der HSK sind ausreichende Massnahmen zur Erkennung und Vermeidung von Leistungszusillationen getroffen.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **7.2.8 ATWS**

#### **Störfallablauf**

Ein ATWS-Störfall (Anticipated Transient Without Scram) ist ein postuliertes Versagen der Reaktorschnellabschaltung während einer Transiente. Folgende Versagensmöglichkeiten der Reaktorschnellabschaltung kommen in Frage:

- Ein mehrfaches und gleichzeitiges Versagen leittechnischer Schutzeinrichtungen
- Ein mehrfaches mechanisches Versagen von Steuerstabantrieben oder Steuerstäben
- Ein hydraulisches „common cause“-Versagen der Steuerstabantriebe

Aufgrund des Mehrfach- oder „common cause“-Versagens handelt es sich beim ATWS um einen auslegungsüberschreitenden Störfall. Trotzdem wird der ATWS ähnlich einem Auslegungsstörfall, allerdings ohne Unterstellung eines Einzelfehlers, deterministisch analysiert, vor allem um die Wirksamkeit der gegen ATWS ergriffenen Vorsorgemassnahmen, teilweise auch aufgrund von Forderungen der USNRC<sup>123</sup>, zu überprüfen.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum hat KKM zur besseren Beherrschung von ATWS-Störfällen den so genannten ADS-Verhinderungsschalter zur Verhinderung einer automatischen Druckentlastung bei einem ATWS eingebaut.*

*KKM legt dar, dass die Anlage, wie Leichtwasserreaktoren grundsätzlich, nicht für die automatische Beherrschung von ATWS-Störfällen ausgelegt ist. Das KKM verfügt aber über Hilfsmittel, insbesondere das Vergiftungssystem SLCS (Kap. 6.6.6) und eine symptomorientierte Notfallvorschrift, die es gestatten, die Anlage bei einem ATWS in einen stabilen Zustand überzuführen. Das Betriebspersonal erkennt einen ATWS-Störfall, indem es unmittelbar nach einer Scramanregung prüft, ob alle Steuerstäbe eingefahren sind. Zusätzlich löst das im Bewertungszeitraum nachgerüstete Prozess-Visualisierungssystem PVS (Kap. 6.7.6) einen optischen Alarm aus, wenn die Leistung nach der Scramanregung noch mehr als 2 % des Nennwerts beträgt.*

*Weltweit sind bisher folgende Ereignisse mit hydraulischem „common cause“-Versagen der Steuerstabantriebe aufgetreten:*

- 1980 fuhr bei einem Testscram in Browns Ferry 3 ein Teil der Steuerstäbe wegen Überfüllung des Scram-Ablasssystems nicht ein.*
- 1990 wurde das Kernkraftwerk Leibstadt während etwa 3 Stunden bei einem Reaktordruck von weniger als 30 bar mit wasserseitig leeren und drucklosen Scram-Akkumulatoren betrieben, da das allen Steuerstäben gemeinsame Ladewasserventil geschlossen war.*

*In beiden Fällen wurden die Lehren für KKM, soweit anwendbar, gezogen (Kap. 6.6.1).*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Forderungen der USNRC<sup>123</sup> sind für KKM durch das Vergiftungssystem SLCS, das alternative Reaktorabschalt- und Isolationssystem ARSI und die automatische Umwälzpumpen-Abschaltung RPT (Recirculation Pump Trip) erfüllt. Letztere wird durch hohen Reaktordruck oder tiefes Reaktorniveau ausgelöst. Durch diese Massnahmen werden die Folgen eines ATWS gelindert. Damit die als Neutronengift verwendete Borlösung durch das Reaktorwasserreinigungssystem (RWCU) nicht wieder aus dem Kühlmittel entfernt wird, erfolgt beim Start des SLCS eine automatische Isolation des RWCU.*

*Die ATWS-Analysen dienen zur Demonstration der inhärenten Eigenschaften des Leichtwasserreaktors und zum Nachweis der Tauglichkeit der ATWS-Störfallvorschriften. Sie haben gezeigt, dass sich ATWS-Transienten ohne Ausfall der Hauptwärmesenke (z. B. Turbinenabschaltung ohne Ausfall des Bypasssystems) beherrschen lassen, da die nukleare Wärme automatisch in den Kondensator abgeleitet werden kann.*

*Aufgrund der durchgeführten Analysen haben sich die folgenden ATWS-Transienten als massgebend herausgestellt:*

- 1. Kurzfristiger Überdruck im RDB nach einer Frischdampfisolierung oder einem 2-fachen Turbinentrip mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung. Der Überdruck im RDB wird durch die Umwälzpumpen-Abschaltung (RPT) in akzeptablen Grenzen gehalten.*
- 2. Langfristige Auswirkung einer Frischdampfisolierung mit Speisewasser in Betrieb und Versagen der Reaktorschnellabschaltung.*
- 3. Langfristige Auswirkung einer Frischdampfisolierung mit Ausfall der Speisewasserversorgung und Versagen der Reaktorschnellabschaltung.*

*Zur Beherrschung von Transiente 2 ist eine manuelle Niveauabsenkung im RDB notwendig. Diese gehört zu den heikelsten Aufgaben der Operateure, denn sie widerspricht der allgemeinen Sicherheitsphilosophie, wonach der Kern immer ausreichend mit Wasser bedeckt sein soll. Um die Wärmebelastung des Torus zu minimieren, wird das Reaktorniveau so lange abgesenkt, bis eine Reaktorleistung von ca. 5 % erreicht wird, was etwa der Kühlleistung aller Toruskühlsysteme bei einer Torustemperatur von 100°C entspricht. Damit kann der Containmentdruck stabilisiert werden. Sollte die Niveauabsenkung zur Leistungsreduktion auf ca. 5 % nicht ausreichen, kann auch noch der Reaktor Druck durch manuelles Öffnen von SRV oder PRV abgesenkt werden, was ebenfalls dank erhöhter Voidbildung im Kühlmittel zu einer Leistungsreduktion führt. Mittel- und langfristig wird der Reaktor durch die durch das Vergiftungssystem eingespeiste Borlösung abgeschaltet.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass die Lehren aus weltweit vorgekommenen Ereignissen mit Scramversagen gezogen wurden. Die im KKM gegen ATWS-Störfälle vorhandenen Massnahmen entsprechen dem Stand der Technik.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **7.3 Reaktivitätsstörfälle**

Bei Reaktivitätsstörfällen (RIA, Reactivity-Initiated Accident) handelt es sich um Ereignisse, die zu einer unbeabsichtigten Erhöhung der Reaktivität des Kerns führen. Die folgenden Störfälle werden dieser Störfallgruppe zugeordnet:

- Fehlpositionierung von Brennelementen:  
Ein Beladefehler wird vor dem Schliessen des Reaktordruckbehälterdeckels mit Hilfe mehrfacher administrativer Kontrollen, unter Anderem auch einer Kontrolle der IAEA, ausgeschlossen.
- Steuerstab-Ausfahrfehler im Anfahrbetrieb:  
Das fehlerhafte Ausfahren eines Steuerstabes im Anfahrbetrieb wird durch einen Neutronenflussscrum (IRM- oder APRM-Scram bei 15 % oder 120 % der Nennleistung) beherrscht.
- Steuerstab-Ausfahrfehler im Leistungsbetrieb:  
Der mit dem fehlerhaften Ausfahren eines Steuerstabes im Leistungsbetrieb verbundene lokale Leistungsanstieg wird durch den Rod Block Monitor (RBM) begrenzt.
- Reaktivitätserhöhung durch Absinken der Reaktorkühlmitteltemperatur:  
Diese Reaktivitätsstörung ist in Kapitel 7.2.1 behandelt.
- Unbeabsichtigte Kritikalität beim Beladen des Kerns; (Kap. 7.3.1).
- Steuerstab-Fall (Rod Drop Accident RDA, Kap. 7.3.2).



Die ersten drei der erwähnten Störungen werden aufgrund der aufgeführten Massnahmen problemlos beherrscht. Eine Beschreibung dieser Störfälle ist im HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup> enthalten. Nachfolgend werden die letzten beiden Störungen näher behandelt.

### **7.3.1 Unbeabsichtigte Kritikalität beim Beladen des Kerns**

#### **Störfallablauf**

Wenn während des Brennelementwechsels eine Brennelement-Umsetzung ohne vollständige Kernentladung vorgenommen wird, besteht die Gefahr, dass der Reaktor bei den durchgeführten Brennelement-Bewegungsschritten unbeabsichtigt kritisch wird, falls Steuerstäbe ausgefahren sind. Bei einer Beladedichte des Kerns von über 50 % müssen deshalb beim Brennelementwechsel die SRM-Funktion des Weitbereichsneutronenfluss-Messsystems und die zugehörige Scram-Auslösung funktionstüchtig sein.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat im Bewertungszeitraum zur Reaktivitätsüberwachung während des Brennelementwechsels das Rechenprogramm COSMOS eingeführt. Mit diesem Programm wird rechnerisch eine Abschaltreaktivität von mindestens 1 % nachgewiesen. KKM kommt zum Schluss, dass das Programm COSMOS das Verfahren zur Sicherstellung der ausreichenden Abschaltreaktivität während der Kernbeladung vereinfacht hat.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK hat dem Einsatz des Rechenprogramms COSMOS zur Reaktivitätsüberwachung während des Brennelementwechsels im Jahre 2000 zugestimmt. Eine unbeabsichtigte Kritikalität beim Beladen des Kerns kann durch die bei der Erstellung des Beladepans mittels COSMOS durchgeführten Kritikalitätsanalysen zu den einzelnen Beladeschritten ausgeschlossen werden.*

#### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **7.3.2 Steuerstab-Fall**

#### **Störfallablauf**

Beim Steuerstab-Fall wird davon ausgegangen, dass sich der wirksamste Steuerstab in der voll eingefahrenen Stellung befindet, von seinem Antrieb fehlerhaft entkoppelt ist und an seiner Stellung mechanisch blockiert wird. Nach dem Ausfahren des Steuerstabantriebs löst sich der Steuerstab aus

seiner Verklebung und fällt im ungünstigen Fall bei kalt-kritischem Anlagenzustand bis zur voll ausgefahrenen Position aus dem Kern heraus. Die freigesetzte Reaktivität führt zu einer Leistungsexkursion im Brennstoff. Aufgrund der dadurch steigenden Brennstofftemperatur begrenzt der Dopplereffekt den Energieeintrag in den Brennstoff.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Beim Betrieb bis zu einer thermischen Reaktorleistung von 20 % wird das Bewegen der Steuerstäbe ausserhalb der vorgeschriebenen Fahrfolge durch den Stabwertbegrenzer RWM (Rod Worth Minimizer) verhindert. Dadurch bleibt die Reaktivitätszufuhr beim Steuerstab-Fall begrenzt.*

*Bei den lokalen kritischen Tests, die bei Zyklusbeginn und am Zyklusende im kalten Betriebszustand durchgeführt werden, muss der Stabwertbegrenzer RWM überbrückt werden. Aufgrund einer Empfehlung der OSART-Mission der IAEA<sup>23</sup> vom November 2000 begrenzt KKM die bei einem allfälligen Steuerstab-Fall während eines lokalen kritischen Tests mögliche Reaktivitätsfreisetzung mit administrativen Massnahmen und gegebenenfalls mit der Durchführung von Steuerstab-Kopplungstests auf maximal 1,07 %. Das dabei angewandte Vorgehen ist in einer Betriebsvorschrift festgehalten.*

*Massgebend für das Anlageverhalten beim Steuerstab-Fall ist der Energieeintrag in den Brennstoff (Brennstoffenthalpie). Von der USNRC wurde für die totale (betriebs- und störfallbedingte) Brennstoffenthalpie der Sicherheitsgrenzwert, oberhalb dem die Kernkühlbarkeit nicht mehr gewährleistet ist, auf 280 cal/g und der Brennstabdefekt-Grenzwert, oberhalb dem von Hüllrohrschäden ausgegangen werden muss, auf 170 cal/g festgelegt<sup>124</sup>.*

*Im Rahmen der Massnahmen gegen schwere Unfälle (MSU) wurden zum Punkt „Leistungsexkursionen“ spezielle Untersuchungen zum Steuerstabfall mit auslegungsüberschreitenden Annahmen (Nichteinhalten der vorgeschriebenen Steuerstabfahrfolge) durchgeführt. Es wurden Reaktivitätswerte des herausgefallenen Steuerstabes von 1,6 % resp. 2,7 % und entsprechende maximale Brennstoffenthalpien von 115 cal/g resp. 142 cal/g berechnet.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Nachweiskriterien der USNRC wurden zunächst von der HSK übernommen. Im November 1993 zeigte in der CABRI-Versuchsanlage in Frankreich ein Versuch zur Simulation eines schnellen Reaktivitätsstörfalls, dass ein Brennstab mit einem Abbrand von 65 MWd/kg bereits bei einer totalen Brennstoffenthalpie von 30 cal/g einen Hüllrohrdefekt aufwies. Die HSK hat daraufhin Ende 1994 vorläufig einen neuen, abbrandabhängigen Richtwert für Hüllrohrdefekte bei Reaktivitätsstörfällen festgelegt.*

*Die genaue Überprüfung der Versuchsannahmen und neue Versuchsergebnisse lassen den Schluss zu, dass die ersten CABRI-Versuche unter für Leistungsreaktoren unrealistischen Randbedingungen durchgeführt wurden und die Grenze für das Auftreten eines Hüllrohrschadens bei deutlich grösseren Brennstoffenthalpien als 30 cal/g anzusetzen ist. Die Festlegung der Betriebs- und Sicherheitsgrenzwerte für Störfälle mit Reaktivitätsfreisetzung werden zurzeit international<sup>121</sup> und bei der HSK überprüft.*

*Aufgrund einer Studie des Brennelementherstellers des KKM aus dem Jahre 1995 kann bei einem Steuerstab-Fall ein Hüllrohrschaden dann ausgeschlossen werden, falls die Reaktivitätsfreisetzung weniger als 1,07% beträgt. KKM weist die Einhaltung dieser maximalen Reaktivitätsfreisetzung seit her zyklusspezifisch nach. Da Hüllrohrschäden vermieden werden, ist auch die Kühlbarkeit des Kerns nachgewiesen. Bei den radiologischen Analysen des Steuerstab-Falls wurde eine konservative Annahme für die Anzahl defekter Brennstäbe getroffen (Kap. 7.7.2.1).*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die HSK hat 2004 neue abbrandabhängige Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in Kraft gesetzt und in einer Aktennotiz<sup>122</sup> erläutert.

Das KKM hat daraufhin mit einer abdeckenden Studie die Einhaltung der Sicherheitskriterien für den heiss- und kalt-kritischen Betriebszustand nachgewiesen, wenn zyklusspezifisch gezeigt wird, dass die mit einem stationären Verfahren berechnete Reaktivitätsfreisetzung kleiner als 1,15 % ist. Für das Herausfallen eines Steuerstabes aus dem Kern während des Leistungsbetriebes hat das KKM zyklusübergreifend gezeigt, dass mit einer Reaktivitätszunahme von 0,35 bis 0,65 % zu rechnen ist. Das Verhältnis der kritischen Wärmestromdichte zur aufgetretenen Wärmestromdichte an den Hüllrohren überschreitet bei dem Störfall den Sicherheitsgrenzwert (Safety Limit of Minimum Critical Power Ratio, SLMCPR) nicht, so dass ein Defekt an den Hüllrohren ausgeschlossen werden kann.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die vom KKM bei der HSK neu vorgelegten abdeckenden Nachweise zeigen auf, dass bei einer statisch berechneten Reaktivitätsfreisetzung von weniger als 1,15 % aus dem kalt- oder heiss- kritischen Zustand Hüllrohrschäden gemäss den neuen, 2004 herausgegebenen Hüllrohrdefekt-Grenzwerten (Abb. 7.1-1) vermieden werden. Das KKM kann damit das bisherige Vorgehen bei den zyklusspezifischen Nachweisen beibehalten, wobei sich der Grenzwert von 1,07 % auf 1,15 % leicht erhöht hat. Für den Leistungsbetrieb wurde der Ausschluss von Hüllrohrschäden mit der Einhaltung des Sicherheitsgrenzwertes des minimalen kritischen Leistungsverhältnisses zyklusübergreifend geführt. Die Nachweise wurden von der HSK akzeptiert.

## **7.4 Kühlmittelverluststörfälle**

Bei Brüchen und Lecks an Rohrleitungen unterscheidet man zwischen Brüchen und Lecks innerhalb und ausserhalb des Primärcontainments. Rohrleitungsbrüche und -lecks innerhalb des Primärcontainments werden als Kühlmittelverluststörfall LOCA (Loss of Coolant Accident) bezeichnet und sind in den Kap. 7.4.1 bis 7.4.4 behandelt. Leitungsbrüche und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus werden in Kap. 7.4.5 untersucht.

Bei Kühlmittelverluststörfällen verbleibt neben den radioaktiven Stoffen auch das Kühlmittel im Primärcontainment. Die Notkühlsysteme sind ausgelegt, um eine ausreichende Kühlung des Reaktor-

kerns und die Wärmeabfuhr aus dem Primärcontainment zu gewährleisten. Während eines Kühlmittelverluststörfalls wird zunächst der anfallende Wasserdampf über die Überströmröhre in den Torus geleitet und kondensiert, um den Druckaufbau im Primärcontainment zu begrenzen. Nach dem Start der Notkühlsysteme und dem Fluten des Reaktordruckbehälters ist sichergestellt, dass die Brennstäbe ausreichend gekühlt werden. Das über die Bruchstelle in den Drywell ausströmende Kühlmittel (Dampf und/oder Wasser) wird über die Überströmleitungen in den Torus geleitet und steht damit den Notkühlsystemen wieder zur Verfügung. Die langfristige Wärmeabfuhr aus dem Primärcontainment wird durch das Toruskühlsystem TCS und das Abfahr- und Toruskühlsystem STCS gewährleistet.

Nach einem Kühlmittelverlust kondensiert Wasserdampf im Drywell. Die 4 Vakuumbrechklappen vom Torus zum Drywell ermöglichen das Rückströmen von Stickstoff aus dem Torus in den Drywell und verhindern damit eine Wasserrückströmung zum Drywell über die Überströmröhre.

Bei einem Rohrleitungsbruch ausserhalb des Primärcontainments werden über die Bruchstelle einerseits radioaktiver Stoffe freigesetzt, andererseits geht auch Kühlmittel verloren und ist für die Notkühlung nicht mehr verfügbar. Rohrleitungsbrüche ausserhalb des Primärcontainments müssen deshalb möglichst automatisch oder durch das Betriebspersonal erkannt und anschliessend zum Primärcontainment hin isoliert werden. Damit wird der Kühlmittelverlust unterbunden.

Für Rohrleitungsbrüche und -lecks muss nachgewiesen werden, dass die Kühlbarkeit des Kerns gewährleistet bleibt. Der Nachweis gilt als erbracht, wenn die folgenden, von der USNRC festgelegten Kriterien bei der Nachweisführung eingehalten werden<sup>125</sup>:

- Maximale Hüllrohrtemperatur: 1204°C
- Maximale totale Hüllrohroxidation: 17 % der Hüllrohrwandstärke
- Maximale Wasserstoffproduktion im Kern: 1 % der durch die Zirkon-Wasserreaktion der Hüllrohre erzeugbaren Menge
- Langfristige Gewährleistung der Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr

Aufgrund der Abbranderhöhungen, die in den vergangenen Jahren durchgeführt wurden, hat die USNRC im Jahre 1999 die Interpretation des Oxidationskriteriums präzisiert. Demnach setzt sich die totale Hüllrohroxidation aus der betrieblichen Voroxidation und der störfallbedingten Oxidation zusammen.

Im erweiterten Bewertungszeitraum wurden für die Kühlmittelverluststörfälle keine neuen Analysen durchgeführt. Zurzeit werden die oben genannten Kriterien international dahingehend überprüft, ob sie auch für Hochabbrandbrennstoff gelten. Bisher vorliegende Ergebnisse deuten darauf hin, dass keine Änderungen nötig sind.

#### **7.4.1 Kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle**

##### **Störfallablauf**

Ein kleiner oder mittlerer Kühlmittelverluststörfall führt zu einem Druckanstieg im Primärcontainment. Bei Erreichen des Reaktorschutzgrenzwertes „Primärcontainmentdruck hoch“ bei 0,14 bar werden die Reaktorschnellabschaltung und die Isolation aller nicht zur Notkühlung benötigter Systeme ausgelöst sowie das CS gestartet. Ist die Speisewasserregelung nicht in der Lage das Reaktorniveau zu halten, so werden zunächst das RCIC und das ALPS gestartet. Bei weiterem Absinken des Reaktorniveaus erfolgt die Automatische Druckentlastung mittels ADS.

Das Speisewassersystem ist über Rückschlagklappen abgesichert und wird nicht isoliert. Das Frisch-

dampfsystem und die Kondensatoren stehen als Hauptwärmesenke zur Wärmeabfuhr zunächst noch zur Verfügung.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung durchgeführten Analysen zu den kleinen und mittleren Kühlmittelverluststörfällen wurden mit teilweise sehr konservativen Annahmen erstellt. Für eine Reihe von Rechnungen wurden die SUSAN-Systeme nicht berücksichtigt und zusätzlich Ausfälle von Systemen und Komponenten betrachtet, die das Einzelfehlerkriterium gemäss Richtlinie HSK-R-101<sup>6</sup> übersteigen.*

*Ein typischer Störfall der betrachteten Störfallgruppe mit grösseren Auswirkungen auf die Anlage ist der Bruch einer Leitung des Kernsprühsystems CS mit einer Leckfläche von 150 cm<sup>2</sup>. Für diesen Störfall wurde eine maximale Hüllrohrtemperatur von 1081°C (eingeschlossen Sicherheitszuschlag) berechnet.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Im Bewertungszeitraum sind keine neuen Analysen für kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle durchgeführt worden. Die Auswirkungen dieser Störfälle werden durch die Sicherheitssysteme des KKM in den zulässigen Grenzen gehalten.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **7.4.2 Fehlerhaftes Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils**

### **Störfallablauf**

Ursachen für ein fehlerhaftes Öffnen und Offenbleiben eines Sicherheits-/Abblaseventils können eine Fehlfunktion des Ventils oder ein unbeabsichtigtes Öffnen eines Ventils durch einen Operateur sein. Das fehlerhafte Öffnen eines SRV ist auch ein kleiner Kühlmittelverluststörfall, wobei aber nicht die Kernkühlung sondern die Begrenzung der maximalen lokalen Wassertemperatur im Torus im Vordergrund steht. Überschreitet diese den Wert von ca. 90°C, so ist mit instabiler Kondensation des in den Torus eingeleiteten Dampfes zu rechnen. Dies führt zu Vibrationen des Torus. Ein dadurch hervorgerufener Bruch des Torus bzw. der angeschlossenen Rohrleitungen könnte zu einer Überflutung der Notkühlpumpen und damit indirekt zu einem Ausfall der Kernkühlung führen.

Ein Kühlmittelverlust infolge eines offenen Sicherheits-/Abblaseventils ist schwieriger zu erkennen als

ein normaler LOCA im Primärcontainment, denn es fehlen die beiden diversitären Anreagesignale „Reaktorniveau tief“ und „Drywelldruck hoch“, denn das Signal „Drywelldruck hoch“ spricht nicht zwangsläufig an. Nach erfolgtem Scram ist ein offenes Sicherheits-/Abblaseventil leichter zu erkennen.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Berichtszeitraum war ein Ereignis mit einem irrtümlichen Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils zu verzeichnen (Kap. 5.2.1). Technisch bedingte Fehlöffnungen sind keine aufgetreten.*

*Im Juni 1998 wurde ein Sicherheits-/Abblaseventil infolge einer Fehlbedienung eines Operateurs irrtümlich geöffnet. Ca. 14 Minuten nach Störfallbeginn wurde die Anlage durch das Kriterium „mittlere Toruswassertemperatur > 42°C“ automatisch abgeschaltet und das geöffnete SRV schloss beim Erreichen des Schliessdrucks (ca. 66 bar). Im Torus wurde eine maximale lokale Wassertemperatur von 65°C erreicht.*

*Infolge dieses Ereignisses hat KKM umfangreiche Vorbeuge- und Korrekturmaßnahmen umgesetzt (z. B. optisches Hervorheben von Anzeigen und Ergänzen von Alarmierungen im Haupt- und SUSAN-Kommandoraum sowie Verbesserung der entsprechenden Betriebs-Störfallanweisung). KKM legt dar, dass beim fehlerhaften Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils die Einhaltung der Schutzziele durch die automatischen Auslösungen der Reaktorschneellabschaltung und des TCS infolge erhöhter Torustemperatur sichergestellt ist.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Eine ausführliche HSK-Bewertung des Ereignisses vom Juni 1998 ist in Kap. 5.2.1 enthalten und wird deshalb hier nicht wiederholt. Der Betreiber hat die Konsequenzen aus dem Ereignis gezogen und die notwendigen Massnahmen umgesetzt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### 7.4.3 Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüche

#### Störfallablauf

Grosse Brüche der Frischdampf- und Speisewasserleitungen innerhalb des Primärcontainments werden anhand des Anstiegs des Primärcontainmentdrucks erkannt und dasselbe Signal löst auch die Reaktorschnellabschaltung aus.

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Als abdeckender, effektiv auslegungsüberschreitender Störfall hat KKM 1992 auf Verlangen der HSK den Bruch einer Frischdampfleitung im Primärcontainment untersucht, bei dem infolge direkter mechanischer Einwirkungen zusätzlich der Bruch einer Kernsprühleitung (CS-System) unterstellt wurde. Dabei wurde bei der Analyse ein Einzelfehler im CS-System berücksichtigt, so dass für die Kernkühlung nur SUSAN-Systeme (2 Stränge des RCIC, 1 ALPS-Strang und 3 ADS-Ventile) zur Verfügung standen. Die zweite ALPS-Pumpe würde in die gebrochene CS-Leitung einspeisen. Die Analyse zeigte, dass bei diesem auslegungsüberschreitenden Störfall Hüllrohrtemperaturen bis maximal 406°C (ohne Berücksichtigung des Sicherheitszuschlags) zu erwarten sind.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die vorliegenden Analysen zeigen, dass die Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüche innerhalb des Primärcontainments durch die vorhandenen Sicherheitssysteme beherrscht werden.*

#### Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

#### HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### 7.4.4 Bruch einer Umwälzschleife

#### Störfallablauf

Der doppelendige Bruch einer Umwälzschleife ist der hinsichtlich Auswirkungen begrenzende Kühlmittelverluststörfall. Die Überspeisung der Bruchstelle in der Flutphase ist nicht möglich, da das Kernsprühsystem den Reaktorkern nur bis zu 2/3 der aktiven Brennstoffsäule mit Wasser bedecken kann. Erst wenn das Primärcontainment mit Kühlmittel geflutet ist, kann der Kern vollständig mit Kühlmittel überdeckt werden. Während des Störfalls ist mit einer grösseren Anzahl defekter Brennstäbe zu rechnen.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Um bei Anforderung der Kernnot- und Nachwärmeabfuhrsysteme ein Verstopfen der Ansaugsiebe im Torus durch losgerissenes Isolationsmaterial auszuschliessen, wurde in der Revision 1993 die Oberfläche dieser Siebe von 1,3 m<sup>2</sup> auf 40 m<sup>2</sup> vergrössert (Kap. 6.6.4.1).*

*Die im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung für den Umwälzleitungsbruch durchgeführten Analysen ergaben ohne Berücksichtigung der SUSAN-Systeme eine maximale Hüllrohrtemperatur von 1172°C. Der Nachweis erfolgte gemäss den konservativen amerikanischen Vorschriften von 10 CFR 50, Appendix K<sup>126</sup>.*

*Im Bewertungszeitraum wurde die Einhaltung der LOCA-Kriterien beim Umwälzleitungsbruch im Zusammenhang mit der Einführung der neuen Brennelementtypen (GE11 und GE14) unter Verwendung konservativer Randbedingungen überprüft.*

*Für den Brennelementtyp GE-14 wurde die durch die Hüllrohroxidation verursachte betriebs- und störfallbedingte Hüllrohr-Wandschwächung sowohl für Brennstäbe mit kleinem Abbrand und grosser Leistungsdichte als auch für Brennstäbe mit grossem Abbrand und kleiner Leistungsdichte berechnet. Die Analysen zeigten, dass die Hüllrohr-Wandschwächung in allen Fällen kleiner ist als der zulässige Wert von 17 %. Die radiologischen Auswirkungen des Bruchs einer Umwälzschleife wurden ermittelt (Kap. 7.7.2.2).*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Analysen des Bruchs einer Umwälzleitung wurde gezeigt, dass die LOCA-Kriterien der USNRC<sup>126</sup> eingehalten werden. Die den Rechnungen unterstellten Randbedingungen und Annahmen sind konservativ. So wurde beispielsweise nur die Notstromversorgung berücksichtigt.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im Januar 2004 wurde bei einer Überprüfung der französischen Druckwasserreaktoren festgestellt, dass die langfristige Kernkühlung aufgrund möglicher Verstopfungen der Ansaugsiebe durch Isolationsmaterial in Verbindung mit zusätzlichen Fremdkörpern im Reaktorsumpf gefährdet sein kann. Daraufhin hat die HSK vom KKM erneut Abklärungen unter Beachtung der jetzt neuen Erkenntnisse zur Funktionstüchtigkeit der Ansaugsiebe im Torus verlangt.

Für die Abklärungen erfolgten Versuche, die durch den Hersteller mit den bereits 1993 vergrösserten Ansaugsieben durchgeführt wurden. Die Versuche zeigten einen unter Berücksichtigung des Dünnschichteffekts gegenüber den ohne Fremdkörper durchgeführten Versuchen leicht höheren Druck-



verlust, ohne aber den langfristigen gesicherten Sumpfumwälzbetrieb zu beeinträchtigen. Mittels Plausibilitätsbetrachtung wurden negative chemische Effekte für den Langzeitbetrieb einer Sumpfumwälzung ausgeschlossen.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Das KKM hat mit den neu vorgelegten Nachweisen zu den Versuchergebnissen zur Gefährdung der langfristigen Kernkühlung aufgrund möglicher Verstopfungen der Ansaugsiebe gezeigt, dass trotz der neu berücksichtigten Betriebsbedingungen der Saugsiebe bei einem Störfall der Langzeitbetrieb der Kernkühlung gewährleistet ist und damit die HSK-Bewertungskriterien erfüllt sind.

#### **7.4.5 Leitungsbrüche und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus**

##### **Störfallablauf**

Bei Brüchen und Lecks an einer Rohrleitung im Reaktorgebäude oder Maschinenhaus besteht die Gefahr, dass die Funktionen sicherheitsrelevanter Ausrüstungen nach einer Überflutung durch das ausgetretene Wasser oder wegen der Verschlechterung der Umgebungsbedingungen (Temperatur und Feuchtigkeit) durch den ausgetretenen Dampf beeinträchtigt werden. Gemäss amerikanischer Vorschrift<sup>127</sup>, der sich die HSK anschliesst, müssen Brüche nur an hochenergetischen Rohrleitungen mit einer Wasser-/Dampf Temperatur > 90°C oder einem Druck > 20 bar unterstellt werden.

Im Sicherheitsbericht werden u. a. folgende Rohrleitungsbrüche und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus betrachtet:

- Bruch einer Messleitung im Reaktorgebäude
- Kleine und mittlere Frischdampfleitungslecks im Maschinenhaus
- Bruch einer Frischdampfleitung im Reaktorgebäude oder im Maschinenhaus
- RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude
- Bruch einer Speisewasserleitung im Reaktorgebäude oder im Maschinenhaus
- Bruch eines Filters (Aktivkohlebehälter) der Abgasanlage im Maschinenhaus
- Bruch einer Abgasleitung im Maschinenhaus

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum hat KKM zur Beherrschung von Lecks oder Brüchen im Reaktorgebäude oder Maschinenhaus folgende Massnahmen getroffen:*

- *Ertüchtigung der Primärcontainment-Durchdringungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen zur Sicherstellung der Isolation des Reaktorkühlsystems bei einem Rohrbruch ausserhalb des Primärcontainments (Kap. 6.4.4 bis 6.4.5).*

- *Einbau einer redundanten Entwässerungsarmatur am Scramablassbehälter zur Sicherstellung der Isolation des Reaktorkühlsystems nach einem Scram (Kap. 7.5.3).*
- *Einbau gedämpfter Speisewasser-Rückschlagventile zur Sicherstellung der Isolation des Reaktorkühlsystems bei einem Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Primärcontainments (Kap. 6.5.3).*
- *Inbetriebnahme der Schutzlogik „Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude“ zur Abschaltung des Speisewassersystems bei einem Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude (Kap. 7.5.3).*
- *Inbetriebnahme der Schutzlogik ADS-LEVEL zur automatischen Reaktordruckentlastung durch Öffnen zweier Sicherheits-/Abblaseventile bei tiefem Reaktorniveau und damit Sicherstellung der Kernkühlung.*
- *Einführung einer Scramauslösung durch hohen Druck im Maschinenhaus.*

*Um die Auswirkungen von Frischdampfleck ausserhalb des Primärcontainments sowie ein Fehlverhalten der Turbinen-Druckregelung nach äusseren Einwirkungen zu untersuchen und die Wirksamkeit getroffener Massnahmen zu prüfen, wurden im Bewertungszeitraum die nachfolgend aufgeführten Störfälle analysiert, wobei zur Störfallbeherrschung nur die SUSAN-Sicherheitssysteme (ALPS, RCIC und ADS-LEVEL) berücksichtigt wurden:*

- *Unbeabsichtigtes Öffnen von Turbinenbypassventilen beim Anfahren und im abgestellten Zustand*
- *Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Primärcontainments*
- *Ausfall des Speisewassersystems mit Ausfall der Hochdruckeinspeisung (RCIC)*

*Aufgrund der Ergebnisse kommt KKM zum Schluss, dass bei Leitungsbrüchen und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus die Reaktorabschaltung und die Kernkühlung nachgewiesen ist. Das Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ wird durch die Isolationen des Primärcontainments und des Reaktorgebäudes sowie durch die Inbetriebnahme des Notabluftsystems SGTS im Reaktorgebäude sichergestellt. Der Bruch einer nicht isolierbaren Messleitung im Reaktorgebäude wird durch die Anlageinstrumentierung erkannt, so dass der Operateur den Reaktor abschalten und druckentlasten kann.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Verschiedene Massnahmen, die im Bewertungszeitraum zur Beherrschung von Leitungsbrüchen und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus getroffen wurden, werden in anderen Kapiteln dieser Stellungnahme beurteilt. Für die betrachtete Störfallgruppe sind die nachfolgenden Massnahmen von besonderer Bedeutung:*

- *Die Schutzlogik ADS-LEVEL bewirkt bei tiefem Reaktorniveau eine automatische Reaktordruckentlastung durch 2 SRV und ermöglicht dadurch die Kernnotkühlung mittels der Niederdrucksysteme CS und ALPS. Diese Schutzlogik stellt die Kernnotkühlung bei Lecks*

oder Leitungsbrüchen ausserhalb des Primärcontainments sicher, bei denen das Signal „Drywelldruck hoch“ zur Auslösung der automatischen Reaktordruckentlastung mittels ADS-LOCA fehlt.

- Bei einem Leck an einer Frischdampfleitung besteht die Gefahr des Berstens der Fenster des Maschinenhauses, wodurch radioaktive Stoffe unkontrolliert in die Umgebung freigesetzt werden könnten. Ein grosses Leck an einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus führt nach kurzer Zeit zu einem Scram und einer Isolation des Reaktorkühlsystems durch das Auslösesignal „Frischdampfdurchfluss hoch“. Bei einem mittleren Leck an einer Frischdampfleitung wird bei erhöhtem Druck im Maschinenhaus ein Scram ausgelöst, bevor der Berstdruck der Maschinenhausfenster erreicht ist. Dieser Scram reduziert die Dampfproduktion im Reaktorkern und führt zu Druckabfall sowie zu einer Isolation der Frischdampfleitungen bei tiefem Reaktordruck. Bei kleinen Frischdampfleitungslecks muss das Betriebspersonal die Frischdampfisolation oder eine Turbinenabschaltung von Hand auslösen, wie dies in den Störfall- oder den Gesamtanlage-Fahrvorschriften vorgesehen ist.

Bei den im Bewertungszeitraum durchgeführten Störfallanalysen wurden Hüllrohrtemperaturen berechnet, die unterhalb des zulässigen Werts von 1204°C liegen, womit die ausreichende Kernkühlung nachgewiesen wurde. Die Analyse des Ausfalls des Speisewassersystems mit Ausfall des RCIC zeigt anhand eines abdeckenden Störfalls, dass für die Logik ADS-LEVEL geeignete Auslegungsparameter (Reaktorniveau für die Auslösung, Anzahl SRV, Zeitverzögerung bis zum Öffnen der SRV) festgelegt wurden.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Im aktualisierten Sicherheitsbericht von 2005 ist die Neueinstufung der Störfälle unter Berücksichtigung des Einzelfehlers auch für die Kühlmittelverluststörfälle durchgeführt worden. Die Einstufung von Leitungsbrüchen in die Störfallkategorie 3 erfolgte unter Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses bei gleichzeitigem Auftreten eines Einzelfehlers.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die neue Einstufung gemäss Richtlinie HSK-R-100 von Brüchen an Leitungen des Speisewasser- und Frischdampfsystems ausserhalb des Containments entspricht der bisherigen Einstufung (Störfallkategorie 3), falls ein Einzelfehler berücksichtigt wird. Die radiologischen Analysen (Kap.7.7.2.6/7) zeigen, dass die Dosislimite entsprechend der Störfallkategorie 3 eingehalten werden.

Wird für die oben genannten Brüche kein Einzelfehler unterstellt, würden diese gemäss neuen Erkenntnissen in die Störfallkategorie 2 fallen. Es ist deshalb zu prüfen, welche Konsequenzen sich daraus ergeben. Können die gemäss StSV zulässigen Störfalldosen nicht mehr eingehalten werden, ist zu prüfen, ob Nachrüstmassnahmen angezeigt sind. Dies ist dann der Fall, wenn diese dem Stand der Nachrüsttechnik entsprechen und angemessen sind (KEG, Art. 22 Abs. 2 Bst. g). Zur Klärung

dieses Sachverhaltes ist eine Analyse ohne Unterstellung eines Einzelfehlers notwendig. Eine solche Analyse liegt bisher nicht vor.

#### HSK-Forderung PSÜ-7.4-1:

*Die HSK fordert vom KKM eine Analyse für Brüche an Leitungen des Speisewasser- und Frischdampfsystems ausserhalb des Containments ohne Unterstellung eines Einzelfehlers. Kann die gemäss StSV einzuhaltende Störfalldosis von 1 mSv für Störfälle der Ereigniskategorie 2 nicht eingehalten werden, sind Vorschläge für Nachrüstungen auszuarbeiten und zu bewerten. Die Analyse und Bewertung der Ergebnisse sind der HSK bis Ende 2008 einzureichen.*

## **7.5 Systemübergreifende interne Einwirkungen**

### **7.5.1.1 Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen auf benachbarte Systeme**

#### **Störfallablauf**

Ein Querbruch oder grossflächiger Längsriss ist erfahrungsgemäss eine sehr unwahrscheinliche Art des Versagens einer klassierten und regelmässig überprüften Leitung. Trotzdem werden Brüche der genannten Art als Auslegungsbasis für das Containment und die Notkühlsysteme angenommen, da sie eine klare obere Grenze für die Grösse eines Kühlmittelverlustes darstellen.

Als direkte Auswirkungen dieser Brüche sind u. a. Druckkräfte, hohe Temperatur, die Strahlwirkung des ausströmenden Mediums und Rohrausschlagskräfte zu berücksichtigen.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum hat KKM zur Beherrschung von Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen aufgrund von Forderungen aus dem HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup> folgende Massnahmen getroffen:*

- 1992 wurden pro Umwälzschleife 2 Ausschlagssicherungen nachgerüstet. Damit wurde das Rohrbruchschutzkonzept der Umwälzleitungen um den noch fehlenden Teil ergänzt.*
- Da für den Fall eines Frischdampfleitungsbruches die Standfestigkeit der Abschirmwand vor dem Eingang zum Dampftunnel nicht nachgewiesen werden konnte, wurde der Eingang zum Dampftunnel 1996 mit einer Schiebetür nachgerüstet, die die Abschirmwand schützt. Die Schiebetür wurde auf der Innenseite des Dampftunnels angeordnet, damit auf die Befestigungselemente zur Betonwand keine Zuglasten entfallen. Die Abschirmwand blieb als radiologische Abschirmung erhalten.*
- Die hochenergetischen Rohrleitungen wurden im Rahmen der Requalifikation der Rohrleitungen detailliert nachgerechnet und, wo erforderlich, wurde die betreffende Rohrleitungshalterung nachgebessert. Speziell an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen wurden Fixpunkte ertüchtigt. Für folgende weitere Systeme wurde eine vollständige Requalifikation der Rohrleitungen durchgeführt: SUSAN-Notkühlsysteme, SUSAN-Kühlsysteme, CS, STCS, Notabluft- und Steuerluft-System.*

- *Der Berechnungsnachweis der Festigkeit des biologischen Schildes im Fall postulierter Rohrbrüche im Bereich des biologischen Schildes wurde 1993 abschliessend erbracht.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Im Bewertungszeitraum wurde die Beherrschung der Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen durch Nachrüstungen verbessert und zusätzliche Berechnungsnachweise wurden erbracht. Damit wurden die Forderungen des HSK-Gutachtens von 1991<sup>5</sup> erfüllt. Weitere Forderungen haben sich im Bewertungszeitraum nicht ergeben.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **7.5.2 Auswirkungen von Bruchstücken hoher kinetischer Energie infolge Komponentensversagens**

### **Störfallablauf**

Bezüglich Auswirkungen von Bruchstücken mit hoher kinetischer Energie (Trümmerlasten) sind vor allem Turbinenschaufelversagen und Generatorversagen zu betrachten.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM stellt fest, dass Turbinenschaufel- und Generatorversagen wegen der Anordnung der Maschinenachsen zum Reaktorgebäude und zum SUSAN-Bunker keinen Einfluss auf die Sicherheitsfunktionen der SUSAN-Systeme haben. Damit sind die Schutzziele Reaktorabschaltung und Kernkühlung gewährleistet und damit sind auch die Schutzziele Einschluss der radioaktiven Stoffe und Begrenzung und Überwachung der Strahlenexposition erfüllt.*

*KKM stellt weiter fest, dass die Anlage bereits vor der Inbetriebsetzung gegen mögliche Trümmerlasten geschützt wurde, wobei insbesondere der Bereich RG -11 m betrachtet wurde. Damals wurde der Torus im Bereich der RCIC-Turbinen mit zusätzlichen, ca. 15 mm starken Prallblechen gegen Leckschlagen durch RCIC-Turbinenprojekteile geschützt.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Im Bewertungszeitraum wurden keine zusätzlichen Massnahmen gegen Bruchstücke hoher kinetischer Energie infolge von Komponentenversagen ausgeführt. Die HSK stellt fest, dass notwendige Schutzmassnahmen bereits vor der Inbetriebsetzung von KKM getroffen wurden.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **7.5.3 Anlageinterne Überflutungen**

### **Störfallablauf**

Anlageinterne Überflutungen können sich aus Brüchen oder Lecks an wasserführenden Rohrleitungen ergeben und sicherheitsrelevante Ausrüstungen gefährden. Im Reaktorgebäude ist bei einer Leckmenge von mehr als 500 m<sup>3</sup> die Funktionstüchtigkeit der auf der Kote von -11 m im Reaktorgebäude aufgestellten Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrpumpen nicht mehr sichergestellt.

Im Hinblick auf eine mögliche anlageinterne Überflutung im Reaktorgebäude, Maschinenhaus oder Betriebsgebäude werden im Sicherheitsbericht u. a. folgende Ereignisse untersucht:

- Bruch einer Leitung des Speisewasser-, Hilfskühlwasser-, Zwischenkühlwasser- oder SUSAN-Kühlwassersystems im Reaktorgebäude
- Bruch einer Rohrleitung der Systeme CS, ALPS, RCIC oder TCS im Reaktorgebäude
- Bruch einer Hauptkühlwasserleitung im Maschinenhaus
- Bruch einer Leitung des Hilfskühlwasser- oder Zwischenkühlwassersystems bzw. des Feuerlöschnetzes im Maschinenhaus und im Betriebsgebäude

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Im Bewertungszeitraum hat KKM zur Linderung der Folgen von anlageinternen Überflutungen folgende Massnahmen getroffen:*

- *Einbau einer redundanten Entwässerungsarmatur am Scramablassbehälter*
- *Inbetriebnahme der Schutzlogik „Speisewasserleitungslecks im Reaktorgebäude“*

*KKM kommt zum Schluss, dass die Schutzziele Reaktorabschaltung, Kernkühlung und Einschluss der radioaktiven Stoffe je nach Störfall und anfallender Wassermenge mittels des Containment-Rückpumpensystems CRS, das Wasser aus dem Reaktorgebäudesumpf mit einer Kapazität von 100 t/h in den Torus zurückpumpt, und mittels der Betriebssysteme oder des SUSAN eingehalten werden.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Mit den im Bewertungszeitraum getroffenen Massnahmen wurden folgende Ziele erreicht:*

- *Mit dem Einbau der redundanten Entwässerungsarmatur des Scramablassbehälters wird die Isolation des Reaktorkühlsystems verbessert, denn sie verhindert nach einem Scram einen ständigen Kühlmittelverlust ins Reaktorgebäude, falls die ursprünglich vorhandenen Entwässerungsarmatur versagen sollte (Kap. 6.5.3).*
- *Nach dem Ansprechen der Schutzlogik „Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude“, die bei hohem Wasserniveau im Reaktorgebäudesumpf und hoher Temperatur im Dampftunnel erfolgt, wird das Speisewassersystem abgeschaltet. Damit wird bei grossen Lecks im Speisewassersystem eine Überflutung des Reaktorgebäudes verhindert, welche den Betrieb der Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme gefährden könnte.*

*Mit diesen Massnahmen wurde die Beherrschung von anlageinternen Überflutungen verbessert. Im Rahmen der Auslegung muss nicht mit einem Leck am Torus oder an einer Torusanschlussleitung bis zur ersten Absperrarmatur (Kap. 6.11.1) oder mit einer Überflutung der im Reaktorgebäude aufgestellten Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme infolge eines Absturzes eines Brennelement-Transportbehälters mit Beschädigung des Torus (Kap. 7.5.5) gerechnet werden.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **7.5.4 Brand**

#### **Störfallablauf**

Das Kraftwerk muss so ausgelegt sein, dass bei einem Brand in der Anlage der Personenschutz und die Schutzziele der Anlage (Reaktorabschaltung, Kernkühlung, Einschluss der radioaktiven Stoffe und Begrenzung der Strahlenexposition) gewährleistet sind. Eine wichtige Brandschutzmassnahme besteht in der Unterteilung der Anlage in Brandabschnitte (Kap. 6.9), die so gewählt werden, dass die genannten Zielsetzungen eingehalten werden können. Wo dies durch die räumliche Trennung allein nicht möglich ist, kommen technische oder organisatorische Brandschutzmassnahmen zum Einsatz.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

Im Bewertungszeitraum ereigneten sich die folgenden Brandfälle:

- *Brand im Informations-Container „Entsorgung“ ausserhalb des Areals (1992)*
- *Brand an einem Anschlusskabel eines Kleintransformators in einem Kabelstollen. Die Brandursache war eine Überlastung des Transformators (1994)*
- *Brand von Gummischläuchen einer Schweissanlage im Maschinenhaus auf +8 m (1995)*
- *Rauchentwicklung in der Destillationsanlage im Anbau Maschinenhaus Süd (1999)*
- *Schwelbrand im Absolutfilter in einem Absauggerät im Anbau Maschinenhaus Süd (1999)*

KKM kommt zum Schluss, dass im Bewertungszeitraum keine grösseren Brände auftraten und das Schichtpersonal und die Feuerwehr aufgrund von Brandmeldungen rasch und zweckmässig intervenierten.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die getroffenen Brandschutzmassnahmen werden in Kap. 6.9 bewertet.*

*Die HSK stellt fest, dass keiner der fünf im Bewertungszeitraum aufgetretenen Brände die nukleare Sicherheit beeinträchtigte und dabei keine radioaktiven Stoffe freigesetzt wurden. Einzig der Brand im Kabelstollen hatte ein gewisses Potential für eine sicherheitstechnische Beeinträchtigung. Die beiden Hydro-Notstrom-Kabelverbindungen, die durch diesen Kabelkanal führen, wurden aber nicht beschädigt. Die HSK sieht bei den Vorkommnissen keine unzulässigen Auswirkungen auf den Anlagenbetrieb.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM hält in seinen Unterlagen fest, dass während der Berichtsperiode weder die Betriebsfeuerwehr noch die Berufsfeuerwehr Bern wegen eines Brandfalles aufgeboden werden mussten.

In der Berichtsperiode gab es lediglich einen Alarm im Juni 2001, als ein Überdruckventil der Destillationsanlage im Anbau Süd ansprach. Das entwichene Gas führte dazu, dass ein Gasmelder im Abluftkanal ansprach. Beim Eintreffen der Ersteinsatzgruppe wurde lediglich ein starker Geruch festgestellt.

Das KKM kommt zum Schluss, dass im Berichtszeitraum keine wesentlichen Brandereignisse auftraten und weder die Betriebsfeuerwehr noch die Berufsfeuerwehr zu einem Brandeinsatz aufgeboden werden mussten.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.



## 7.5.5 Brennelement-Handhabungsstörfälle

### Störfallablauf

Folgende Störfälle, welche die Brennelementhandhabung und -lagerung betreffen, werden betrachtet:

- Brennelementabsturz:  
Bei diesem Störfall wird der Absturz eines Brennelementes auf den Reaktorkern während eines Brennelementwechsels unterstellt, wobei es zu einer Beschädigung von Brennstäben und einer Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Sekundärcontainment und in die Umgebung kommt.
- Verlust der Brennelementbeckenkühlung:  
Ein Verlust der Kühlung des Brennelementbeckens infolge Versagen des Brennelementbecken-Kühlsystems und des STCS ist bei einem Sicherheitserdbeben möglich, bei dem mit dem Ausfall der Sicherheits- und Versorgungssysteme der Stränge I und II gerechnet werden muss. Damit ist auch das Hilfskühlwassersystem, das die Nachzerfallwärme der gelagerten Brennelemente an die Aare abführt, als ausgefallen anzunehmen.
- Absturz eines Brennelement-Transportbehälters:  
Ein Absturz eines Brennelement-Transportbehälters kann z. B. infolge eines Versagens der Bremsen des Reaktorgebäudekrans erfolgen. Bei einem Absturz des Transportbehälters in der Transportöffnung im Reaktorgebäude können der Torus beschädigt, die auf der Kote - 11 m aufgestellten Sicherheitssysteme überflutet und radioaktive Stoffe aus dem Transportbehälter freigesetzt werden.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*1991 wurde der Reaktorgebäudekran durch Nachrüstung der Kupplung zwischen Motor und Getriebe sowie einer Sicherheitsbremse ertüchtigt (Kap. 6.8.4).*

*Bei der radiologischen Analyse des Brennelementabsturzes wurde der zurzeit standardmässig im Kern nachgeladene Brennelementtyp berücksichtigt (Kap. 7.7.2.10).*

*KKM stellt fest, dass während des bisherigen Betriebs keine sicherheitsrelevanten Brennelement-Handhabungsstörfälle aufgetreten sind.*

### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK beurteilt die für die Lagerung und Handhabung von Brennelementen relevanten Störfälle wie folgt:*

- *Falls die Brennelemente aus dem Kern ins Brennelementbecken entladen wurden und die Kühlung des Brennelementbeckens ausfällt, so dauert es mindestens 22 Stunden, bis die Siedetemperatur des Beckenwassers erreicht ist, und ca. 6 Tage, bis die Brennelemente abgedeckt sind. In dieser Zeit kann über das kombinierte Trink- und Feuerlöschwassersystem sowie über zu erstellende Schlauchleitungen alternatives Kühlwasser aus dem Hochreservoir*

oder mittels Motorspritze aus der Aare ins Brennelementbecken geleitet werden.

- Die im HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup> zur weiteren Verringerung der Wahrscheinlichkeit eines Transportbehälterabsturzes verlangte Ertüchtigung des Reaktorgebäudekrans wurde durchgeführt.

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **7.6 Externe Ereignisse**

In der Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> werden das Erdbeben und der Flugzeugabsturz als typische Beispiele von externen Ereignissen genannt, die den Auslegungstörfällen zugeordnet sind und gegen die Sicherheitsmassnahmen getroffen werden müssen. In diesem Kapitel wird der Einfluss der im Bewertungszeitraum getroffenen Massnahmen und von aufgetretenen Ereignissen auf die angenommenen Abläufe der externen Ereignisse behandelt. Wie gross der Schutz der Anlage gegen externe Ereignisse tatsächlich ist, wird in Kap. 8 mittels der probabilistischen Sicherheitsanalyse umfassend untersucht.

Die externen Ereignisse werden mit Ausnahme eines Blitzschlages der Sicherheitsebene 3 und der Störfallkategorie 3 gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zugeteilt. Folgende externe Ereignisse werden betrachtet:

- Erdbeben (Kap. 7.6.1)
- Blitzschlag (Kap. 7.6.2)
- Externe Überflutung (Kap. 7.6.3)
- Niedrigwasser (Kap. 7.6.4)
- Windlasten (Kap. 7.6.5)
- Einwirkungen von Gasen und Explosionen (Kap. 7.6.6)
- Flugzeugabsturz (Kap. 7.6.7): Ein die Auslegungskriterien überschreitender Flugzeugabsturz wird als auslegungsüberschreitender Störfall eingestuft.

Der Flugzeugabsturz wurde beim Bau des KKM, wie damals weltweit üblich, nicht als Lastfall berücksichtigt. Die Richtlinie HSK-R-102<sup>10</sup>, die Auslegungskriterien gegen die Folgen von Flugzeugabsturz enthält, gilt für Neuanlagen, die nach 1986 erbaut wurden. Trotzdem wird in diesem Kapitel vor dem Hintergrund der Terroranschläge in den USA vom 11. September 2001 der im KKM vorhandene Schutz gegen Flugzeugabsturz zusammenfassend bewertet.

Der Schutz der Anlage gegen „Einwirkungen Dritter“ ist nicht Gegenstand dieser Stellungnahme.

## 7.6.1 Erdbeben

### Störfallablauf

Im Unterschied zu anderen Auslegungsstörfällen kann beim Erdbeben das Anlageverhalten nicht eindeutig beschrieben werden. Das hängt damit zusammen, dass das Versagen von nicht gegen das so genannte Sicherheitserdbeben SSE (Safe Shutdown Earthquake) ausgelegten Bauten, Systemen und Komponenten im deterministischen Sinne nicht voraussehbar ist. Für solche Komponenten und für Komponenten der Erdbebenklasse 1 (EK 1), sowie Komponenten, die diese bei einem eventuellen Versagen gefährden können, kann mittels probabilistischer Analysen eine Versagenswahrscheinlichkeit ausgewiesen werden. Im Rahmen der deterministischen Auslegung definiert man aber, für welche Ausrüstungen die Sicherheitsfunktion bzw. Integrität während und nach einem Sicherheitserdbeben gewährleistet sein müssen. Sie sind der Erdbebenklasse 1 (EK 1) zugeordnet. Alle nicht der EK 1 zugeordneten Ausrüstungen werden im Rahmen der deterministischen Störfallanalysen dann als versagend angenommen<sup>7</sup>. Diese Annahme ist konservativ und führt zu entsprechend konservativen Ergebnissen.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM legt dar, dass die Reaktorabschaltung, die Brennelementkühlung und der Einschluss der radioaktiven Stoffe mit den für das SSE qualifizierten SUSAN-Systemen (ARSI, RCIC und TCS) nachgewiesen sind.*

### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist dadurch gewährleistet, dass bei einem SSE nicht gleichzeitig mit einem Kühlmittelverluststörfall gerechnet werden muss und der Reaktorkühlkreislauf somit intakt bleibt (Kap. 6.6.1). Das Primärcontainment mit seinen Durchdringungen ist ebenfalls auf SSE ausgelegt, weshalb nicht mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Primärcontainment zu rechnen ist. Die aktive Auslösung der Containmentisolation kann sich auf normalerweise offene Isolationsarmaturen des Reaktorkühlkreislaufs beschränken und ist durch das Alternative Reaktorabschalt- und Isolationssysteme ARSI sichergestellt.*

*Bei einem SSE ist mit einem sofortigen Ausfall der externen Stromversorgung und mit Lastabwurf auf Eigenbedarf zu rechnen. Die Eigenbedarfsversorgung (6-kV-Schienen) dürfte ebenfalls frühzeitig ausfallen, da diese von seismisch nicht qualifizierten Ausrüstungen abhängig ist (z. B. von der externen Stromversorgung oder den Turbinen, den Kondensatoren, den Generatoren, den Kondensat- und Speisewasserpumpen, der Speisewasser- und Reaktordruckregelung und dem Hauptkühlwassersystem).*

*Eine Untersuchung zeigte, dass das Maschinenhaus zwar einem SSE nicht standhält, aber auch nicht vollständig zerstört wird. Die Integrität der Frischdampf- und Speisewasserleitungen sind deshalb, obwohl sie der Erdbebenklasse EK I zugeordnet sind, bei einem Versagen des Maschinenhauses nicht sicher gewährleistet.*

*Bei einem Leitungsbruch im Maschinenhaus wird das Reaktorschutzsystem aktiviert und löst automatisch eine Schnellabschaltung, die Isolation des Reaktorkühlkreislaufs und die Not- und Nachkühlsysteme aus. Damit ist eine ausreichende Kernkühlung sichergestellt und störfallbedingte Hüllrohrschäden können ausgeschlossen werden. Die Freisetzung radioaktiver Stoffe begrenzt sich somit auf die Aktivität des Wassers und des Dampfs, die bis zur Isolation des Reaktorkühlkreislaufs ins Maschinenhaus austreten kann. Die daraus zu erwartenden radiologischen Konsequenzen sind im Kap. 7.7.2.11 dargestellt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Auf der Basis der Erkenntnisse aus dem Projekt zur Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz (PEGASOS) hat die HSK für die PSA verschärfte Erdbebengefährdungsannahmen festgelegt. Die HSK hat die Betreiber der Schweizer KKW aufgefordert, die Möglichkeiten und den Nutzen von risikomindernden seismischen Ertüchtigungen komponentenspezifisch zu untersuchen.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Das SSE ist gemäss Requalifikation des KKM im Jahr 1985 durch eine horizontale Beschleunigung von 0,15 g charakterisiert (vgl. Kap. 6.1). Dies entsprach gemäss dem 1977 und 1984 erarbeiteten Grundlagestudien einer Eintretenswahrscheinlichkeit von etwa  $10^{-4}$  pro Jahr.

Unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers ist die Einordnung des SSE selbst unter Berücksichtigung der o.g. Verschärfung der Erdbebengefährdungsannahme in die Störfällkategorie 3 der Auslegungstörfälle entsprechend der Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> korrekt.

Die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse (MUSA 2005) weisen für das Maschinenhaus eine geringe Versagenswahrscheinlichkeit resp. eine hohe Standfestigkeit des Maschinenhauses auch bei einem SSE aus. Da die Frischdampf- und Speisewasserleitungen sowie deren Armaturen bis zu den Isolationsarmaturen der Erdbebenklasse EK 1 zugeordnet sind, wird beim SSE ein Versagen der Leitungen und Komponenten im Maschinenhaus nur nach diesen Abschlussarmaturen unterstellt.

Es liegt für das SSE unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers (Störfallkategorie 3), bei denen das Versagen des Maschinenhauses mit Freisetzungen aus den gebrochenen Frischdampf- und Speisewasserleitungen angenommen wird, radiologischen Analysen vor.

Wird kein Einzelfehler unterstellt, würde das SSE gemäss neuen Erkenntnissen in die Störfallkategorie 2 fallen. Bei einer Änderung der Erdbebengefährdungsannahme muss für bestehende Anlagen geprüft werden, welche Konsequenzen sich daraus ergeben. Können die gemäss StSV zulässigen Störfalldosen nicht mehr eingehalten werden, ist zu prüfen, ob Nachrüstmassnahmen angezeigt sind. Dies ist dann der Fall, wenn diese dem Stand der Nachrüsttechnik entsprechen und angemessen sind (KEG, Art. 22 Abs. 2 Bst. g). Zur Klärung dieses Sachverhaltes ist eine SSE-Analyse (technisch und radiologisch) ohne Unterstellung eines Einzelfehlers notwendig. Eine solche Analyse liegt bisher nicht vor.

### HSK-Forderung PSÜ-7.6-1:

*Die HSK fordert vom KKM eine SSE-Analyse ohne Unterstellung eines Einzelfehlers. Kann die gemäss StSV einzuhaltende Störfalldosis von 1 mSv für Störfälle der Ereigniskategorie 2 nicht eingehalten werden, sind Vorschläge für Nachrüstungen auszuarbeiten und zu bewerten. Die Analyse und Bewertung der Ergebnisse sind der HSK bis Ende 2008 einzureichen.*

## **7.6.2 Blitzschlag**

### **Störfallablauf**

Ein Kernkraftwerk muss bei einem Blitzschlag so ausgelegt sein, dass die dabei auftretenden Folgeschäden die Reaktorabschaltung, die Kernkühlbarkeit und der Einschluss der radioaktiven Stoffe nicht gefährden.

Untersucht werden folgende Blitzschlag-Szenarien:

- Blitzschlag mit Auswirkungen auf den Anlagenbetrieb
- Einschlag eines Auslegungsblitzes<sup>5</sup>

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Am 28. Juni 1991 schlug ein Blitz innerhalb des KKM-Areals ein. Der genaue Einschlagort konnte nicht ermittelt werden, doch wird aufgrund des Schadensbildes ein Einschlag im Bereich Kamin/Zwischenlager vermutet. Als Folge wurden verschiedene Sicherungsautomaten der 125V-Steuer Spannungsversorgung ausgelöst. Wegen der fehlenden Steuer Spannungen war der Notstromdiesel während ca. einer halben Stunde nicht verfügbar und bei der Leittechnik von Hilfs- oder Nebensystemen wurden Störungen festgestellt. Infolge der Blitzeinwirkung entstanden bei der Leittechnik der Trinkwasserversorgung und der Telefonverbindung der Anschlüsse Rewag und Runtigenrain Schäden; zudem mussten Kameras der Peripherieüberwachung ersetzt werden. Der Leistungsbetrieb der Anlage wurde aber nicht gestört. Auch die SUSAN-Systeme wurden durch das Ereignis nicht beeinträchtigt. Bezüglich Blitzschutzes wurden keine Verbesserungsmöglichkeiten erkannt.*

*Am 9. Juni 1993 schlug ein Blitz in die Unterstation Mühleberg-West oder in die 220kV-Leitung nach Galmiz ein (Kap. 5.2.1). Als Folge davon kam es im KKM zu einer Auslösung des Differentialschutzes der beiden Blocktransformatoren, wodurch ein Turbinenschnellschluss beider Turbinen und ein Teilscream ausgelöst wurden. Durch das verzögerte Öffnen eines Bypassventiles stieg der Reaktordruck an, was zu einem Abschalten der Anlage führte. Die SUSAN-Systeme waren vom Vorkommnis nicht betroffen. Das Ansprechen des Differentialschutzes ist mit grosser Wahrscheinlichkeit auf einen zu grossen Verlagerungsstrom zurückzuführen. Der Differentialschutz wurde verbessert.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die im KKM getroffenen Blitzschutzvorkehrungen werden in Kap. 6.10 bewertet.*

*Die zwei blitzbedingten, im KKM während des Bewertungszeitraumes aufgetretenen Ereignisse werden wie folgt bewertet:*

- *Der Blitzschlag vom Juni 1991 verursachte verschiedene Störungen und kleinere Defekte bei leittechnischen Ausrüstung der Anlage. Der Reaktorbetrieb blieb ungestört.*
- *Der Blitzschlag vom Juni 1993 verursachte durch das Ansprechen des Differentialschutzes der Blocktransformatoren einen Teilsclam, der infolge eines unabhängigen Fehlers im Sekundäranlagenteil zu einem Scram führte. Im übrigen verhielt sich die Anlage bezüglich Blitzschutzes erwartungsgemäss. Als Folge des Blitzeinschlags wurde der Differentialschutz der Blocktransformatoren geeignet angepasst.*

*Bei beiden Blitzschlägen wurden weder eine Sicherheitsfunktion noch die gegen die Auswirkungen eines Blitzeinschlages geschützten SUSAN-Systeme beeinträchtigt. Die HSK sieht bei den Vorkommnissen keine unzulässigen Auswirkungen.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Am 8. Mai 2003 fiel um 21:24 die 220-kV-Leitung Mühleberg-Galmiz-Kerzers wegen eines Blitzeinschlages für einige Minuten aus. Das Ereignis hatte keinen Einfluss auf den Anlagenbetrieb.

Am 8. Juli 2004 fiel um 15:03 die 220-kV-Leitung Mühleberg-Pieterlen wegen eines Blitzschlages kurzzeitig aus. Das Ereignis hatte keinen Einfluss auf den Anlagenbetrieb.

Am 16. April 2005 führte ein Blitzeinschlag in die 220-kV-Unterstation Mühleberg-West zu kurzen Spannungsschwankungen im Eigenbedarfs-Netz. Das Ereignis hatte keinen Einfluss auf den Anlagenbetrieb.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Bei den drei registrierten Blitzeinschlägen in 220-kV-Leitungen und in die Unterstation Mühleberg wurde der Anlagenbetrieb nicht beeinflusst, d.h. es wurden weder Sicherheitsfunktionen noch die gegen die Auswirkungen eines Blitzschlages geschützten SUSAN-Systeme beeinträchtigt. Die HSK sieht bei den Vorkommnissen keine unzulässigen Auswirkungen.

#### **7.6.3 Externe Überflutung**

##### **Störfallablauf**

Der Auslegung des SUSAN-Systems gegen Überflutung ist der gleichzeitige Bruch der Saane-Staumauern am Schifflensee und am Lac de la Gruyère (Rossens) infolge eines Erdbebens im Nahbereich dieser Stauseen zu Grunde gelegt. Dieser Bruch führt aufgrund der stromabwärts liegenden Einmündung der Saane in die Aare zu einem Rückstau der Aare mit einer Flutkote von +6,0 m über dem Aarealniveau (= 466 m ü.M.).

Untersuchungen haben ergeben, dass nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) am KKM-Standort die Wohlensee-Staumauer schlimmstenfalls durch eine Bresche mit einer Breite von 62 m und einer Höhe von 3 m im Wehrbereich beschädigt wird. Infolge dieser Bresche steigt der Aarewasserspiegel nicht bis zum Arealniveau an und das KKM-Gelände wird somit nicht überflutet.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM legt dar, dass das Reaktorgebäude, das SUSAN-Gebäude und das Zwischenlager für mittelaktive Abfälle gegen eine externe Überflutung bis zu einer Flutkote von +6,0 m Höhe ausgelegt sind. Die Einhaltung der Schutzziele Reaktorabschaltung, Kernkühlung und Einschluss der radioaktiven Stoffe ist durch die SUSAN-Systeme sichergestellt.*

*Das Maschinenhaus und das Aufbereitungsgebäude sind nur teilweise gegen Überflutung geschützt. Eine allfällige Freisetzung radioaktiver Stoffe ist aus offenen Tanks im Aufbereitungsgebäude möglich, die mit radioaktiven Flüssigkeiten oder verbrauchten Harzen gefüllt sind.*

*Der Höchststand der Aare lag während des Hochwassers von Mitte Mai 1999 bei 464,1 m ü.M. und somit um 1,9 m unterhalb des Arealniveaus. Dieser Wasserstand entspricht nicht ganz dem bei einem 100jährigen Hochwasser erwarteten Wasserspiegel. Infolge des Anstiegs des Grundwasserspiegels drang Wasser in Kellergeschosse verschiedener nicht-überflutungssicher gebauten Gebäude (u. a. ins Betriebsgebäude und ins Maschinenhaus) und in den Kabelkanal vom Kraftwerk zur Schaltanlage Mühleberg-West ein. Das eingedrungene Wasser wurde durch Wassersauger und Pumpen abgeführt. Kabel waren durch die Feuchtigkeit nicht gefährdet und der Betrieb wurde nicht wesentlich beeinträchtigt (Kap. 3.1).*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK kommt zum Schluss, dass das Reaktorgebäude und die SUSAN-Systeme einer externen Überflutung standhalten und der Reaktor in einen sicheren Zustand gebracht und dort gehalten werden kann. Gemäss heutigem Kenntnisstand ist eine ausreichende Störfallvorsorge gegen externe Überflutungen getroffen worden.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## 7.6.4 Niedrigwasser

### Störfallablauf

Ein Niedrigwasser der Aare beim KKM-Areal kann durch Abflussunterbruch beim stromaufwärts gelegenen Wohlensee entstehen. Ein extremer Niedrigwasserstand kann sich ergeben, wenn dieser Abflussunterbruch mit dem Verlust der Stauhaltung beim stromabwärts gelegenen Stauwehr Niederried kombiniert ist.

Die Absperrorgane des Stauwehrs des Wohlensees sind normalerweise geschlossen, da möglichst alles Wasser durch die Turbinen des Wasserkraftwerks Mühleberg geleitet wird (Laufkraftwerk). Bei geschlossenen Absperrorganen kann ein Abflussunterbruch durch eine Turbinenabschaltung infolge von Erdbeben, Fehlmanipulation, Defekt, Netzausfall, oder Einwirkung Dritter verursacht werden. Nach einem Abflussunterbruch steigt der Wasserspiegel des Wohlensees an, bis etwa nach einer Stunde das Überströmen des Wehres beginnt. Als Ursache des Verlusts der Stauhaltung des Stauwehrs Niederried kommt ein Bruch der Staumauer infolge eines Erdbebens in Frage.

Ein niedriger Wasserstand der Aare könnte die ausreichende Aarewasserzufuhr zum Hilfskühlwassersystems SWS und zum SUSAN-Kühlwassersystem CWS verhindern. Ein Ausfall dieser Systeme würde die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor beeinträchtigen. Zur Nachwärmeabfuhr ist zumindest das CWS notwendig.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Während der SUSAN-Projektierung wurden der Verlauf der Aaresohle sowie die natürlichen und die bei Störfällen unterstellten Niedrigwasserstände untersucht. In der PSÜ-Dokumentation wurden der Verlauf der Aaresohle beim KKM-Areal und die Einlaufkoten der betroffenen Kühlwassersysteme zusammengestellt. Für die Beurteilung der Auswirkungen eines Niedrigwassers sind folgende Werte von Bedeutung:*

- *Betonschwelle beim Pumpenhaus (Einlauf zum Hauptkühlwassersystem und SWS): 458,0 m ü.M.*
- *Aaresohle beim Auslaufbauwerk des Hauptkühlwassersystems (Einlauf zum CWS): 458,0 m ü.M.*
- *Aaresohle am Rand der beckenartigen Vertiefung (natürliches Staubecken) stromabwärts des KKM-Areals: 458,0 m ü.M.*
- *Aarewasserstand bei extremem Niedrigwasser mit Verlust der Stauhaltung im Kraftwerk Niederried und gleichzeitigem Abflussunterbruch aus dem Wohlensee: 458,29 m ü.M.*

*KKM weist darauf hin, dass auch bei extremem Niedrigwasser die Zuflussöffnung zum SUSAN-Kühlwassersystem CWS mit Wasser überdeckt ist. Trotz des Abflussunterbruchs ist über Lecks am Stauwehr und am Grundablass des Wohlensees, über Sickerwasser der Stauanlage, über kleine Bäche aus der Umgebung und über Grundwassereintritte in die Aare eine Restwasser-Abflussmenge von mindestens 0,4 m<sup>3</sup>/s vorhanden. Für den Betrieb des SWS resp. des CWS werden eine Abflussmenge von 0,7 m<sup>3</sup>/s resp. 0,09 m<sup>3</sup>/s benötigt. KKM kommt zum Schluss, dass auch bei extremem Niedrigwasser die Kühlwasserversorgung des KKM mittels des CWS gewährleistet ist.*



*Zur Beurteilung allfälliger Veränderungen bei der Aare-Stauhaltung wurden die Aare-Querprofile zwischen den Wasserkraftwerken Mühleberg und Niederried in den Jahren 1970 bis 1990 im Abstand von 10 Jahren vermessen. Da keine wesentlichen Veränderungen aufgetreten sind, hat die BKW in Absprache mit dem Bundesamt für Wasser und Geologie (BWG) für die zukünftigen Profilaufnahmen einen Zeitabstand von 15 bis 20 Jahren vorgesehen.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Aus den vorgelegten Unterlagen schliesst die HSK, dass bei extremem Niedrigwasser mit Abflussunterbruch des Wohlensees und Verlust der Stauhaltung des Stauwehrs Niederried zwar das Hauptkühlwassersystem und damit die Hauptwärmesenke über die Kondensatoren ausfällt, die Sohlen der Eintrittsöffnungen zum Hilfskühlwassersystem SWS und zum SUSAN-Kühlwassersystem CWS liegen aber noch um 0,3 m unterhalb des bei einem Niedrigwasser zu erwartenden Minimalwasserstandes. Zum Betrieb des CWS ist eine ausreichende Restwasser-Abflussmenge vorhanden. Falls sich die Aaresohle beim KKM-Areal in Zukunft nicht wesentlich ändert, kann eine Gefährdung der Anlagensicherheit durch Niedrigwasser ausgeschlossen werden.*

*Zur Gewährleistung des minimalen Wasserstandes, der zur Funktionstüchtigkeit des CWS bei extremem Niedrigwasser benötigt wird, ist vor allem die stromabwärts des KKM-Areals vorhandene beckenartige Vertiefung (natürliches Staubecken) der Aare von Bedeutung. Wegen der Bedeutung des Verlaufs der Aaresohle für die Beherrschung eines störfallbedingten Niedrigwassers verlangt die HSK die Beibehaltung des bisherigen Zeitintervalls für die periodische Profilaufnahme der Aare. Die Aare-Querprofile im Bereich der Wasserfassung des CWS und des stromabwärts gelegenen natürlichen Staus der Aare müssen deshalb in periodischen Abständen von höchstens 10 Jahren, zum ersten Mal bis Ende 2003, erneut aufgenommen werden (PSÜ-Pendenz P39/2002).*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM hat im März 2003 entsprechend der obigen Pendenz P39 Messungen der Aare-Querprofile durchführen lassen.

Das KKM kommt bei der Bewertung der Messungen zu dem Ergebnis, dass die Berechnungen und Aussagen im Bericht „Ergänzende Untersuchungen zur Benutzung des Kühlwasserauslaufes als Kühlwassereinlauf für SUSAN“ aus dem Jahr 1987 nach wie vor gültig sind. Die festgestellten Veränderungen im Einmündungsbereich der Saane haben keinen Einfluss auf das SUSAN-Kühlwassersystem (CWS). Bei einer weiteren Zunahme der Kiesbänke könnte sich der 1987 ausgewiesene, natürliche Stau in der Aare allenfalls vergrössern, was sich positiv auf die Verfügbarkeit des CWS auswirken würde.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die HSK stellt fest, dass mit den im Rahmen der PSÜ-Pendenz P39 eingereichten Unterlagen zu den im März 2003 durchgeführten Messungen der Aare-Querprofile der Nachweis einer ausreichenden Kühlwasserversorgung des SUSAN bei Niedrigwasser erbracht wurde. Die nächste Messung ist gemäss dieser Pendenz somit im Jahr 2013 notwendig.

### **7.6.5 Windlasten**

#### **Störfallablauf**

Windkräfte, welche die Belastungsgrenze von Gebäudestrukturen übersteigen, können Gebäude zum Einsturz bringen und die Funktionsfähigkeit der darin vorhandenen Sicherheitssysteme ausser Kraft setzen.

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*In der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse legt KKM dar, dass grosse Windlasten während des Sturms „Lothar“ vom 26. Dezember 1999 auftraten und dabei am Meteomast in einer Höhe von 110 m über Boden eine maximale Windgeschwindigkeit von 149 km/h gemessen wurde. Die Windgeschwindigkeiten beim Meteomast, der 800 m vom KKM-Areal entfernt liegt, können als typisch für das KKM und seine Umgebung angesehen werden.*

*KKM kommt zum Schluss, dass der Sturm „Lothar“ im Bereich des KKM mit einer maximalen Windgeschwindigkeit von ca. 150 km/h wirkte. Der Sturm blieb ohne Auswirkungen auf die Anlage.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Bei der Auslegung der Gebäude des KKM wurden die einwirkenden Windkräfte gemäss SIA-Norm 160 (1956)<sup>85</sup> mit den entsprechenden Staudrücken berücksichtigt. Bei der Auslegung des 125 m hohen Abluftkamins wurde zusätzlich ein „Stosszuschlag“ mit dem Faktor 1,90 angesetzt. Dem seinerzeit im Objekthöhenbereich von 80 bis 160 m angesetzten Staudruck liegt eine Windgeschwindigkeit von ca. 175 km/h zugrunde.*

*Die HSK stellt fest, dass die Windgeschwindigkeiten, die 1999 während des Sturmes „Lothar“ in der Umgebung des KKM von den installierten Messstellen registriert wurden, zu Windkräften im Rahmen der in der Auslegung getroffenen Annahmen führten. Die Gebäude des KKM und insbesondere der Abluftkamin werden somit als ausreichend standsicher gegen extrem starke Windeinwirkungen angesehen, wie sie beim Sturm „Lothar“ aufgetreten sind.*

#### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

### **7.6.6 Einwirkungen von Gasen und Explosionen**

#### **Störfallablauf**

Eine äussere Gefährdung des Kraftwerkes durch eine Explosion könnte wie folgt geschehen:

- Explosion in einer Industrieanlage oder einer Lagerstätte für feuergefährliche Stoffe
- Explosion einer Gas- oder Erdölleitung
- Explosion einer ins Kraftwerksareal zugeströmten Gaswolke
- Explosion beim Transport explosionsfähiger Stoffe auf Strasse, Schiene oder Fluss

#### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die am KKM im Abstand von ca. 1 km vorbeiführende Autobahn A1 von Bern nach Lausanne ist seit dem Jahre 2001 durchgehend befahrbar. Die Verkehrsdichte auf dieser Autobahn hat deshalb zugenommen. KKM kommt zum Schluss, dass sich aufgrund der Standortverhältnisse kein Gefährdungspotenzial durch eine äussere Einwirkung von Gasen oder Explosionen ableiten lässt.*

#### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Entfernungen zwischen dem KKM und Industrieanlagen, Lagerstätten für feuergefährliche Stoffe, Gasleitungen und wichtigen Verkehrswegen, die als Ursprungsort einer Explosion oder einer zugeströmten Gaswolke in Frage kommen, sind relativ gross. Zudem werden die Auswirkungen einer Explosion durch die vertiefte Lage des Kernkraftwerks und durch die massive Bauweise der Gebäude abgeschwächt. Die Zunahme der Verkehrsdichte auf der Autobahn A1 hat keinen wesentlichen Einfluss auf die Sicherheit des KKM. Eine Gefährdung des KKM durch eine Explosion, deren Ursprung ausserhalb der Anlage liegt, kann ausgeschlossen werden.*

#### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## 7.6.7 Flugzeugabsturz

### Störfallablauf

Der Störfallablauf und die Konsequenzen eines Flugzeugabsturzes (militärisch oder zivil) auf ein Kernkraftwerk sind abhängig von verschiedenen Parametern, die durch den Flugzeugtyp, die Anflug- und Absturzcharakteristik sowie die werkspezifische Auslegung der Gebäude, Strukturen und Systeme bestimmt werden. Unter anderem sind Geschwindigkeit, Gewicht, Struktureigenschaften, Auftreffcharakteristik, Resttreibstoffgehalt und Auftreffort des Flugzeugs wesentliche Einflussgrößen. Die Auswirkungen auf die Anlage bei einem Flugzeugabsturz können in zwei Gruppen gegliedert werden:

1. Beschädigung oder Zerstörung von sicherheitsrelevanten Strukturen, Systemen und Komponenten durch die mechanische Stosslast bei einem Aufprall des Flugzeuges oder seiner Trümmer.
2. Beschädigung oder Zerstörung von sicherheitsrelevanten Strukturen, Systemen und Komponenten durch den Folgebrand.

Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> wird ein Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk der Störfallkategorie 3 (Sicherheitsebene 3) und ein die Auslegungskriterien überschreitender Flugzeugabsturz den auslegungsüberschreitenden Störfällen (Sicherheitsebene 4) zugeteilt.

Für nukleare Neubauprojekte wurde im Jahre 1986 die Richtlinie HSK-R-102<sup>10</sup> herausgegeben, welche die Auslegungskriterien festlegt, um einen vollumfänglichen Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes sicherzustellen. Zum Zeitpunkt des Baus der älteren schweizerischen Kernkraftwerke war die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Flugzeugabsturz jedoch weder in der Schweiz noch im Ausland eine gesetzliche oder behördliche Forderung. Die Anlage KKM wurde dementsprechend nicht eigens für diesen Störfall ausgelegt.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Gemäss der PSA-Studie für Mühleberg beträgt die Gesamthäufigkeit eines unfallbedingten Flugzeugabsturzes auf das Reaktorgebäude des KKM  $2,4 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr (Kap. 8.1.5.4) und liegt im Bereich des gesellschaftlich allgemein hin tolerierten Restrisikos. Dabei sind die berechneten Absturzhäufigkeiten von Militärjets und Zivilflugzeugen etwa gleich gross.*

*In Anbetracht des fortgeschrittenen Standes der Technik bei der Auslegung von deutschen und schweizerischen Kernkraftwerken gegen einen Flugzeugabsturz in den 70er Jahren hat die HSK zusätzliche Massnahmen gegen auslegungsüberschreitende externe Ereignisse gefordert. Dementsprechend wurden Ende der 80er Jahre wesentliche Nachrüstungsmassnahmen der Anlage KKM gegen einen Flugzeugabsturz durchgeführt, die auch Massnahmen gegen einen Flugzeugabsturz beinhalten. Um auch einen Schutz gegen einen Absturz von Flugzeugtrümmern zu erreichen und die übergeordneten Schutzziele zu erfüllen, wurde 1989 das Spezielle Unabhängige System zur Abführung der Nachzerfallswärme SUSAN nachgerüstet. Das SUSAN-Gebäude liegt zum Teil unterirdisch und ist gemäss Richtlinie HSK-R-102<sup>10</sup> gegen die Trümmereinwirkungen eines Flugzeugabsturzes ausgelegt.*

*Seit dem Attentat vom 11. September 2001 wird auch die Möglichkeit eines absichtlich herbeigeführten terroristischen Flugzeugabsturzes auf ein Kernkraftwerk in Betracht gezogen und es wurden be-*

reits in einigen Ländern erste Schritte für Grenzlast- und Konsequenzenuntersuchungen zu diesem Szenarium vorgenommen. Eine solche Untersuchung zum gezielten Flugzeugabsturz wird derzeit auch für das KKM und die anderen schweizerischen Kernkraftwerke durchgeführt.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Ein nicht absichtlich herbeigeführter Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk wird von der Fachwelt auch in Zukunft als ein extrem seltenes Ereignis eingestuft. Während der fast 50-jährigen Kernenergienutzung gab es weltweit keinen Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk. Die langjährigen internationalen Flugunfallstatistiken zeigen denn auch, dass die Absturzwahrscheinlichkeit für einen schnellfliegenden Militärjet oder ein grosses Verkehrsflugzeug auf eine Flächenparzelle von der Grösse eines Kernkraftwerks unter einmal pro 1 Million Jahre liegt. Dies wird durch die Absturzwahrscheinlichkeitsanalyse der PSA-Studie für KKM bestätigt (Kap. 8.1.5.4). In anderen Gefahrenbereichen werden gegen derart unwahrscheinliche Ereignisse keine expliziten Schutzmassnahmen getroffen.*

*Obwohl das KKM beim Bau nicht eigens auf einen Absturz eines schnell fliegenden Militärflugzeuges oder einer grossen Passagiermaschine ausgelegt wurde, bietet die Anlage nach Ansicht der HSK dennoch erhebliche Schutzfaktoren:*

- Günstige Topographie: KKM liegt zwischen Hügeln in einem Taleinschnitt*
- Räumliche Trennung von sicherheitsrelevanten Systemen*
- Das 1989 in Betrieb genommenen und gebunkerte, z. T. unter der Erde liegende SUSAN-Notstandssystem*
- Massive interne Beton- und Stahlstrukturen als zusätzliche innere Schutzbarrieren gegen eine Beschädigung von Komponenten, die radioaktive Stoffe enthalten*

*Für den Fall des wahrscheinlicheren Absturzes von leichteren Flugzeugen, Helikoptern oder Flugzeugtrümmern ist die Anlage KKM mit den bestehenden baulichen und mechanischen Voraussetzungen sowie durch die räumliche Trennung und Bunkerung wichtiger Sicherheitssysteme gut geschützt. Die Kernkühlung kann bei solchen Abstürzen auf das KKW-Gelände gewährleistet werden, d. h. die radiologischen Konsequenzen in der Umgebung sind begrenzt und erfüllen die Kriterien der Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> (Kap. 7.7.2.11).*

*Die ersten vorläufigen Ergebnisse der laufenden Untersuchung (Stand Herbst 2002) zu den Auswirkungen eines gezielten terroristischen Flugzeugabsturzes zeigen, dass die tatsächlich notwendigen Schutzwandstärken von KKW-Reaktorgebäuden gegen einen Flugzeugabsturz geringer sind, als bisher aufgrund der Ergebnisse konservativer Rechnungen angenommen wurde. Aus dieser Untersuchung ergibt sich auch für das KKM ein höherer Schutzgrad gegen das Eindringen von Triebwerks- oder Trümmerteilen von schnellfliegenden Militärjets und grossen Verkehrsflugzeugen als bisher angenommen wurde. Weiterhin zeigt die Untersuchung, dass die Tragfähigkeit und Dichtheit der sicherheitsrelevanten Gebäude auch nach einem mehrstündigen Kerosinbrand erhalten bleibt. Ein Bericht zu dieser Untersuchung wird im Frühjahr 2003 dem Bundesrat eingereicht.*

*Die HSK kommt zum Schluss, dass das KKM, welches Ende der 60er Jahre entsprechend dem Stand des Wissens und des damaligen Vorgehens noch nicht eigens auf einen Flugzeugabsturz ausgelegt wurde, dennoch aufgrund der Nachrüstungen und der neuen Erkenntnisse aus der oben erwähnten*

*Untersuchung über einen angemessenen Schutzgrad gegen jegliche Art von Flugzeugabsturz verfügt.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

In der 2006 neu eingereichten PSA wird die Gesamtkernschadenshäufigkeit verursacht durch unfallbedingte Flugzeugabstürze auf die Gebäude des KKM mit  $6,7 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr ausgewiesen, wobei die Gesamtkernschadenshäufigkeit fast ausschliesslich durch Abstürze auf das Reaktor- und Betriebsgebäude bestimmt ist.

Nach den Attentaten vom 11. September 2001 hat die HSK die Kernkraftwerksbetreiber beauftragt, eine vertiefte Analyse zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlich herbeigeführten Flugzeugabsturz durchzuführen. In ihrer Analyse, die mit aktuellen Modellen, Methoden und Datenmaterial durchgeführt wurde, hat eine Expertengruppe der Kernkraftwerksbetreiber die wesentlichen Bedingungen eines vorsätzlichen Flugzeugabsturzes untersucht. Die Expertengruppe hat mit Hilfe einer dynamischen Grenzlastanalyse die Auswirkungen auf die strukturelle Integrität und Stabilität der sicherheitsrelevanten Baustrukturen der schweizerischen Kernkraftwerke untersucht. Dabei kamen aufwändige Crash- und Brandmodelle zum Einsatz. Der vorhandene Schutz gegen einen vorsätzlichen Flugzeugabsturz wurde zusätzlich mit einer probabilistischen Sicherheitsanalyse bewertet.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Einstufung eines unfallbedingten Flugzeugabsturz auf das KKM mit schweren Auswirkungen auf die Umgebung als auslegungsüberschreitenden Störfalls entspricht der Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup>, die für auslegungsüberschreitende Störfälle eine Eintrittshäufigkeit von kleiner  $10^{-6}$  verlangt.

In der Stellungnahme<sup>128</sup> zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlich herbeigeführten Flugzeugabsturz kommt die HSK zu dem Ergebnis, dass für das KKM bei mittleren Geschwindigkeiten eines Passagierflugzeuges ein Schutz der im Reaktorgebäude installierten Einrichtungen gegen die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes besteht. Dank der inneren, massiven Strukturen ist auch bei einem Durchstanzen des äusseren Gebäudes ein hoher Schutzgrad gegen eine Beschädigung der für die Kernkühlung relevanten Systeme vorhanden. Weiterhin zeigt die Untersuchung, dass die Tragfähigkeit und Dichtheit des Reaktor- und SUSAN-Gebäudes auch nach einem grösseren Kerosinbrand erhalten bleibt. Die Analyse zeigt, dass die Wahrscheinlichkeit für eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung gering ist.

## **7.7 Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen**

Der Nachweis eines ausreichenden Sicherheitskonzepts wird im Rahmen der Auslegung anhand umfassender Störfallanalysen geführt. In diesen Störfallanalysen werden die Freisetzung und der Transport von radioaktiven Stoffen aus dem Brennstoff durch die Anlage in die Umgebung untersucht.

Die berechneten radiologischen Auswirkungen dürfen dabei gewisse Grenzwerte nicht überschreiten. Die Rechenmodelle zur Beschreibung des Transports radioaktiver Stoffe innerhalb und ausserhalb der Anlage wurden im Laufe der Jahre ständig verfeinert und gewisse Randbedingungen wurden den neueren Erkenntnissen angepasst. So ist zum Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bis zur Freisetzung in die Anlagenumgebung (Quelltermberechnung) im Jahre 2000 die neue USNRC-Richtlinie 1.183<sup>129</sup> erschienen, welche für die HSK die diesbezüglich massgebende Beurteilungsgrundlage ist. Des Weiteren wurden die Annahmen zur Ausbreitungs- und Dosisberechnung, die heute für die Schweiz in der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> festgelegt sind, geändert. Dies führte zur Notwendigkeit, die radiologischen Auswirkungen von Auslegungstörfällen im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM neu zu beurteilen.

Sowohl die Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> wie auch die Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> wurden im Beurteilungszeitraum revidiert. Dabei wurden die Ereigniskategorien in Störfallkategorien umbenannt und die zulässigen Dosisgrenzwerte aus der Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> in die heute gültige Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> übernommen.

### 7.7.1 Rechenmodelle zur Bestimmung der radiologischen Auswirkungen

Die für die Bestimmung der radiologischen Auswirkungen notwendigen Berechnungen umfassen:

Innerhalb der Anlage:

- Aktivitätsinventar im Brennstoff und Reaktorkühlmittel
- Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bis zur Freisetzung in die Umgebung

Ausserhalb der Anlage:

- Ausbreitung der aus der Anlage freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre und Ablagerung auf dem Boden
- Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung

Für den Nachweis werden konservative Ergebnisse verlangt. Damit wird sichergestellt, dass diese eine obere Grenze der zu erwartenden radiologischen Auswirkungen darstellen. Konservative Ergebnisse können gewonnen werden entweder durch Berechnungen mit Rechenmodellen und Eingabedaten, welche systematisch zu ungünstigeren Ergebnissen führen als sie tatsächlich auftreten würden, oder durch Berechnungen mit realistischen Rechenmodellen und Eingabedaten unter Berücksichtigung von Sicherheitszuschlägen, die aufgrund vorhandener Unsicherheiten in Rechenmodellen und der Streuung der Eingabedaten bestimmt werden.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

Im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM hat der Betreiber die in der Kraftwerksumgebung zu erwartenden Dosen für eine Reihe von radiologisch repräsentativen Auslegungstörfällen neu analysiert. Andere radiologisch relevante Störfälle werden durch diese Störfälle abgedeckt. Dies ist ein übliches Verfahren.

Folgende Störfälle wurden radiologisch untersucht:

- Steuerstab-Fall (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.7.2.1)
- Kühlmittelverluststörfall (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.2)
- Messleitungsbruch im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.7.2.3)
- RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.4)
- Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.6)
- Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.7)
- Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.8)
- Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.9)
- Brennelementabsturz (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.7.2.10)
- Externe Ereignisse (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.11)

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK hat die vom Betreiber unterbreiteten Rechenmodelle für die radiologischen Störfallanalysen sowie deren Annahmen und Eingabeparameter überprüft und hat die Ergebnisse durch eigene Analysen im Detail auch quantitativ kontrolliert.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2005 (PSÜ 2005) hat das KKM die in der Kraftwerksumgebung zu erwartenden Dosen für eine Reihe von radiologisch repräsentativen Auslegungsstörfällen neu analysiert und im Sicherheitsbericht 2005 (SIB 2005) dokumentiert. Die Liste der untersuchten Störfälle wurde gegenüber der PSÜ 2000 um einen Störfall erweitert (erhöhte Frischdampfleckage im Maschinenhaus, vgl. Kapitel 7.7.2.5).

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK hat die vom Betreiber eingesetzten Rechenmodelle für die Störfallanalysen sowie deren Annahmen und Eingabeparameter überprüft und hat die Ergebnisse teilweise auch quantitativ nachgerechnet. Dabei hat sie insbesondere kontrolliert, dass die Forderungen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> von 2002 beachtet worden sind. Die HSK hat sich dabei überzeugt, dass bei den verschiedenen Störfällen die entsprechenden Dosislimiten eingehalten werden.

#### **7.7.1.1 Aktivitätsinventar und Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage**

##### **Vorgehensweise**

Das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns ist bei Störfällen mit postulierten Brennstabschäden von Bedeutung. Zu diesen Störfällen gehören der Brennelementabsturz, der Steuerstab-Fall und der Kühlmittelverluststörfall im Drywell. Bei den übrigen sieben der oben aufgeführten und analysierten Stör-



fälle spielt nur das Aktivitätsinventar des Kühlmittels (Reaktorwasser, Frischdampf) resp. des Abgases eine Rolle.

Das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns (Bq/Kern) bei Störfalleintritt wurde nicht neu ermittelt. Es entspricht somit dem im HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup> verwendeten.

Die Aktivitätsinventare (Aktivitätskonzentrationen) von Reaktorwasser und Frischdampf (Bq/m<sup>3</sup>) wurden neu bestimmt, um einerseits die aktuellen Festlegungen der Technischen Spezifikationen zu berücksichtigen und andererseits das Nuklidspektrum durch radiologisch wichtige Nuklide von Aktivierungs- und Spaltprodukten (sog. Feststoffe) zu ergänzen.

Die Annahmen zum Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage hängen vom konkreten Störfall ab und werden in den folgenden störfallspezifischen Kapiteln diskutiert und beurteilt.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns (Bq/Kern) bei Störfalleintritt basiert auf einem Reaktorbetrieb während 1000 Tagen bei einer Nennleistung von 1097 MW<sub>th</sub>.*

*Die im Sicherheitsbericht angegebenen Aktivitätskonzentrationen der Iodnuklide im Reaktorwasser wurden an den aktuellen Wert der Technischen Spezifikationen für das Leitnuklid Iod-131 (4,4·10<sup>10</sup> Bq/m<sup>3</sup>) angepasst. Zur Erweiterung des Nuklidspektrums wurden sowohl Messwerte aus dem KKM als auch Standardwerte herangezogen, die das American Nuclear Standard (ANS) Committee für einen Referenzkern eines Siedewasserreaktors mit 3400 MW<sub>th</sub> angibt (ANS-Quelltermsspezifikation<sup>130</sup>).*

*Hinsichtlich Aktivität des Frischdampfs wurden die Freisetzungsraten (Bq/s) der Edelgasnuklide in Übereinstimmung mit dem aktuellen Wert der Technischen Spezifikationen für das Leitnuklid Iod-131 angepasst. Für den Aktivitätsübertritt aus dem Reaktorwasser in den Frischdampf wurden Carryover-Faktoren von 1,4 % für Iodnuklide (Erfahrungswert für KKM) und von 0,1 % für die übrigen (nicht gasförmigen) Nuklide angenommen (ANS-Quelltermsspezifikation<sup>130</sup>). Bei zwei Störfällen wurde ein konservativerer Carryover-Faktor von 2 % für die Iodnuklide verwendet (Kap. 7.7.2.1 und 7.7.2.9).*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Im Sicherheitsbericht sowie in den eingereichten PSÜ-Unterlagen findet man weder Angaben zum Aktivitätsinventar des Referenz-Reaktorkerns noch eine Charakteristik desselben hinsichtlich Nachladeanteil, Entladeabbrand, Kernabbrand usw. Das Aktivitätsinventar des Kerns entspricht dem Stand von 1991 und ist nicht mehr aktuell, weil sich der eingesetzte Brennelementtyp, die Beladestrategie und die Abbrandlimiten geändert haben. KKM hat deshalb bis Ende 2003 das Aktivitätsinventar für den Referenz-Reaktorkern entsprechend der aktuellen Beladestrategie und der aktuellen Abbrandlimiten neu zu berechnen. Dies impliziert Neuanalysen der Störfälle Steuerstab-Fall, Kühlmittelverlust und Brennelementabsturz, bei denen Brennstabschäden postuliert werden. Bei diesen Neuanalysen sind auch die störfallspezifischen HSK-Beurteilungen zu berücksichtigen (PSÜ-Pendenz P40/2002).*

*Das Vorgehen zur Bestimmung neuer Aktivitätsinventare von Reaktorwasser und Frischdampf ist nach Ansicht der HSK akzeptabel. Das erweiterte Nuklidspektrum berücksichtigt insbesondere auch*

*diejenigen Nuklide, die in den deutschen Richtlinien und im Nuklidspektrum für das KKL aufgeführt sind.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Das KKM hat seine Annahmen zur Erfüllung der Pendenz P40 wie folgt ergänzt: Das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns (Bq/Kern) bei Störfalleintritt basiert auf einem 6-Zyklus Gleichgewichtskern am Ende des Zyklus. Der Kern ist aus 240 GE-14C-Brennelementen mit einem Endabbrand von 65 MWd/kg aufgebaut. Die Nennleistung des Reaktors liegt bei 1097 MW<sub>th</sub>. Die Nuklidinventare wurden aufgrund dieser Parameter mit aktuellen Rechenprogrammen berechnet.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgende Ergänzung zu beachten ist:

Die HSK hat die Parameter geprüft und die Berechnungen des Kerninventars mit alternativen Rechenprogrammen nachvollzogen. Sie ist mit dem Aktivitätsinventar im Reaktorkern einverstanden. Die diesbezügliche Pendenz P40 wurde Mitte 2004 geschlossen.

#### **7.7.1.2 Atmosphärische Ausbreitung und Dosisberechnung**

##### **Vorgehensweise**

Die aus der Anlage freigesetzten radioaktiven Stoffe gelangen in die Atmosphäre und breiten sich in Abwindrichtung aus. Besonders wichtig für die Berechnung der Strahlenexposition der Bevölkerung ist die bei der Ausbreitung entstehende Verdünnung der radioaktiven Wolke, die vom Wetter abhängig ist. Es wird im Allgemeinen zwischen sechs Stabilitätsklassen der Atmosphäre unterschieden, womit die unterschiedliche Durchmischung und damit Verdünnung der radioaktiven Stoffe charakterisiert wird. Die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung hängen neben der Stabilitätsklasse von den Niederschlagsverhältnissen, der Freisetzungshöhe der radioaktiven Stoffe, der Windgeschwindigkeit und der betrachteten Abwinddistanz ab. Bei bodennahen Freisetzungen führen stabile Schwachwindlagen ohne Regen in der näheren Umgebung oft zu den grössten radiologischen Auswirkungen während des Durchzugs der radioaktiven Wolke (Wolkenphase). Wetterlagen mit Regen verursachen gegenüber trockenen Wetterlagen grössere Bodenkontaminationen und damit auch grössere Dosisbelastungen in der Phase nach dem Wolkendurchzug (Bodenphase).

Die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Anlage kann je nach Störfall innerhalb einer Zeitspanne von einigen Stunden oder während einer längeren Zeitdauer erfolgen. Die Dosisbelastung der Bevölkerung durch luftgetragene radioaktive Stoffe erfolgt daher ebenfalls über unterschiedliche Zeiträume. Aus der radioaktiven Wolke können radioaktive Stoffe auf dem Boden abgelagert werden und damit auch nach dem Durchzug der Wolke längerfristig Dosisbelastungen verursachen. Abgelagerte radioaktive Stoffe können in den Boden hineinsickern, wodurch eine Abschwächung der externen Strahlung erzielt wird, oder sie können wiederaufgewirbelt werden und erneut Dosisbelastungen durch luftgetragene radioaktive Stoffe verursachen.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Bei allen Auslegungsstörfällen wurde angenommen, dass die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu einem nicht wählbaren Zeitpunkt erfolgt und somit die Wetterbedingungen nicht bekannt sind. Zur Ermittlung der maximalen Dosis gemäss Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> wurden Berechnungen für verschiedene Abwinddistanzen und Stabilitätsklassen der Atmosphäre bei trockener und nasser Ablagerung durchgeführt und die jeweils ungünstigsten Resultate verwendet.*

### Atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung

*In den Analysen wurde unterschieden zwischen Freisetzungen direkt aus Anlageräumen und Freisetzungen über den Abluftkamin. Bei Freisetzungen aus Anlageräumen wurde in den Berechnungen eine bodennahe Freisetzung angenommen. Bei Freisetzungen über den Abluftkamin wurde eine Freisetzungshöhe von 125 m angesetzt.*

*In den Berechnungen wurde eine konstante höhenunabhängige Windgeschwindigkeit von 1 m/s angenommen. Ferner wurde davon ausgegangen, dass es bei nasser Ablagerung während den ersten 8 Stunden ständig mit einer mittleren Intensität von 2 mm/h regnet. Bei längerdauernden Freisetzungen radioaktiver Stoffe darf davon ausgegangen werden, dass sich Windrichtung und Wetterlage zeitlich ändern. Die Störfallanalysen wurden deshalb mit zeitlich gestaffelten Ausbreitungs- und Auswaschbedingungen gemäss Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt.*

*Bei der trockenen und nassen Ablagerung wurde unterschieden zwischen Edelgasen, Iod und Aerosolen. Edelgase lagern nicht ab und werden nicht ausgewaschen. Für Iod hängt die Ablagerung von der chemischen Form ab. Als Parameterwerte wurden die heute üblichen Werte angenommen.*

### Dosisberechnung für die Bevölkerung

*Die Ermittlung der maximalen Dosis in der Umgebung erfolgte für eine erwachsene Person, die sich während des Durchzugs der radioaktiven Wolke am ungünstigsten Ort aufhält und danach am Ort mit der grössten Dosis arbeitet, wohnt und ihren gesamten Bedarf an Nahrungsmitteln von diesem Ort deckt. Zur Überprüfung der Einhaltung der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> festgelegten Dosiswerten wurde in den Berechnungen grundsätzlich von einer Integrationszeit (Expositions- bzw. Inkorporationsdauer) von einem Jahr unmittelbar nach dem Ereignis ausgegangen. Bei den gerechneten Dosen aus Inhalation und Ingestion handelt es sich zudem um Folgedosen über 50 Jahre. Folgende Expositionspfade wurden berücksichtigt:*

*In der Wolkenphase (Wolkendosis):*

- Externe Bestrahlung aus der vorbeiziehenden radioaktiven Wolke,*
- Interne Bestrahlung während des Wolkendurchzugs durch Inhalation luftgetragener radioaktiver Stoffe.*

*In der Bodenphase (Bodendosis):*

- Externe Bestrahlung durch auf dem Boden abgelagerte radioaktive Stoffe,*
- Interne Bestrahlung durch Inhalation der nach dem Wolkendurchzug wieder aufgewirbelten radioaktiven Stoffe,*
- Interne Bestrahlung durch Ingestion kontaminierter Lebensmittel.*

Bei der Inhalation wurde während den ersten 8 Stunden des Wolkendurchzugs von einer erhöhten Atemrate von  $3,3 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$  ausgegangen. Bei der Inhalation während der restlichen Zeit des Wolkendurchzugs und bei der langfristigen Inhalation durch Wiederaufwirbelung wurde eine mittlere Atemrate von  $2,3 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$  angesetzt. Zur Bestimmung der Inhalations- und Ingestionsdosen wurden die Dosisfaktoren aus der schweizerischen Strahlenschutzverordnung<sup>20</sup> verwendet.

Die Dosisfaktoren für externe Bestrahlung wurden aus der Datenbank von Kocher<sup>131</sup> übernommen, jedoch unter Berücksichtigung der Organ-Wichtungsfaktoren gemäss ICRP-60<sup>132</sup>. Bei der externen Bestrahlung aus dem kontaminierten Boden wurde für die Zeit nach dem Wolkendurchzug für alle Störfälle vorausgesetzt, dass sich die Bevölkerung im Mittel über die Expositionsdauer während 2/3 der Zeit in einem Gebäude aufhält. Für den Aufenthalt in Gebäuden wurde ein mittlerer Schutzfaktor von 10 gegen äussere Bestrahlung angesetzt; damit ergibt sich insgesamt ein Schutzfaktor von 2,5.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die im Rahmen der radiologischen Störfallanalysen erforderlichen Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden grundsätzlich gemäss der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die HSK hat die vom Betreiber unterbreiteten Analysen überprüft. Die HSK akzeptiert die verwendeten Rechenmethoden und erachtet die getroffenen Annahmen und Eingabeparameter als konservativ.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

## **7.7.2 Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen**

### **7.7.2.1 Steuerstab-Fall**

Der Steuerstab-Fall gehörte 2000 zur Ereigniskategorie 2. Gemäss der damals gültigen Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> betrug der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv. Neu ist der Steuerstab-Fall nun in der Störfallkategorie 3 eingeordnet. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert somit 100 mSv.

### **Störfallablauf**

Zum Störfallablauf wird auf Kap. 7.3.2 verwiesen. Zur Bestimmung der radiologischen Konsequenzen wird angenommen, dass der Steuerstab-Fall 30 Minuten nach Abschaltung des Reaktors (heiss-unterkritischer Zustand) eintritt. Dabei gelangen radioaktive Stoffe aus den beschädigten Brennstäben über die Frischdampfleitungen zu den Turbinen und in die Kondensatoren, bis nach kurzer Zeit die Frischdampfisolationsventile durch das Signal „Hohe Strahlung an den Frischdampfleitungen“ ge-

geschlossen werden und damit der Dampfstrom zu den Turbinen unterbrochen wird. Mit der Isolation der Frischdampfleitungen fällt auch die Abgasanlage aus, und das Kondensatorvakuum kann nicht mehr aufrechterhalten werden. Es wird angenommen, dass die in den Kondensatoren eingeschlossenen radioaktiven Stoffe über Kondensatorleckagen ins Maschinenhaus und von dort über die Maschinenhauslüftung zum Abluftkamin und in die Umgebung gelangen. Damit wird ein allfälliger Überdruck in den Kondensatoren berücksichtigt.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Annahmen für die Quelltermberechnung entsprechen weitestgehend denen im HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup>. Insbesondere wird die Beschädigung von 850 Brennstäben aus (8 x 8)-Brennelementen angenommen. Für die Freisetzung der Edelgas- und Iodnuklide aus diesen Brennstäben wird jedoch gemäss der USNRC-Richtlinie 1.183<sup>129</sup> aus dem Jahr 2000 ein höherer Wert (10 %) verwendet.*

*Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,4 \cdot 10^{-1}$  mSv.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Der Quellterm basiert auf dem Aktivitätsinventar eines nicht mehr aktuellen Referenz-Reaktorkerns (siehe Kap. 7.7.1.1). Die Annahme von 850 beschädigten Brennstäben aus (8 x 8)-Brennelementen ist ebenfalls nicht mehr aktuell, da solche Brennelemente im KKM nicht mehr eingesetzt werden.*

*Die HSK hat eine eigene Quelltermberechnung durchgeführt. Da das Aktivitätsinventar des KKM-Reaktorkerns im Sicherheitsbericht nicht dokumentiert ist, wurde das entsprechende Aktivitätsinventar des KKL-Reaktorkerns auf die KKM-Verhältnisse skaliert. Im Unterschied zu den Berechnungen des Betreibers wurde für elementares Iod eine 10-fach grössere Rückhaltung im Reaktorwasser und im Maschinenhaus ein Abscheidegrad von 50 % (statt 0 %) angenommen. Diese realistischeren - auch im Fall des KKL zugrunde gelegten - Annahmen ergeben einen Quellterm, der etwa um einen Faktor 10 bis 20 niedriger ist als der vom Betreiber ausgewiesene. Wie bereits in Kap. 7.7.1.1 erwähnt, hat KKM diesen Störfall mit dem aktualisierten Referenzkern nochmals zu analysieren. Dabei ist auch die Annahme zur Zahl beschädigter Brennstäbe zu aktualisieren.*

*[...] Gemäss HSK-Analyse beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $1,0 \cdot 10^{-2}$  mSv.*

*Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Analysen aus dem Jahre 2000 wurden wie folgt angepasst:

- Die Quelltermberechnungen basieren auf dem Gleichgewichtskern, wie er im Rahmen der Bearbeitung der Pendlenz P40 neu definiert wurde.
- Es wird eine Beschädigung von 1200 Hüllrohren unterstellt.
- Die Freisetzungsfaktoren entsprechen denjenigen der USNRC-Richtlinie<sup>129</sup>, ebenso die chemische Zusammensetzung der Iodspezies.

Die aktualisierten Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $6,9 \cdot 10^{-3}$  mSv.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Quelltermberechnungen basieren auf dem aktuellen Referenzkern und weitere Parameter entsprechen dem aktuellen internationalen Regelwerk. Die Freisetzungen wurden von der HSK partiell mit einem eigenen Modell nachgerechnet. Die Quellterme stimmen im Rahmen der erwarteten Genauigkeit überein.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden entsprechend dem aktuell gültigen HSK-Regelwerk durchgeführt. Die HSK hat basierend auf dem vom KKM angenommenen Quellterm eigene Berechnungen durchgeführt und erhält für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $7,9 \cdot 10^{-3}$  mSv.

Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 3 eingehalten wird.

#### **7.7.2.2 Kühlmittelverluststörfall**

Der Kühlmittelverluststörfall (LOCA) „Doppelendiger Bruch einer Umwälzschleife im Drywell“ (Kap. 7.4.4) gehörte 2000 zur Ereigniskategorie 3. Gemäss der damals gültigen Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> betrug der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv. Dieser Störfall ist nun in der Störfallkategorie 3 eingeordnet. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert somit weiterhin 100 mSv.

#### **Störfallablauf**

Der Störfallablauf ist in Kap. 7.4.4 beschrieben. Die radioaktiven Stoffe gelangen über die Bruchstelle in den Drywell und dann durch die Überströmleitungen ins Toruswasser, in dem ein Grossteil der nicht gasförmigen radioaktiven Stoffe zurückgehalten wird. Der Rest gelangt in die Torusatmosphäre. Durch Leckage des Primärcontainments gelangen radioaktive Stoffe ins Sekundärcontainment (Reaktorgebäude) und über die Filter des Notabluftsystems (SGTS) zum Abluftkamin und schliesslich in die Umgebung. Zudem werden direkte Leckagen aus dem Primärcontainment über Rohrleitungen mit undichten Isolationsarmaturen in das Maschinenhaus (d. h. unter Umgehung des Sekundärcontainments) berücksichtigt, die über Maschinenhauslüftung und Abluftkamin ungefiltert in die Umgebung freigesetzt werden.

## Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Bei der Ermittlung der Quellterme ist der Betreiber von den Quelltermen eines anderen Siedewasserreaktors, des Kernkraftwerks Leibstadt<sup>133</sup> (KKL), ausgegangen und hat diese an die Verhältnisse des KKM angepasst (skaliert). Die Quelltermbestimmung basiert damit auf Annahmen, die sich in folgenden Punkten von den Annahmen im HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup> unterscheiden*

- 10 % der Brennstäbe aus (8 x 8)-Brennelementen werden beschädigt<sup>133, 134</sup>.*
- Die Freisetzung der Edelgas-, Iod- und Feststoffnuklide aus den beschädigten Brennstäben sowie die Zusammensetzung des freigesetzten Iods wird wie bei KKL<sup>133</sup> angenommen.*
- Für elementares Iod wird eine 10-fach grössere Rückhaltung<sup>133</sup> im Toruswasser angenommen.*
- Bei der direkten Leckage aus dem Primärcontainment ins Maschinenhaus (Sekundärcontainment-Bypassleckage) werden ausser undichten Frischdampf-Isolationsventilen (Frischdampf-Pfad) auch undichte Speisewasser-Rückschlagventile (Speisewasser-Pfad) berücksichtigt. Es wird unterstellt, dass über den letzteren Pfad 3000 kg Dampf aus Reaktorwasser ins Maschinenhaus gelangen.*
- Zusammensetzung des in die Umgebung freigesetzten Iods: 90 % organisches und 10 % elementares Iod.*

*Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 1,8 mSv.*

## HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

*Die Verwendung von Quelltermen einer anderen Anlage ist problematisch und muss als methodischer Mangel betrachtet werden. Die HSK hat geprüft, ob die bei der KKL-Quelltermbestimmung getroffenen Annahmen auch für KKM gültig resp. abdeckend sind, ob Anpassungen (Skalierungen) an die KKM-Verhältnisse korrekt durchgeführt wurden und ob ein für KKM repräsentativer wie auch konservativer Quellterm ermittelt wurde.*

*Die Vorgänge, die beim LOCA zu einer Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung führen und die beteiligten Systeme (z. B. SGTS) sind in beiden Anlagen grundsätzlich vergleichbar. Wesentliche Annahmen zum Aktivitätstransport wie die Leckraten vom Primär- in das Sekundärcontainment sowie vom Sekundärcontainment in die Umgebung sind in beiden Anlagen gleich oder werden durch die Annahmen für KKL abgedeckt. Bei der Sekundärcontainment-Bypassleckage (SCBL) über den Frischdampf-Pfad wurden die unterschiedlichen Verhältnisse im KKM gegenüber KKL durch eine Skalierung korrekt berücksichtigt. Die Quelltermbeiträge von diesem Pfad sowie vom SGTS-Pfad wurden durch eine Leistungs-Skalierung an die KKM-Leistung und damit in geeigneter Weise an das Aktivitätsinventar des KKM-Reaktorkerns angepasst.*

*Bei der SCBL über den Speisewasser-Pfad wurde für KKM, ohne Bezugnahme auf KKL, eine Abschätzung vorgenommen; die verwendete Dampfmenge (3000 kg) aus Reaktorwasser stammt allerdings von einem anderen Störfall (Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus, Kap. 7.7.2.7), was*

methodisch falsch ist. Beim LOCA im KKM wird, anders als bei KKL, die SCBL über den Speisewasser-Pfad durch die Dichtheit von Motorschiebern im Maschinenhaus bestimmt.

Die HSK hat eine eigene Quelltermberechnung durchgeführt, die den Aktivitätstransport KKM-spezifisch modelliert. Da das Aktivitätsinventar des KKM-Reaktorkerns im Sicherheitsbericht nicht dokumentiert ist, wurde das entsprechende Aktivitätsinventar des KKL-Reaktorkerns auf die KKM-Verhältnisse skaliert.

Ein Vergleich mit den von der HSK berechneten Quelltermen zeigt, dass die Anpassung (Skalierung) des KKL-Quellterms an die Verhältnisse im KKM insgesamt zu konservativen Resultaten führt. Im Rahmen der von KKM durchzuführenden Neuanalyse des Kühlmittelverluststörfalls im Drywell (Pendenz in Kap. 7.7.1.1) sind alle methodischen Mängel zu beheben.

[...] Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr 1,6 mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Analysen aus dem Jahre 2000 wurden in folgenden Punkten angepasst:

- Die Quelltermberechnungen basieren neu auf dem Gleichgewichtskern, wie er im Rahmen der Bearbeitung der Pendenz P40 neu definiert wurde.
- Die chemischen Erscheinungsformen des Iodes und deren Häufigkeit wurden an die Vorgaben der USNRC-Richtlinie<sup>129</sup> angepasst.

Die aktualisierten Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,7 \cdot 10^{-1}$  mSv.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Quelltermberechnungen basieren auf dem aktuellen Referenzkern und weitere Parameter entsprechen dem aktuellen internationalen Regelwerk. Die Freisetzungen wurden von der HSK partiell mit einem eigenen Modell nachgerechnet. Die Quellterme stimmen im Rahmen der erwarteten Genauigkeit überein.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden entsprechend dem aktuell gültigen HSK-Regelwerk durchgeführt. Die HSK hat basierend auf dem vom KKM angenommenen Quellterm eigene Berechnungen durchgeführt und erhält für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,6 \cdot 10^{-1}$  mSv.

Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 3 eingehalten wird.



### 7.7.2.3 Messleitungsbruch im Reaktorgebäude

Der Messleitungsbruch im Reaktorgebäude gehörte 2000 zur Ereigniskategorie 2. Gemäss der damals gültigen HSK-Richtlinie R-11<sup>8</sup> betrug der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv. Neu ist der Störfall nun in der Störfallkategorie 3 eingeordnet. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert somit 100 mSv.

#### Störfallablauf

Der Störfallablauf ist in Kap. 7.4.5 beschrieben. Es handelt sich um einen nicht absperrenbaren Bruch, so dass zur Beendigung der Reaktorwasser-Leckage der Reaktor abgeschaltet, rasch abgefahren und druckentlastet werden muss. Die ins Reaktorgebäude freigesetzte Aktivität wird durch das Notabluftsystem (SGTS) gefiltert über den Kamin abgegeben.

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Es wird angenommen, dass der Reaktor nach 1,5 Stunden drucklos ist. Die in dieser Zeit ins Reaktorgebäude ausgeströmte Menge von Reaktorwasser ist etwa viermal so gross wie beim „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“ (Kap. 7.7.2.6). Die dabei ins Reaktorgebäude freigesetzte Aktivität wird als Vierfaches der beim letzteren Störfall freigesetzten Aktivität berechnet, jedoch ohne Edelgase, die es bei einer Reaktorwasser-Leckage nicht gibt.*

*Der Abscheidegrad des SGTS-Filters für Aerosole (Feststoffe) und für elementares Iod beträgt 99,9 %, für organisches Iod 99 %.*

*Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,4 \cdot 10^{-3}$  mSv.*

#### HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Der Vergleich mit dem „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“ berücksichtigt nicht, dass die Zusammensetzung der Leckagen (Anteile von Wasser und Dampf) für beide Störfälle unterschiedlich ist. Dies ist aber wichtig, da sich die Aktivitätskonzentrationen im Wasser und im Dampf stark unterscheiden.*

*Die HSK hat eine eigene Quelltermberechnung durchgeführt, um die Konservativität des Vorgehens von KKM zu überprüfen. Dabei wurde von einer Reaktorwasser-Leckage ausgegangen, die viermal so gross ist wie die Gesamtleckage beim „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“. Von der Reaktorwasser-Leckage verdampfen spontan 30 % und 10 % der im verdampfenden Anteil befindlichen Iodaktivität gelangt in die Reaktorgebäude-Atmosphäre. Es ergeben sich mit diesen Annahmen höhere Iod-Quellterme als beim KKM-Vorgehen.*

*Nach Ansicht der HSK entspricht die Methodik des KKM zur Quelltermbestimmung nicht dem tatsächlichen Störfallablauf und ist nicht konservativ. Auf eine Neuberechnung der Quellterme kann jedoch verzichtet werden, da die resultierende Dosis um mehrere Grössenordnungen unter dem Dosisgrenzwert liegt.*

*[...] Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $9,0 \cdot 10^{-4}$  mSv.*

*Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Analysen aus dem Jahre 2000 wurden in folgenden Punkten an die HSK-Annahmen angeglichen:

- Das aus der Messleitung freigesetzte Primärkühlmittel verdampft zu 30 % spontan.
- 10 % des Iods im verdampfenden Primärkühlmittel gelangt in die Containment-Atmosphäre.

Die aktualisierten Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,7 \cdot 10^{-3}$  mSv.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die Quelltermberechnungen basieren auf Parametern entsprechend dem aktuellen internationalen Regelwerk. Die Freisetzungen wurden von der HSK teilweise mit einem eigenen Modell nachgerechnet. Die Quellterme stimmen im Rahmen der erwarteten Genauigkeit überein.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden entsprechend dem aktuell gültigen HSK-Regelwerk durchgeführt. Die HSK hat, basierend auf dem vom KKM angenommenen Quellterm, eigene Berechnungen durchgeführt und erhält für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $9,5 \cdot 10^{-4}$  mSv.

Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 3 eingehalten wird.

#### **7.7.2.4 RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude**

Der RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude gehörte 2002 zur Ereigniskategorie 3. Gemäss der damals gültigen Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> betrug der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv. Dieser Störfall ist nun in der Störfallkategorie 3 eingeordnet. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert somit weiterhin 100 mSv.

### **Störfallablauf**

Es sind drei Fälle (Bruchlagen) zu betrachten. In zwei Fällen muss der Bruch vom Operateur manuell abgesperrt werden. Der ungünstigste Fall ist ein Bruch im kalten Strang des RWCU. Die ins Reaktorgebäude freigesetzte Aktivität wird durch das Notabluftsystem (SGTS) gefiltert über den Kamin abgegeben.

## Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Es wird eine Operateur-Reaktionszeit von 10 Minuten unterstellt. Dann ist die Leckage von Reaktorwasser in das Reaktorgebäude im ungünstigsten Fall etwa 3,5-mal so gross wie die Gesamtleckage beim „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“ (Kap. 7.7.2.6). Die dabei in das Reaktorgebäude freigesetzte Aktivität wird als 3,5-faches der beim letzteren Störfall freigesetzten Aktivität berechnet, jedoch ohne Edelgase, die es bei einer Reaktorwasser-Leckage nicht gibt.*

*Der Abscheidegrad des SGTS-Filters für Aerosole (Feststoffe) und für elementares Iod beträgt 99,9 %, für organisches Iod 99 %.*

*Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,2 \cdot 10^{-3}$  mSv.*

## HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Bezüglich des Vergleichs mit dem „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“ gelten dieselben Bemerkungen wie beim Messleitungsbruch (Kap. 7.7.2.3). Nach Ansicht der HSK entspricht die Methodik zur Quelltermbestimmung nicht dem tatsächlichen Störfallablauf und ist nicht konservativ. Auf eine Neuberechnung der Quellterme kann jedoch verzichtet werden, da die resultierende Dosis um mehrere Grössenordnungen unter dem Dosisgrenzwert liegt.*

*Auch für den RWCU-Leitungsbruch hat die HSK eine eigene Quelltermberechnung durchgeführt.*

*[...] Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $7,8 \cdot 10^{-4}$  mSv.*

*Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.*

## Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Dieser Störfall wurde neu analysiert. Für die Zeitdauer bis zur manuellen Isolation des Lecks werden 30 Minuten angenommen.

Je nach Bruchort wurden unterschiedliche Berechnungen durchgeführt:

- Bei einem Bruch im heissen Strang wurde angenommen:
  - Die bis zur Isolation freigesetzte Masse an Primärkühlmittel beträgt 19500 kg.
  - Durch Spontanverdampfung gelangen 30 % des freigesetzten Primärkühlmittels in die Atmosphäre des Reaktorgebäudes.
  - 10 % der Iodaktivität im verdampfenden Kühlmittel tritt in die Reaktorgebäude-Atmosphäre über.
- Bei einem Bruch im kalten Strang wurde angenommen:
  - Die bis zur Isolation freigesetzte Masse an Primärkühlmittel beträgt 77400 kg.

- Es tritt keine Spontanverdampfung des freigesetzten Primärkühlmittels auf.
- 0,1 % der Iodaktivität im freigesetzten Kühlmittel gelangt in die Reaktorgebäude-Atmosphäre.

Der Abscheidegrad des SGTS-Filters für Feststoffe und elementares Iod beträgt 99,9 % und 99 % für organisches Iod. Festgestellt wurde, dass der Bruch im heissen Strang für diese Störfallsequenz am ungünstigsten, d.h. limitierend ist.

Die aktualisierten Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,0 \cdot 10^{-3}$  mSv.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die von der HSK in der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 bemängelten Punkte in der Störfallanalyse wurden behoben. Damit basieren die Quelltermberechnungen auf Parametern, die dem aktuellen internationalen Regelwerk entsprechen und von der HSK akzeptiert werden.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden entsprechend dem aktuell gültigen HSK-Regelwerk durchgeführt. Die HSK hat basierend auf dem vom KKM angenommenen Quellterm eigene Berechnungen durchgeführt und erhält für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $5,8 \cdot 10^{-4}$  mSv.

Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 3 eingehalten wird.

#### **7.7.2.5 Erhöhte Frischdampfleckage im Maschinenhaus**

Die erhöhte Frischdampfleckage im Maschinenhaus gehört zur Störfallkategorie 3. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

#### **Störfallablauf**

Dieser Störfall wurde neu vom KKM analysiert. Es wird unterstellt, dass eine Dampfleitung mit einem Innendurchmesser von 150 mm bricht oder dass ein äquivalent grosses Loch in einer Frischdampfleitung entsteht. Im Maschinenhaus steigen Temperatur und Druck, bis sich die Zuluftventilatoren aufgrund des leichten Überdrucks abschalten. Steigt der Druck im Maschinenhaus auf +5 mbar, erfolgt ein Reaktorscram und der Störfall ist beendet.

#### **Zusammenfassung der eingereichten Dokumenten zur PSÜ 2005**

Das KKM hat für diesen Störfall die folgenden Analysen durchgeführt.

Frischdampf strömt mit einer Rate von 10 kg/s in das Maschinenhaus. Es wird weiter unterstellt, dass die automatischen Scram- und Turbinenisolationsfunktionen nicht zur Verfügung stehen und dass 30 Minuten vergehen, bis ein Operateur das Leck isolieren kann. Dabei gelangen 18 t Frischdampf in das Maschinenhaus und über die Lüftung via Kamin in die Umgebung.

Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $4,3 \cdot 10^{-1}$  mSv.

## HSK-Beurteilung für den Beurteilungszeitraum bis 2005

Die Quelltermberechnungen basieren auf Parametern, die von der HSK akzeptiert werden.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden entsprechend dem aktuell gültigen HSK-Regelwerk durchgeführt. Die HSK hat basierend auf dem vom KKM angenommenen Quellterm eigene Berechnungen durchgeführt und erhält für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $2,5 \cdot 10^{-1}$  mSv.

Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 3 eingehalten wird.

### 7.7.2.6 Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus

Der Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus gehörte 2000 zur Ereigniskategorie 3. Gemäss der damals gültigen Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> betrug der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv. Dieser Störfall ist nun in der Störfallkategorie 3 eingeordnet. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert somit weiterhin 100 mSv.

#### Störfallablauf

Der Störfallablauf ist in Kap. 7.4.3 beschrieben. Ein Bruchort im Maschinenhaus ist am ungünstigsten, da dieses Gebäude keine Barriere gegenüber Aktivitätsfreisetzung darstellt.

Die im Kühlmittel vorhandenen radioaktiven Stoffe gelangen mit dem ausströmenden Dampf resp. Wasser so lange ins Maschinenhaus, bis durch automatisches Schliessen der Frischdampfisolationsventile der Dampfstrom unterbrochen wird. Bei einem grossen Leitungsbruch steigt der Druck im Maschinenhaus so stark an, dass die Maschinenhaus-Fenster bersten und die radioaktiven Stoffe direkt in die Umgebung gelangen.

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Bis zum Schliessen der Frischdampfisolationsventile (10,5 s) strömen aus der Bruchstelle 1860 kg Frischdampf und 5720 kg Reaktorwasser ins Maschinenhaus.*

*Die im Frischdampf enthaltenen radioaktiven Edelgas- und Iodnuklide gelangen vollständig in die Maschinenhaus-Atmosphäre. Vom Reaktorwasser verdampfen bei Atmosphärendruck spontan ca. 30 %. Neuere Untersuchungen haben gezeigt, dass dabei weniger als 10 % der im verdampfenden Anteil befindlichen Iodaktivität in die Maschinenhaus-Atmosphäre gelangt. Der in der Analyse verwendete Wert von 10 % ist deshalb konservativ. Das in die Maschinenhaus-Atmosphäre freigesetzte Iod ist gemäss NRC-Guide 1.183 zu 95 % aerosolförmig, zu 4,85 % elementar und zu 0,15 % organisch.*

*Die radioaktiven Stoffe werden im Maschinenhaus nicht zurückgehalten und werden kurzzeitig, 20 m über dem Boden, aus den geborstenen Maschinenhaus-Fenstern in die Umgebung freigesetzt.*

*Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 1,1 mSv.*

### Frischdampfleitungsbruch im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 3)

Beim Frischdampfleitungsbruch im Reaktorgebäude wird eine vergleichbare Wasser- bzw. Dampfmenge aus der Bruchstelle freigesetzt wie beim Bruch im Maschinenhaus. Während beim Bruch im Maschinenhaus die freigesetzte Aktivität aus den geborstenen Maschinenhaus-Fenstern direkt in die Umgebung gelangt, wird sie beim Bruch im Reaktorgebäude zu einem Grossteil in der Anlage zurückgehalten. Die Rückhaltung erfolgt durch Abscheideeffekte im äusseren Torus und durch die Filter des Notabluftsystems. Die Abgabe von Aktivität erfolgt über den Abluftkamin. Aufgrund der Aktivitätsrückhaltung und der grösseren Abgabehöhe ist die Strahlenexposition beim Bruch im Reaktorgebäude deutlich geringer als beim Leitungsbruch im Maschinenhaus. Eine separate Analyse erübrigt sich deshalb.

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002<sup>1</sup> hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die KKM-Analyse berücksichtigt neuere Untersuchungen zum Aktivitätstransport und aktuelle Richtlinien der NRC. Damit ergeben sich realistischere aber dennoch konservative Quellterme. Die HSK hat die Quellterme durch eigene Berechnungen verifiziert.*

*[...] Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $8,0 \cdot 10^{-1}$  mSv.*

*Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt 1,1 mSv.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $8,0 \cdot 10^{-1}$  mSv. Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 3 eingehalten wird.

#### **7.7.2.7 Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus**

Der Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus im Reaktorgebäude gehörte 2000 zur Ereigniskategorie 3. Gemäss der damals gültigen Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> betrug der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv. Dieser Störfall ist nun in der Störfallkategorie 3 eingeordnet. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert somit weiterhin 100 mSv.

#### **Störfallablauf**

Der Störfallablauf ist in Kap. 7.4.3 beschrieben. Ein Bruchort im Maschinenhaus ist am ungünstigsten, da dieses Gebäude keine Barriere gegenüber Aktivitätsfreisetzung darstellt.

Aus der Bruchstelle strömt einerseits Kondensat und andererseits Reaktorwasser über die nicht völlig dicht schliessenden Speisewasser-Rückschlagventile ins Maschinenhaus und verdampft teilweise. Die nuklidspezifischen Aktivitätskonzentrationen im Reaktorwasser sind wesentlich höher (bei Iodnukliden ca. 70-fach) als die im Kondensat. Im Reaktorwasser sowie im Speisewasser ist die Aktivitätskonzentration der Edelgasnuklide vernachlässigbar klein.

Um die Leckage zu beenden, muss der Reaktor abgefahren (druckentlastet) werden.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Für das Abfahren des Reaktors werden konservativ zwei Stunden veranschlagt. Aus der Bruchstelle gelangen dann 4400 kg Dampf aus Kondensat und 3000 kg Dampf aus Reaktorwasser in die Maschinenhaus-Atmosphäre.*

*Es wird konservativ unterstellt, dass die Kondensatreinigungsanlage nicht in Betrieb ist; damit entspricht die Aktivitätskonzentration des (ungereinigten) Kondensats derjenigen des Frischdampfes. Für die Aktivitätskonzentration von Iod-131 im Reaktorwasser wird die Limite der Technischen Spezifikationen von  $4,4 \cdot 10^{10}$  Bq/m<sup>3</sup> zugrunde gelegt.*

*In den Dampf geht jeweils 10 % der Aktivität des ausgeströmten Kondensats resp. Reaktorwassers über (Begründung wie beim Frischdampfleitungsbruch). Die Zusammensetzung des Iods in der Maschinenhaus-Atmosphäre wird wie beim Frischdampfleitungsbruch angenommen (Kap. 7.7.2.6).*

*Die radioaktiven Stoffe werden im Maschinenhaus nicht zurückgehalten und werden kurzzeitig, 20 m über dem Boden, aus den geborstenen Maschinenhaus-Fenstern in die Umgebung freigesetzt.*

*Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 1,7 mSv.*

#### Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 3)

*Beim Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude wird eine vergleichbare Wasser- bzw. Dampfmenge aus der Bruchstelle freigesetzt wie beim Bruch im Maschinenhaus. Während beim Bruch im Maschinenhaus die freigesetzte Aktivität aus den geborstenen Maschinenhaus-Fenstern direkt in die Umgebung gelangt, wird sie beim Bruch im Reaktorgebäude zu einem Grossteil in der Anlage zurückgehalten. Die Rückhaltung erfolgt durch Abscheideeffekte im äusseren Torus und durch die Filter des Notabluftsystems. Die Abgabe von Aktivität erfolgt über den Abluftkamin. Aufgrund der Aktivitätsrückhaltung und der grösseren Abgabehöhe ist die Strahlenexposition beim Bruch im Reaktorgebäude deutlich geringer als beim Leitungsbruch im Maschinenhaus. Eine separate Analyse erübrigt sich deshalb.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Gegenüber dem HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup> wurden die aus der Bruchstelle ins Maschinenhaus gelangenden Wasser- resp. Dampfmenge neu ermittelt und der Aktivitätsübertritt bei der Verdampfung*

fung neu angesetzt. Dabei wurde berücksichtigt, dass die Speisewasser-Rückschlagventile undicht sein können, so dass aus dem zwischen Bruchstelle und Reaktordruckbehälter liegenden Abschnitt der Speisewasserleitung zuerst Kondensat und später Reaktorwasser ausströmt und teilweise verdampft. Die HSK erachtet die neu berechneten Dampfmenigen und deren Aktivitätskonzentration als ausreichend konservativ. Die Leckratenprüfung der Speisewasser-Rückschlagventile gewährleistet, dass die in den Analysen angenommene Dampfmenge aus Reaktorwasser mit ausreichendem Abstand eingehalten wird.

[...] Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr 1,3 mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig.

Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt 1,7 mSv.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr 1,3 mSv. Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 3 eingehalten wird.

#### **7.7.2.8 Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus**

Der Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus gehörte 2000 zur Ereigniskategorie 3. Gemäss der damals gültigen Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> betrug der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv. Dieser Störfall ist nun in der Störfallkategorie 2 eingeordnet. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert somit neu 1 mSv.

#### **Störfallablauf**

Beim Bruch eines Aktivkohlebehälters wird ein Fehlverhalten der Komponente mit dem maximalen Aktivitätsinventar postuliert, was hier einem Bruch des ersten Aktivkohlebehälters gleichkommt. Als wahrscheinliche Ursache kommt ein Erdbeben oder eine Wasserstoff-Deflagration in Frage.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Es wurden die im Sicherheitsbericht dokumentierten Quellterme, nach Anpassung an den aktuellen Wert der Technischen Spezifikationen für das Leitnuklid Iod-131, berücksichtigt. Die Annahmen für die Quelltermberechnung entsprechen denen im HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup>.*

*Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,8 \cdot 10^{-1}$  mSv.*



## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die berechneten Quellterme werden von der HSK akzeptiert. Es gibt weder relevante anlagentechnische Änderungen noch eine Notwendigkeit zum Abbau konservativer Annahmen bei der Quelltermbestimmung.*

*[...] Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $1,8 \cdot 10^{-1}$  mSv.*

*Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt  $1,9 \cdot 10^{-1}$  mSv. Der kleine Unterschied zur PSÜ 2000 ist durch geringfügige Änderungen bei den Parametern bedingt.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $1,8 \cdot 10^{-1}$  mSv. Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>18</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 2 eingehalten wird.

### **7.7.2.9 Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus**

Der Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus gehörte 2000 zur Ereigniskategorie 3. Gemäss der damals gültigen Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> betrug der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv. Dieser Störfall ist nun in der Störfallkategorie 3 eingeordnet. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>18</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert somit weiterhin 100 mSv.

### **Störfallablauf**

Beim Bruch der Abgasleitung beider Kondensatoren gelangen radioaktive Stoffe ins Maschinenhaus und von dort in die Umgebung. Als wahrscheinliche Ursache kommt ein Erdbeben oder eine Wasserstoff-Deflagration in Frage. Eine weitere Ursache wäre der Absturz eines Brennelement-Transportbehälters im Maschinenhaus.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Es wurden die im Sicherheitsbericht dokumentierten Quellterme, nach Anpassung an den aktuellen Wert der Technischen Spezifikationen für das Leitnuklid Iod-131, berücksichtigt. Die Annahmen für die Quelltermberechnung entsprechen denen im HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup>.*

*Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $8,5 \cdot 10^{-2}$  mSv.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die berechneten Quellterme werden von der HSK akzeptiert. Es gibt weder relevante anlagentechnische Änderungen noch eine Notwendigkeit zum Abbau konservativer Annahmen bei der Quelltermbestimmung.*

*[...] Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $8,9 \cdot 10^{-2}$  mSv.*

*Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt  $8,8 \cdot 10^{-2}$  mSv. Der kleine Unterschied zur PSÜ 2000 ist durch geringfügige Änderungen bei den Parametern bedingt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $8,9 \cdot 10^{-2}$  mSv. Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 3 eingehalten wird.

#### **7.7.2.10 Brennelementabsturz**

Der Brennelementabsturz (Kap. 7.5.5) im Reaktorgebäude gehörte 2000 zur Ereigniskategorie 2. Gemäss der damals gültigen Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> betrug der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv. Dieser Störfall ist nun in der Störfallkategorie 2 eingeordnet. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert somit weiterhin 1 mSv.

#### **Störfallablauf**

Der Absturz eines Brennelements kann über dem Reaktorkern oder über dem Lagerbecken erfolgen. Dabei kann es zur Beschädigung von Brennstäben des abstürzenden oder/und des getroffenen Brennelements kommen. Die Beschädigung findet einige Meter unter der Wasseroberfläche statt.

Stürzt beim Be- oder Entladen des Reaktorkerns ein Brennelement auf den Reaktorkern oder ins Lagerbecken, so wird – falls radioaktive Stoffe freigesetzt werden sollten – das Reaktorgebäude infolge hoher Strahlung automatisch lüftungsmässig isoliert. Bis zu dieser Gebäudeisolation gelangen die luftgetragenen radioaktiven Stoffe über Aerosolfilter und danach über die Filter des Notabluftsystems zum Abluftkamin und in die Umgebung.

## Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Die Quellterme sind vom Betreiber mit Annahmen berechnet worden, die sich in folgenden Punkten von den Annahmen im HSK-Gutachten von 1991<sup>5</sup> unterscheiden:*

- Der aktuelle Brennelementtyp (10 x 10) wird zugrunde gelegt.*
- Die 10 Brennstäbe einer äusseren Kante des Brennelements werden beschädigt.*
- Die Freisetzung der Edelgas- und Iodnuklide aus den beschädigten Brennstäben sowie die Zusammensetzung des freigesetzten Iods basiert auf der USNRC-Richtlinie 1.183<sup>129</sup> aus dem Jahr 2000. Dementsprechend ist der Anteil des organischen Iods, welches ohne Rückhaltung im Wasser in die Reaktorgebäudeluft gelangt, sehr klein (0,15 %).*
- Die Rückhaltung von elementarem Iod im Wasser wird im Einklang mit der USNRC-Richtlinie 1.183<sup>129</sup> angenommen. Dementsprechend gelangt etwa 100-mal weniger elementares Iod in die Reaktorgebäudeluft als früher unterstellt.*
- Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $7,6 \cdot 10^{-3}$  mSv.*

## HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die zur Quelltermberechnung getroffenen Annahmen entsprechen weitgehend der USNRC-Richtlinie 1.183<sup>129</sup> und sind insofern akzeptabel. Allerdings basiert der Quellterm auf dem Aktivitätsinventar eines nicht mehr aktuellen Referenz-Reaktorkerns (siehe Kap. 7.7.1.1). Die Annahme, dass nur die Brennstäbe einer äusseren Kante des (10 x 10)-Brennelements beim Absturz defekt werden, ist im Einklang mit den deutschen Störfalleitlinien. Die USNRC-Richtlinie 1.183<sup>129</sup> schreibt die genaue Anzahl der Defektstäbe nicht vor, sondern lässt eine realistische Abschätzung zu. Nach Ansicht der HSK muss diese Abschätzung die weltweite Erfahrung mit Brennelementabstürzen hinreichend konservativ abdecken. Wie bereits in Kap. 7.7.1.1 erwähnt, hat KKM den Brennelementabsturz unter Berücksichtigung des aktuellen Referenzkerns bis Ende 2003 neu zu analysieren. Bestandteil dieser Neuanalyse ist eine begründete Abschätzung für die Anzahl der beim Absturz beschädigten Brennstäbe.*

*Die HSK hat eine eigene Quelltermberechnung durchgeführt. Da das Aktivitätsinventar des KKM-Reaktorkerns im Sicherheitsbericht nicht dokumentiert ist, wurde das entsprechende Aktivitätsinventar des KKL-Reaktorkerns auf die KKM-Verhältnisse skaliert.*

*[...] Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $1,4 \cdot 10^{-2}$  mSv.*

*Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.*

## Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Dieser Störfall wurde vom KKM neu analysiert:

- Zur Bestimmung der Aktivitätsfreisetzung wurde das Inventar eines GE-14C-Brennelements, das mit einem Lastfaktor 1,6 betrieben wurde, nach 1 Tag Abklingzeit unterstellt.
- Es wird konservativ angenommen, dass sämtliche Hüllrohre einer randständigen Brennstabreihe Schaden nehmen.
- Das Gap-Inventar gelangt vollständig in das Primärkühlmittel.
- Das Verhältnis der verschiedenen chemischen Formen von Iod wurde entsprechend der USNRC-Richtlinie<sup>129</sup> angenommen.
- Die Rückhaltung von elementarem Iod im Wasser wird mit einem Faktor 500 angenommen.
- Die Lüftungsrate im Reaktorgebäude beträgt 50 Vol.-% / d. Das Reaktorgebäude wird über das SGTS entlüftet.
- Die Dekontaminationsfaktoren des SGTS betragen für Iode in elementarer Form Faktor 1000 und für Iode in organischer Form Faktor 100.

Die aktualisierten Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $4,1 \cdot 10^{-3}$  mSv.

### HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die Quelltermanalysen des KKM basieren neu auf einem Brennelement-Inventar, das der aktuellen Beladestrategie entspricht. Die HSK akzeptiert weiter die Begründung über die Annahmen betreffend die Hüllrohrschäden, da diese auf effektive Ereignisse zurückgreift. Damit basieren die Quelltermberechnungen auf Parametern, die dem aktuellen internationalen Regelwerk entsprechen und die langjährige, internationale Betriebserfahrung konservativ berücksichtigen.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden entsprechend dem aktuell gültigen HSK-Regelwerk durchgeführt. Die HSK hat basierend auf dem vom KKM angenommenen Quellterm eigene Berechnungen durchgeführt und erhält für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $4,8 \cdot 10^{-3}$  mSv.

Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 2 eingehalten wird.

#### 7.7.2.11 Externe Ereignisse

Störfälle durch Einwirkungen von Aussen gehörten 2002 zur Ereigniskategorie 3. Gemäss der damals gültigen Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> betrug der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv. Diese Störfälle sind nun in der Störfallkategorie 3 eingeordnet. Gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert somit weiterhin 100 mSv.

## **Störfallablauf**

Bei den äusseren Einwirkungen Überflutung, Erdbeben und Flugzeugabsturz muss damit gerechnet werden, dass Systeme ausserhalb des Containments mit radioaktivem Inhalt (z. B. Abgas- oder Aufbereitungsanlage sowie Frischdampf- und Speisewassersysteme im Maschinenhaus) beschädigt werden.

## **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Zur Berechnung der radiologischen Auswirkungen bei äusseren Einwirkungen hat der Betreiber das gleichzeitige Versagen folgender Systeme unterstellt:*

- *Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus (Kap. 7.7.2.6)*
- *Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus (Kap. 7.7.2.7)*
- *Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus (Kap. 7.7.2.8)*
- *Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus (Kap. 7.7.2.9)*

*Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 3,1 mSv.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die HSK erachtet die Annahmen zum gleichzeitigen Versagen mehrerer Systeme als konservativ.*

*[...] Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr 2,3 mSv.*

*Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-11<sup>8</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Die maximale Dosis im ersten Jahr beträgt 3,1 mSv.

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr 2,3 mSv. Die Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Störfallkategorie 3 eingehalten wird.

### **7.7.2.12 Radiologische Auswirkungen in der Anlage**

Bei allen Auslegungsstörfällen muss damit gerechnet werden, dass in die Anlagenräume freigesetzte Radioaktivität den ungeschützten Zugang zu diesen Räumen stark einschränken wird. Die radiologi-

schen Folgen für das Personal sind bei den untersuchten Störfällen von untergeordneter Bedeutung, denn das Personal befindet sich in der Regel nicht im Einflussbereich der Freisetzung.

Davon ausgenommen ist der Brennelementabsturz. Dieser Typ von Störfall kann nur entstehen, wenn bestrahlte Brennelemente umgesetzt werden. Ein Brennelementabsturz hat radiologisch dann die grössten Konsequenzen, wenn das bestrahlte Brennelement nur wenig abgeklungen ist, also beim Entladen des Reaktors am Ende eines Zyklus.

### **Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Das prinzipielle Vorgehen des KKM bei der Herleitung der freigesetzten Aktivitäten und des Quellterms ist in Abschnitt 7.7.2.10 beschrieben. In der Analyse von KKM wird die durch den Brennelementabsturz freigesetzte Aktivität instantan und homogen im gesamten Containment-Volumen verteilt. Es wird davon ausgegangen, dass das betroffene Personal vor der Evakuierung während 10 Minuten der Direktstrahlung der Edelgase und der Iod-Atmosphäre ausgesetzt wird. KKM ermittelt die Dosen der Direktstrahlung und die Inhalationsdosen über die Luftkonzentration der freigesetzten Iodisotope.*

*Die Berechnungen des Betreibers ergeben eine Gesamtdosis von 10,5 mSv, wobei 0,9 mSv durch Direktstrahlung und 9,6 mSv durch Inhalation verursacht werden. KKM kommt zum Schluss, dass die radiologischen Folgen eines Brennelementabsturzes für das Personal akzeptabel sind. Es sind keine weiteren Massnahmen notwendig.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Beurteilung der HSK stützt sich auf Art. 96 Absatz 5 der StSV<sup>20</sup> und das Dosismassnahmenkonzept der Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR)<sup>135</sup>.*

*Die HSK hat die Berechnungen von KKM nachvollzogen und mit eigenen Nuklidinventaren validiert. Die Annahmen, dass sich die radioaktiven Gase augenblicklich im Containment verteilen, sind angesichts der laufenden Containmentlüftung realistisch. Die Fluchtzeit aus dem Containment ist realistisch angesetzt. Die HSK ist mit den Randbedingungen der Modelle einverstanden. [...]*

*Die um einen Faktor 2 tiefere Dosis der Direktstrahlung bei den HSK-Rechnungen rührt daher, dass KKM diesen Dosisanteil einerseits über die  $C_A$ -Werte der StSV<sup>20</sup> abschätzt, andererseits liegt den HSK-Rechnungen ein von KKL hergeleitetes Kerninventar zugrunde. Die Unterschiede bei den Inhalationsdosen haben einen ähnlichen Hintergrund. Die HSK-Analyse berücksichtigt auch hier ein eigenes Kerninventar. Neben den unterschiedlichen Inventaren unterschätzt die Berechnung von KKM die Inhalationsdosen aus zwei Gründen: Erstens wurde in der KKM-Herleitung bei der Bestimmung der Iodaktivitäten in elementarer Form, die dosisbestimmend sind, eine mathematisch unzulässige Näherung vorgenommen. Zweitens benutzt das KKM die Inhalationsdosisfaktoren der StSV<sup>20</sup>, die für aerosolgebundenes Iod gelten und kleiner sind als diejenigen für Iod in organischer respektive elementarer Form.*

*Die StSV<sup>20</sup> verlangt, dass der Betreiber Massnahmen ergreift, um die Dosen des betroffenen Personals bei einem Störfall auf 50 mSv zu beschränken. Die von KKM und der HSK ermittelten Dosen lie-*

gen unter diesem Grenzwert. Allerdings liegt die entsprechende Schilddrüsen-Dosis deutlich über der oberen Dosischwelle des Dosismassnahmenkonzepts der VEO, so dass eine Iodprophylaxe erforderlich wird. Dieses Vorgehen ist in den relevanten Notfallvorschriften von KKM vorgesehen. Daher sind keine weiteren Massnahmen notwendig.

### Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig. Die Analysen des KKM unterscheiden sich von denjenigen der PSÜ 2000 darin, dass Freisetzungen gemäss Abschnitt 7.7.2.10 in die Atmosphäre des Reaktorgebäudes unterstellt wurden.

Das KKM ermittelt die Dosis für das Personal wie in der PSÜ 2000 und erhält für die Direktstrahlung einen Wert von 1,7 mSv und für die Inhalationsdosis einen Wert von 14,6 mSv. Das KKM kommt zum Schluss, dass diese Dosis geringer ist als der Grenzwert für beruflich strahlenexponiertes Personal gemäss Strahlenschutzverordnung<sup>20</sup>.

### HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig.

Die HSK hat die Dosisermittlung des KKM punktuell überprüft und dabei festgestellt, dass das Volumen des Reaktorgebäudes mit 48'020 m<sup>3</sup> angenommen wurde. Gemäss Sicherheitsbericht des KKM beträgt das freie Volumen aber nur 40'200 m<sup>3</sup>. Damit ist die Aktivitätskonzentration, und folglich die durch die HSK ermittelte Dosis für das Personal im Reaktorgebäude um etwa 20 % grösser als vom KKM ausgewiesen. Die Ergebnisse der Berechnungen sind in Tab. 7.7.2-1 zusammengestellt.

Tab. 7.7.2-1: Zusammenstellung der Folgedosen für das Personal bei einem Brennelement-absturz

Art der Strahlung	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Direktstrahlung	1,7 mSv	2,0 mSv
Inhalation Iode	14,6 mSv	17,5 mSv
Total	16,3 mSv	19,5 mSv

### 7.7.2.13 Zusammenfassende Bewertung

#### Zusammenfassung der eingereichten Dokumenten zur PSÜ 2005

Das KKM legt in der Gesamtbewertung zur PSÜ 2005 dar, dass mit den Störfallanalysen im Sicherheitsbericht 2005 der Nachweis erbracht wird, dass die Dosen bei Freisetzungen von radioaktiven Stoffen bei Auslegungsstörfällen die Grenzwerte gemäss StSV<sup>20</sup> nicht übersteigen. Diese Dosisberechnungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup>.

## HSK-Beurteilung für den gesamten Beurteilungszeitraum bis 2005

Die HSK hat die vom Betreiber unterbreiteten Rechenmodelle für die radiologischen Störfallanalysen sowie deren Annahmen und Eingabeparameter überprüft und die Ergebnisse durch eigene Analysen stichprobenweise auch quantitativ im Detail kontrolliert.

Die Quelltermberechnungen wurden im Wesentlichen nach den Vorgaben der USNRC-Richtlinie<sup>129</sup> durchgeführt. Teilweise davon abweichende Annahmen beim Kühlmittelverluststörfall und beim Brennelementabsturz betrachtet die HSK als gerechtfertigt resp. begründbar. Für die drei Störfälle mit postulierten Brennstabschäden wurde das Aktivitätsinventar eines aktuellen Referenz-Reaktorkerns zugrunde gelegt.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>9</sup> durchgeführt. Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK sind in Tab. 7.7.2-2 zusammengefasst. Bei einigen Störfällen sind die vom KKM berechneten Dosen höher als die entsprechenden Werte der HSK. Dies liegt an abweichenden Annahmen des KKM bezüglich Ingestion von Iod. Im Vergleich zur sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> von 2002 ist die neu berechnete Dosis für den Kühlmittelverluststörfall um einen Faktor 10 geringer. Dieser Umstand liegt darin begründet, dass in den aktuellen Störfallanalysen ein Modell eingesetzt wird, das der Anlagekonzeption des KKM besser entspricht.

Die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung bleiben bei allen untersuchten Auslegungstörfällen deutlich, teilweise um Größenordnungen, unterhalb der in der Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> festgelegten Dosiswerte.

Für den Brennelementabsturz wurden die Dosen für das Personal des KKM anhand eines konservativen Modells ermittelt. Die Exposition wird von der Inhalationsdosis dominiert. In jedem Fall ist die Folgedosis deutlich kleiner als der entsprechende Grenzwert der Strahlenschutzverordnung<sup>20</sup>.



Tab. 7.7.2-2: Zusammenfassung der Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen

Auslegungsstörfall	Richtwert nach HSK-R-100 <sup>118</sup> [mSv]	Maximale Dosis im ersten Jahr [mSv]		Belastungspfade und Nuklidgruppen*	
		KKM-Analyse	HSK-Analyse	Wolkenphase	Bodenphase
<b>Störfallkategorie 2</b>					
Brennelementabsturz	1	$4,1 \cdot 10^{-3}$	$4,8 \cdot 10^{-3}$	Ext/E, Inh/I	Ing/I
Bruch eines Aktivkohle- behälters im Maschinenhaus	1	$1,9 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-1}$	Ext/E, Inh/A, Ext/A	Ing/A, Ext/A
<b>Störfallkategorie 3</b>					
RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude	100	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$5,8 \cdot 10^{-4}$	Inh/I, Ext/I	Ing/I, Ext/I, Ing/A
Messleitungsbruch im Reaktorgebäude	100	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$9,5 \cdot 10^{-4}$	Inh/I, Ext/I	Ing/I, Ext/I, Ing/A
Steuerstab-Fall	100	$6,9 \cdot 10^{-3}$	$7,9 \cdot 10^{-3}$	Ext/E, Inh/I Ext/A, Inh/A	Ing/I
Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus	100	$8,8 \cdot 10^{-2}$	$8,9 \cdot 10^{-2}$	Ext/E, Ext/A, Inh/A, Inh/I	Ing/I, Ing/A, Ext/A
Kühlmittelverluststörfall	100	$1,7 \cdot 10^{-1}$	$1,6 \cdot 10^{-1}$	Ext/E, Inh/I, Ext/A, Inh/A	Ing/I, Ing/A
Frischdampfleckage im Maschinenhaus	100	$4,3 \cdot 10^{-1}$	$2,5 \cdot 10^{-1}$	Inh/I, Ext/E Ext/I, Ext/A	Ing/I, Ext/I
Frischdampfleitungs- bruch im Maschinenhaus	100	1,1	$8,0 \cdot 10^{-1}$	Inh/I, Ext/I, Ext/E	Ing/I, Ext/I, Ing/A
Speisewasserleitungs- bruch im Maschinenhaus	100	1,7	1,3	Inh/I, Ext/I	Ing/I, Ext/I, Ing/A
Störfälle durch Einwir- kungen von Aussen	100	3,1	2,3	Ext/E, Inh/I, Ext/A, Inh/A	Ing/I, Ing/A, Ext/I

\* HSK-Analyse: Belastungspfade und Nuklidgruppen mit einem Beitrag zur Wolken- bzw. Bodendosis grösser ca. 1 % (der wichtigste Pfad ist fett hervorgehoben)

Ext = Externe Bestrahlung

Inh = Inhalation

Ing = Ingestion

E = Edelgase

I = Iod

A = Aerosole (inklusive Edelgas-Töchter)

## 8 Auslegungsüberschreitende Störfälle

Mit dem für Kernkraftwerke entwickelten Sicherheitskonzept ist eine weitreichende und umfassende Vorsorge gegen das Eintreten und die Konsequenzen von Störfällen getroffen worden. Für die der Auslegung zugrunde liegenden Störfälle ist nachgewiesen, dass die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung gering ist und keine Gefährdung für die Umgebung und für die Bevölkerung darstellt. Dieses Sicherheitskonzept deckt alle nach der Erfahrung zu erwartenden und nicht extrem unwahrscheinlichen Störfälle ab.

Störfälle ausserhalb der Auslegung sind nur bei Mehrfachfehlern und Versagen mehrerer Rückhaltebarrieren denkbar. Erst das Auftreten einer Reihe von Mehrfachfehlern in der Anlage kann zu einem Unfall mit einer massiven Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen. Es ist die Aufgabe der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), das Risiko auslegungsüberschreitender Störfälle abzuschätzen. Die PSA-Methodik erlaubt eine quantitative Risikobewertung unter Berücksichtigung verschiedenartigster Unfallursachen wie beispielsweise menschliches Versagen oder Naturkatastrophen wie Erdbeben. Darüber hinaus lassen sich mittels der PSA Rückschlüsse ziehen auf mögliche Schwachstellen der Anlage, bzw. auf sinnvolle Anlageverbesserungen, die das Risiko weiter reduzieren können. Die Quantifizierung von Risiken, die sich aus Sabotage, Terroranschlägen oder Kriegshandlungen ergeben, ist normalerweise nicht Gegenstand einer PSA und wird dementsprechend auch in Schweizer PSA nicht durchgeführt.

Im Allgemeinen umfasst eine PSA zwei Teile, die als Stufe-1- und Stufe-2-PSA bezeichnet werden. Die Stufe-1-PSA umfasst die Analyse derjenigen Unfälle, die innerhalb von 24 Stunden nach Störfalleintritt zu einer Beschädigung des Kerns führen. Die Kernschadenshäufigkeit CDF (Core Damage Frequency) ist ein Mass für das Risiko, dass die Anlage schwer beschädigt wird. Sie ist zudem ein wichtiges Zwischenergebnis bei der Berechnung des Risikos für die Umgebung, da nur Unfälle mit Kernbeschädigung auch zu einer Freisetzung grösserer Mengen radioaktiver Stoffe führen können. Mit der Stufe-2-PSA werden für diese Unfälle mit schwerer Kernbeschädigung die Häufigkeiten sowie die jeweiligen Mengen der in die Umgebung freigesetzten radioaktiven Stoffe berechnet, wobei ein Zeitraum von 48 Stunden nach Eintritt des Kernschadens für die Containmentfunktion berücksichtigt wird. Die HSK verlangt im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung von allen schweizerischen Kernkraftwerken PSA-Studien der Stufen 1 und 2.

### 8.1 PSÜ-Pendenzen<sup>1</sup> aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK 2002

Bei der Überprüfung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten KKM-PSA (Mühleberg Safety Assessment, MUSA2000) ergaben sich im Bereich „Auslegungsüberschreitende Störfälle“ eine Reihe von PSÜ-Pendenzen. Das KKM fasste den Beschluss, das damalige PSA-Modell MUSA2000 nicht in den spezifischen Punkten zu verbessern, sondern durch ein komplett neu entwickeltes Modell (MUSA2005) zu ersetzen. Zu den einzelnen Pendenzen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme von 2002 wurden vom KKM entweder die geforderten Untersuchungen durchgeführt, oder es wurde mit der HSK vereinbart, dass diese im Rahmen der neuen MUSA2005 behandelt werden. Die vorliegende Stellungnahme nimmt nur dann Bezug auf diese Pendenzen, wenn dies sinnvoll erscheint. Sie konzentriert sich ansonsten auf das neu entwickelte Modell MUSA2005.

---

<sup>1</sup> „Pendenz“: damalige Terminologie für den heute verwendeten Begriff „Forderung“.

## 8.2 Beurteilungsgrundlagen

Die der MUSA2005-Überprüfung zugrunde liegenden Beurteilungsgrundlagen sind (a) der internationale Stand der Technik auf dem Gebiet der PSA und (b) die Qualität der bislang durchgeführten schweizerischen PSA-Studien. Die HSK erstellt derzeit eine Richtlinie, welche die minimalen Anforderungen an die Qualität und den Umfang einer PSA festlegt (Richtlinie HSK-A05). Diese Richtlinie soll zukünftig die Beurteilungsbasis bilden.

## 8.3 Stufe-1-PSA für Vollastbetrieb

Die ursprüngliche Stufe-1-PSA für das KKM (MUSA90) wurde von einer US-amerikanischen Firma im Auftrag der BKW durchgeführt und im Jahre 1990 abgeschlossen. 1993 erfolgte eine Aufdatierung. Danach entschied sich das KKM, zu einer anderen Modellierungsmethode überzugehen. Nach einer externen Zwischenstudie wurde für die PSÜ 2000 von einer anderen Firma im Auftrag der BKW eine komplett neue PSA angefertigt (MUSA2000). Die MUSA2000 enthielt verschiedene neu durchgeführte Analysen, insbesondere eine detaillierte Brandanalyse. Zudem wurden die seit der Erstellung der MUSA90 erfolgten Anlagenänderungen (z. B. Drywell-Sprüh- und Flutsystem, gefilterte Containment-Druckentlastung oder die neu implementierte Logik für die automatische Druckentlastung des Reaktordruckbehälters „ADS-Level“) sowie Accident-Management-Massnahmen (Personalhandlungen bei auslegungsüberschreitenden Störfällen) im PSA-Modell berücksichtigt.

Nach der Fertigstellung der MUSA2000 entschied sich das KKM für eine komplette Neuerstellung der PSA und vergab den grössten Anteil der hierfür erforderlichen Arbeiten an eine weitere US-amerikanische Firma. Auch die Modellierungsmethode und die eingesetzte Computersoftware wurden bei der Erstellung der aktuellen Analyse (MUSA2005) geändert: Die MUSA2005 verwendet einen einzigen Fehlerbaum für das gesamte PSA-Modell („One Top Model“), wohingegen die Vorgängerstudie auf der „Linked-Fault Tree“-Methode basierte.

Inhaltliche Hauptunterschiede zwischen der MUSA2005 und der MUSA2000 betreffen die Modellierung der Nachwärmeabfuhr (explizite Berücksichtigung des sog. „Containment Feed and Bleed“, d. h. Abgabe der Nachzerfallsleistung durch gefilterte Containment-Druckentlastung), der Hochdruckeinspeisung (zusätzliche Einspeisung von Kühlmittel durch das Steuerstabantriebssystem) und der Wiederherstellung der externen Stromversorgung bei Ausfall des Stromnetzes ausserhalb des Kraftwerks. Ferner wird das Feuerlöschsystem als zusätzliches Einspeise- und Kühlsystem modelliert und es werden Unfallsequenzen mit Ausfall der Frischdampfisolierung und des Turbinenbypasses realistischer abgebildet (Verzicht auf bislang vorhandene, konservative Modellannahmen). Neu ist auch die Modellannahme, dass transiente Unfallverläufe durch den Einsatz der Kernisolationskühlung und der Hauptwärmesenke beherrscht werden können. Insbesondere bei der Analyse des Brand- und internen Überflutungsrisikos in der MUSA2005 wurden methodische Verbesserungen gegenüber der Vorgängerstudie vorgenommen. Die Erdbeben-PSA hingegen konnte nicht rechtzeitig fertig gestellt werden und weist daher einen Verbesserungsbedarf auf.

Die Betriebserfahrung des KKM seit 1972 ging ein in die Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitsdaten und der Häufigkeiten auslösender Ereignisse.

### 8.3.1 Zuverlässigkeit von Komponenten

Die Komponentenzuverlässigkeitsdaten in der MUSA2005 umfassen Ausfallraten, Unverfügbarkeitszeiten und -häufigkeiten sowie Parameter für die Beschreibung gemeinsam verursachter (abhängiger) Ausfälle (Common Cause Failures, im Folgenden als CCF bezeichnet). Der gesamte Datenerfassungszeitraum in der MUSA2005 beträgt rund 31 Jahre (1972 bis 2003). Für das Zeitintervall von 1972 bis 1989 wurden die Rohdaten aus der MUSA90 übernommen. Die Zuverlässigkeitsdaten für die Jahre 1989 bis 2003 wurden neu ermittelt. Als Datenquellen wurden das Betriebsarchiv für die Jahre 1989 bis 1995 und das IBFS (integriertes Betriebsführungssystem) ab 1996 verwendet.

Die MUSA2005 ermittelt insgesamt 216 Komponentenausfallraten, von denen 141 in das PSA-Modell einfließen. 55 der 141 Ausfallraten im Modell wurden mithilfe eines Bayes'schen Verfahrens mit der werkspezifischen Erfahrung aktualisiert. Für die restlichen 86 Ausfallraten wurden lediglich generische Daten aus der Hersteller-Datenbank verwendet. Diese beinhaltet u. a. Daten aus verschiedenen US-amerikanischen PSAs, NUREGs und IEEE-Publikationen. Unverfügbarkeiten durch Tests und Instandhaltungsarbeiten wurden anhand werkspezifischer Daten hergeleitet. Für die Ermittlung der CCF-Parameter wurde keine Bewertung der werkspezifischen Erfahrung durchgeführt. Die entsprechenden Zahlenwerte stammen aus generischen Quellen (vor allem amerikanische Daten aus NUREG).

### HSK-Beurteilung

In der zusammenfassenden Beurteilung der Komponentenzuverlässigkeitsdaten in der MUSA2005 sind folgende Punkte zu erwähnen:

- Vollständigkeit der Datenaktualisierung: Für die MUSA2005-Entwicklung wurde nur ein kleiner Teil der im Modell berücksichtigten Komponentengefahrraten anhand der werkspezifischen Information aktualisiert (ca. 39 %). Die meisten Komponentengefahrraten (ca. 61 %) basieren auf generischen Daten. Für die Aufdatierung der CCF-Parameter wurden ausschliesslich generische Daten verwendet. Die HSK erachtet es als Stand der Technik, dass für eine realistische Risikoabschätzung die gesamte werkspezifische Betriebserfahrung bei der Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitsdaten (inklusive CCF) herangezogen wird.
- Vollständigkeit der Datenquellen: Gegenüber der Vorgängerstudie (MUSA2000) hat sich die Datenerfassung insbesondere im Hinblick auf die Systematik (Vorgehensweise) und den Umfang der erfassten Daten deutlich verbessert. Die systemweise erfasste Information zu Komponentenausfällen und Instandhaltung wurden von der HSK stichprobenartig überprüft. Dabei wurden keine wesentlichen Mängel festgestellt.
- Eignung der verwendeten generischen Daten: Die generischen Zuverlässigkeitsdaten aus der Hersteller-Datenbank sind plausibel.
- Verwendete statistische Methoden: In der MUSA2005 werden bei der Bayes'schen Aufdatierung von Nullfehlerstatistiken künstliche Fehler eingeführt. Dies entspricht nach Auffassung der HSK nicht dem Stand der Technik.
- Berücksichtigung von Unsicherheiten: Im Allgemeinen berücksichtigt die MUSA2005 Unsicherheiten bei den Zuverlässigkeitsdaten. Eine Ausnahme stellen die CCF-Parameter dar, bei denen keine Unsicherheitsverteilungen angegeben werden.

- Datenerfassungskonzept: Das KKM-Datenerfassungskonzept weist nach Auffassung der HSK noch folgende Punkte mit Verbesserungsbedarf auf:
  - Die Begründung zur Gruppierung von Komponenten für die Bestimmung von Zuverlässigkeitsparametern ist nicht ausreichend erläutert, insbesondere für grosse, nicht systemspezifische Komponentengruppen (z. B. Armaturen).
  - Die Übertragbarkeit der generischen Daten auf die anlagenspezifischen Komponentendaten wurde nicht überprüft.
- Verwendung von PSA-Daten zur systematischen Beurteilung der Komponentenzuverlässigkeit: Die Ausfallstatistik wurde vom KKM nicht herangezogen, um die Zuverlässigkeit von Komponenten systematisch zu hinterfragen.

Aus dieser Beurteilung ergibt sich folgende PSÜ-Forderung:

HSK-Forderung PSÜ-8.3-1a:

*Im Zusammenhang mit den Zuverlässigkeitsdaten sind bis zum 31. März 2008 folgende Arbeiten durchzuführen:*

- *Sämtliche Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen inkl. CCF-Parameter sind unter Berücksichtigung der werkspezifischen Erfahrung aufzudatieren. Es ist ein Bayes-Verfahren zu verwenden, das die Nullfehlerstatistik ohne die Annahme von künstlichen Fehlern beherrscht. Ferner ist die Unsicherheit der CCF-Parameter zu berücksichtigen.*
- *Das KKM-Datenerfassungskonzept ist zu überarbeiten: Die Gruppierung von Komponenten für die Bestimmung von Zuverlässigkeitskenngrössen ist zu begründen und die Übertragbarkeit der generischen Daten auf die anlagenspezifischen Daten ist darzulegen. Ferner soll das Datenerfassungskonzept die Art und Weise festlegen, mit der die Ergebnisse zur Komponentenzuverlässigkeit untersucht und bewertet werden.*

### **8.3.2 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen**

In der MUSA2005 werden im Rahmen der Zuverlässigkeitsanalyse von Operateurhandlungen (HRA, Human Reliability Analysis) drei verschiedene Kategorien von Handlungen erfasst:

- Kategorie A: Handlungen bei Routinetests, Wartung und Reparatur an Systemen und Komponenten. Operateurfehler bei Handlungen dieser Kategorie haben keinen unmittelbaren Einfluss auf den Anlagenbetrieb, können jedoch die Funktion von Systemen im Anforderungsfall beeinträchtigen.

Die Versagenswahrscheinlichkeiten der Kategorie A-Handlungen werden in der MUSA2005 mit Hilfe der ASEP-Methode (Accident Sequence Evaluation Program) bestimmt. Abhängigkeiten zwischen diesen Handlungen werden mit dem „THERP dependence model“ (Technique for Human Error Rate Prediction) ermittelt.

- Kategorie B: Handlungen, welche ein auslösendes Ereignis verursachen oder dazu beitragen. Kategorie B-Handlungen werden in der MUSA2005 nicht explizit modelliert. In der MUSA2005 wird unterstellt, dass deren Beitrag bereits implizit in den Häufigkeiten auslösender Ereignisse mit berücksichtigt ist.

- Kategorie C: Handlungen bei Störfällen gemäss den Anweisungen in Betriebs- und Notfallvorschriften sowie Accident-Management Massnahmen. Operateurfehler bei Handlungen dieser Kategorie wirken sich direkt auf den Unfallablauf aus.

Für die Analyse der Versagenswahrscheinlichkeiten von Kategorie C-Handlungen werden diese in einen kognitiven Anteil und einen Anteil für die Ausführung aufgeteilt. Die Fehlerwahrscheinlichkeit des kognitiven Anteils wird mit einer Kombination der THERP/ASEP-Zeit-Zuverlässigkeitskurven und verschiedenen Fehlerbäumen ermittelt. Der Ausführungsanteil der Kategorie C-Handlungen wird mit Hilfe von THERP quantifiziert. Durch eine Analyse der in der MUSA2005 berechneten minimalen Ausfallkombinationen wurden Abhängigkeiten zwischen Kategorie C-Handlungen identifiziert und mittels dem „THERP dependence model“ quantifiziert.

Insgesamt werden 44 Kategorie A-Handlungen und 39 Kategorie C-Handlungen in der MUSA2005 modelliert.

### HSK-Beurteilung

Die in der MUSA2005 verwendeten Methoden zur Bestimmung der Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen entsprechen nach Auffassung der HSK im Allgemeinen dem Stand von Wissenschaft und Technik. Gegenüber der MUSA2000 stellt der Umfang der HRA in der MUSA2005 eine wesentliche Erweiterung dar. Daraus ergibt sich ein detaillierteres und vollständigeres Bild der Operateurhandlungen bei Störfällen im KKM. Die Quantifizierung der Versagenswahrscheinlichkeiten auf Basis der Methoden ASEP und THERP ist nachvollziehbar und transparent, insbesondere sind die zu Grunde gelegten Annahmen bei der Bestimmung der Versagenswahrscheinlichkeiten der Kategorie C-Handlungen gut dokumentiert.

So genannte „Errors of Commission“ (EOC) – d. h. ungeplante Operateurhandlungen, welche den Störfallablauf negativ beeinflussen – werden in der MUSA2005 nicht berücksichtigt. Dies entspricht der allgemeinen PSA-Praxis, obgleich mittlerweile erste Methoden wie z. B. ATHEANA (A Technique for Human Error Analysis) oder CESA (Commission Error Search and Assessment) zur Quantifizierung von EOC entwickelt wurden. Allerdings hat sich noch kein praktikables EOC-Quantifizierungsverfahren etabliert. Die HSK wird die weitere Entwicklung auf dem Gebiet verfolgen.

Die identifizierten Punkte mit Verbesserungsbedarf sind:

- Die der Quantifizierung der Ausfallwahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen zu Grunde gelegten Zeitfenster sind teilweise nicht mit entsprechenden thermohydraulischen Analysen belegt (Beispiel: Handlungen im Zusammenhang mit dem Einsatz des Feuerlöschsystems).
- Die Berücksichtigung der beiden Operateurhandlungen OPER\_FWS\_RXINJ und OPER\_FWS\_CAIR, welche das Bereitstellen des Feuerlöschsystems als alternative Einspeise- bzw. Komponentenkühlmöglichkeit modellieren, ist in den in der MUSA2005 betrachteten Szenarien fragwürdig, weil das unterstellte Zeitfenster für diese Handlungen, die auch Vor-Ort-Eingriffe erfordern, extrem kurz ist und weil die Störfallvorschriften des KKM der Bereitstellung des Feuerlöschsystems für diesen Zweck keine Priorität einräumen.
- Mehrere risikorelevante Operateurhandlungen wie z. B. die manuelle SUSAN-Auslösung (Handlung OPER\_SUSAN) oder die Initiierung der Speisewasser-Einspeisung (Handlung OPER\_FWCI), werden nicht detailliert analysiert, sondern es werden Schätzwerte für die entsprechenden Ausfallwahrscheinlichkeiten verwendet. Das Fehlen einer detaillierten Analyse

wichtiger Operateurhandlungen kann Einfluss auf das Risikoprofil und die gewonnenen Erkenntnisse haben.

- In Unfallsequenzen mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS, Anticipated Transient Without Scram) ist die kritische Operateurhandlung das Absenken und Halten des Reaktordruckbehälters (RDB)-Füllstands auf der Höhe der Oberkante des aktiven Kernbereichs. Bei diesem Vorgang wird jedoch die automatische Druckentlastung (ADS) angeregt, welche von den Operateuren zur Verhinderung der Borsäureverdünnung unterdrückt werden muss. Die Quantifizierung der Handlung OPER\_XADS, welche das Absenken des RDB-Füllstandes und die Verhinderung der Auslösung der ADS umfasst, berücksichtigt jedoch nur die aus Sicht der HSK deutlich einfacheren Ausführungsschritte zur ADS-Verhinderung.
- Die gemäss den Minimalschnitten des MUSA2005-Modells mögliche Abhängigkeit zwischen den beiden Operateurhandlungen „Inbetriebnahme Vergiftungssystem“ (Handlung OPER\_SLCS) und „ADS-Unterdrückung“ (Handlung OPER\_XADS) in ATWS-Szenarien wurde nicht analysiert.
- Operateurhandlungen nach einem Erdbeben werden unabhängig von der Erdbebenstärke kreditiert.
- Die Anpassung der Versagenswahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen an die geänderten Bedingungen bei internen systemübergreifenden und externen Ereignissen ist nicht dokumentiert.
- Bei der inhaltlichen Prüfung ausgewählter KKM-Vorschriften, welche das Vorgehen der Operateure bei verschiedenen Unfallszenarien schriftlich festhalten, hat die HSK in einigen Störfallanweisungen, Betriebs-Notfallvorschriften und Accident-Management-Massnahmen einen Verbesserungsbedarf identifiziert, wie beispielsweise:
  - In der Störfallanweisung zur Leistungsüberwachung wird bei einem ATWS zunächst das alternative Steuerstabverfahren gefordert, ehe die Boreinspeisung eingeleitet wird. Möglicherweise hat die Boreinspeisung bei dieser Vorgehensweise eine zu geringe Priorität.
  - Verschiedene Vorschriften enthalten potenzielle Inkonsistenzen. Beispiele: unterschiedliche Einheiten für Durchflussmengen oder unterschiedliche Angaben zu erforderlichen Ventilstellungen.
  - In der Störfallanweisung zur Reaktorüberwachung wird das Feuerlöschsystem als Einspeisemöglichkeit nicht berücksichtigt.

Es ergibt sich die

HSK-Forderung PSÜ-8.3-1b:

*Die folgenden Punkte zur MUSA2005-HRA sind bis zum 30. Juni 2008 zu überarbeiten:*

- *Sämtliche in der HRA relevanten Zeitfenster sind mittels thermohydraulischer Analysen zu belegen. Diese Analysen sind in die MUSA2005-Dokumentation zu integrieren.*
- *Sollten die thermohydraulischen Analysen das in der MUSA2005 angenommene, kurze Zeitfenster für die Operateurhandlungen OPER\_FWS\_RXINJ und OPER\_FWS\_CAIR bestätigen, so sind diese beiden Handlungen als garantiert fehlgeschlagen anzunehmen.*
- *Eine detaillierte Analyse ist für sämtliche Operateurhandlungen der Kategorie C durchzuführen.*

- *Die Operateurhandlung OPER\_XADS zur ADS-Blockierung und Kontrolle des Wasserstandes an der Obergrenze des aktiven Kernbereichs in ATWS-Szenarien ist neu zu quantifizieren. Dabei sind die Ausführungsschritte zur Kontrolle des Wasserstandes an der Obergrenze des aktiven Kernbereichs mit zu berücksichtigen. Zusätzlich ist die mögliche Abhängigkeit zwischen den beiden Operateurhandlungen OPER\_SLCS und OPER\_XADS zu analysieren und ggf. im Modell zu berücksichtigen.*
- *Der Einfluss von Erdbeben auf die Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen ist zu berücksichtigen.*
- *Die Anpassung der Versagenswahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen an die geänderten Bedingungen (bzgl. Zugänglichkeit, Zeitfenster, etc.) bei internen systemübergreifenden und externen Ereignissen ist zu dokumentieren. Wo angezeigt, ist die Versagenswahrscheinlichkeit neu zu bestimmen.*
- *Es ist zu überprüfen, inwieweit die bestehenden Vorschriften aufgrund der von der HSK identifizierten Verbesserungsmöglichkeiten zu ändern und/oder zu ergänzen sind.*

### **8.3.3 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien**

Die PSA-Erfolgskriterien reflektieren die minimal für die Vermeidung eines Kernschadens erforderlichen Systemfunktionen. Ein Erfolg im Sinne der PSA ist dann gegeben, wenn der unterkritische Kern während des Störfallverlaufs mit Wasser bedeckt bleibt, respektive nur für kurze Zeit freigelegt wird. Kernschadensszenarien sind charakterisiert durch eine Freilegung des Kerns, bzw. durch Überschreitung einer (lokalen) Temperatur von ca. 1200 C im Kern.

In der MUSA2005 basieren die Erfolgskriterien für Transienten und verschiedene Kühlmittelverluststörfälle (KMV) auf einem Vergleich mit Erfolgskriterien KKM-ähnlicher US-Anlagen, den Angaben im KKM-Sicherheitsbericht und der Vorgängerstudie MUSA2000, sowie Handrechnungen und Simulatorergebnissen.

Im Wesentlichen sind die in der MUSA2005 ermittelten und verwendeten Erfolgskriterien identisch mit denen der Vorgängerstudie MUSA2000. Unterschiede betreffen den Einsatz der Kernisolationenkühlung bei kleinen und mittleren Kühlmittelverlusten, sowie die Berücksichtigung der Hochdruckeinspeisung durch das Steuerstabantriebssystem bei Transienten mit genügend abgeklungener Nachzerfallswärme. Ein neu modellierter Erfolgspfad bei transienten Auslösern führt (bei verfügbarer Hauptwärmesenke) über die Kernisolationenkühlung, die zunächst Wasser aus dem Kaltkondensatbehälter und später aus dem Torus einspeist. Ferner wird in verschiedenen Szenarien der Einsatz des Feuerlöschsystems als Kühl- oder Einspeisesystem kreditiert und Unfallszenarien mit Ausfall der Frischdampfisolierung und des Turbinenbypasses führen im Modell nicht mehr automatisch zu einem Kernschaden. Bei der Nachwärmeabfuhr wird (neben dem Toruskühlsystem TCS und dem Abfahr- und Toruskühlsystem STCS) die gefilterte Containmentdruckentlastung (sogenanntes „Containment feed and bleed“) durchgängig und explizit im Modell kreditiert. Dies sind einige Beispiele für zusätzliche Erfolgskriterien gegenüber der MUSA2000.

Entfallen (gegenüber der MUSA2000 und der MUSA90) ist die Modellierung der Einspeisung mittels Kondensatpumpen bei grossen und mittleren Kühlmittelverlusten. Das KKM führt ohne weitere Begründung hierzu aus, dass die für diese Störfälle vorliegenden Analysen zu wenig belastbar seien, um die Kondensatpumpen (für diesen Zweck) im Modell berücksichtigen zu können.



## HSK-Beurteilung

Die in der MUSA2005 dokumentierten Methoden zur Bestimmung der Erfolgskriterien entsprechen nach Auffassung der HSK überwiegend nicht dem Stand der Technik, obgleich unabhängige Analysen der HSK auf Basis der Thermohydraulik-Computerprogramme „MELCOR“ und „ADAM“ die MUSA2005-Annahmen im Wesentlichen bestätigen. Keine Übereinstimmung gibt es jedoch bei der Modellierung des mittleren KMV: In der MUSA2005 wird davon ausgegangen, dass eine vorgängige RDB-Druckentlastung bei Nutzung des Kernsprühsystems (d. h. Niederdruckeinspeisung) nicht erforderlich ist, wohingegen Analysen der HSK darauf hinweisen, dass bei Brüchen in wasserführenden Rohrleitungen mit Durchmessern im unteren Bereich des Spektrums mittlerer KMV ein forcierter Druckabbau vorgenommen werden muss, um einen Kernschaden zu vermeiden.

Nach Auffassung der HSK sind alle in der MUSA2005 verwendeten Erfolgskriterien durch entsprechende (anlagenspezifische) thermohydraulische Analysen zu belegen und zu dokumentieren. Generische Information (wie ein Vergleich mit den Erfolgskriterien anderer, ähnlicher Anlagen) ist zwar im Sinne einer Plausibilitätsprüfung hilfreich, aber nicht hinreichend belastbar. Ferner sind Abweichungen bei den MUSA2005-Erfolgskriterien gegenüber den (seinerzeit von der HSK akzeptierten) Erfolgskriterien der Vorgängerstudien MUSA90 und MUSA2000 genauer zu begründen. Beispielsweise führt die Nichtberücksichtigung der Kondensatpumpen-Einspeisung bei KMV in der MUSA2005 möglicherweise zu einer Unterschätzung der Importanz des Kondensatsystems. Es ergibt sich folgende PSÜ-Forderung

### HSK-Forderung PSÜ-8.3-1c:

*Sämtliche Erfolgskriterien in der MUSA2005 sind durch entsprechende (anlagenspezifische) thermohydraulische Analysen zu belegen und zu dokumentieren. Sollten sich dabei Änderungen gegenüber den aktuell modellierten Erfolgskriterien ergeben, so sind diese im PSA-Modell zu berücksichtigen. Änderungen gegenüber den in der Vergangenheit bereits von der HSK akzeptierten Erfolgskriterien sind detailliert zu begründen (Termin: 31. März 2008).*

## 8.3.4 Interne Ereignisse

### 8.3.4.1 Auslösende Ereignisse

In der MUSA2005 werden die internen auslösenden Ereignisse in einem dreistufigen Auswahlverfahren ermittelt: Ausgangspunkt ist die Entwicklung einer umfassenden, generischen Liste auslösender Ereignisse, welche sich in der Literatur finden. Diese Liste wird ergänzt um die in 11 US-amerikanischen PSA (für Siedewasserreaktoren) modellierten auslösenden Ereignisse. Zusätzlich werden in einem dritten Schritt die spezifischen KKM-Systeme auf ihr Potenzial zur Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung hin untersucht. Für die Modellierung der internen Ereignisse in der MUSA2005 ergeben sich so 28 Kategorien von Transienten und fünf Kategorien von Kühlmittelverluststörfällen (KMV), wobei vier der untersuchten Transienten unter die in der MUSA2005 verwendete Abschneidegrenze fallen, d. h. einen Beitrag von weniger als  $5 \cdot 10^{-12}$  pro Jahr zur Kernschadenshäufigkeit leisten. Insgesamt werden demnach 24 Transienten im PSA-Modell detailliert abgebildet.

Die Häufigkeiten einiger transienter Auslöser werden in der MUSA2005 mittels eines Bayes'schen Verfahrens auf der Grundlage generischer Daten und der KKM-eigenen Betriebserfahrung ermittelt. Die Ausfallhäufigkeiten von 18 Hilfssystemen werden (dynamisch) aus Fehlerbaumanalysen bestimmt.

Bei den KMV wird in der MUSA2005 erstmalig (in einer KKM-PSA) der sogenannte „Excessive LOCA“ (d. h. nicht beherrschbares, katastrophales RDB-Versagen mit nachfolgendem Kernschaden) modelliert. Darüber hinaus beinhaltet die MUSA2005 einen grossen, einen mittleren und einen kleinen KMV, sowie Brüche an den Schnittstellen zwischen Hoch- und Niederdrucksystemen (sogenannte „Interfacing Systems LOCA“) und ausserhalb des Containments (so genannte „Breaks outside Containment“). „Breaks outside Containment“ wurden jedoch aufgrund seines geringen CDF-Beitrags (unterhalb der Abschneidegrenze) nicht in das CAFTA-Modell (Computer Assisted Fault Tree Analysis, vgl. 8.3.4.2) übernommen.

Im Gegensatz zur MUSA2000 wird in der MUSA2005 die Möglichkeit eines Lastabwurfs mit nachfolgendem Eigenbedarfsbetrieb der Anlage explizit modelliert, d. h. eine entsprechende Berücksichtigung bei der Quantifizierung der Häufigkeiten verschiedener auslösender Ereignisse entfällt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK beurteilt die Liste der in der MUSA2005 berücksichtigten auslösenden Ereignisse als umfassend. Die Ereignisse wurden mit einem systematischen Verfahren identifiziert und der Detaillierungsgrad der Modellierung ist im Allgemeinen grösser als in der Vorgängerstudie (MUSA2005: 29 interne auslösende Ereignisse, MUSA2000: 22 interne auslösende Ereignisse). Eine Ausnahme hiervon stellt der grosse KMV dar, der aufgrund geänderter Erfolgskriterien in der MUSA2005 weniger detailliert modelliert wird (s. hierzu auch Kap. 8.3.3).

Die zur Quantifizierung der Häufigkeit der auslösenden Ereignisse verwendete Methodik entspricht grundsätzlich dem Stand der Technik. Bei der Überprüfung fand die HSK jedoch einen Fehler bei einem in der MUSA2005 verwendeten Berechnungsverfahren, der zu nicht korrekten Unsicherheitsverteilungen bei den generischen Häufigkeiten für einige interne auslösende Ereignisse führt. Dieser Fehler pflanzt sich fort und betrifft letztendlich auch die anlagenspezifischen Häufigkeiten.

Ein weiteres Problem wurde bei der Quantifizierung der „Breaks Outside Containment“ identifiziert: In der MUSA2005 werden z. B. potenzielle Brüche in den relevanten Abschnitten der Speisewasser- und Frischdampfleitungen bei diesem auslösenden Ereignis nicht berücksichtigt – die Analyse beschränkt sich auf den Bruch der Dampfleitung für die Kernisoliationskühlung und ist aus Sicht der HSK daher unvollständig. Es ergibt sich folgende PSÜ-Forderung:

#### HSK-Forderung PSÜ-8.3-1d:

*Bei der Quantifizierung der Häufigkeit interner auslösender Ereignisse in der MUSA2005 sind bis zum 31. März 2008 folgende Verbesserungen vorzunehmen:*

- *Die Unsicherheitsverteilungen für die Häufigkeiten der generischen auslösenden Ereignisse sind mit einem dem Stand der Technik entsprechenden Verfahren zu bestimmen. Anschliessend sind die Häufigkeiten der anlagenspezifischen auslösenden Ereignisse neu zu berechnen.*
- *Die KKM-Studie zum „Break Outside Containment“ ist aufzudatieren. Zu betrachten sind dabei alle relevanten Brüche (z. B. der Speisewasser- und Frischdampfleitungen). Die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses ist anschliessend entsprechend im PSA-Modell anzupassen.*

### 8.3.4.2 System- und Unfallablaufanalyse

Die Modellierung der Unfallabläufe in der MUSA2005 erfolgt mit einem einzigen, grossen Fehlerbaum (One Top Model), dessen Logik für jedes auslösende Ereignis die für die Unfallbeherrschung relevanten Systeme situationsspezifisch abfragt. Die Verfügbarkeit von Systemen (inklusive Hilfsystemen und Operateurhandlungen) wird detailliert in entsprechenden Teilfehlerbäumen des Gesamtmodells abgebildet. Diese Teilfehlerbäume enthalten die Basisereignisse\*, die zur Unverfügbarkeit des betrachteten Systems beitragen können. Abhängig vom auslösenden Ereignis werden im Modell gezielt die mit dem auslösenden Ereignis verbundenen Unverfügbarkeiten von Komponenten und Systemen wie auch die situativen Anforderungen an die Sicherheitssysteme berücksichtigt. Dies geschieht durch so genannte „Flags“, welche durch Aktivierung bzw. Deaktivierung bestimmter Teile des Modells die Quantifizierung steuern.

Bei der Quantifizierung des Gesamtmodells werden für jedes auslösende Ereignis die minimalen Kombinationen von Basisereignissen bestimmt, die im Zusammenhang mit dem jeweiligen auslösenden Ereignis zu einem Kernschaden führen. Eine einzelne derartige Kette bestehend aus auslösendem Ereignis und Basisereignissen wird häufig auch als „Minimalschnitt“ bezeichnet. Aufsummiert über alle Minimalschnitte ergibt sich die Kernschadenshäufigkeit für das betrachtete auslösende Ereignis. Für die Ermittlung der gesamten Kernschadenshäufigkeit werden die Kernschadenshäufigkeiten aller auslösenden Ereignisse aufsummiert.

Das MUSA2005-Modell wurde mit Hilfe der kommerziellen PSA-Software CAFTA (Computer Assisted Fault Tree Analysis, Hersteller: EPRI) erstellt. Das KKM hat neben der üblichen schriftlichen Dokumentation das (elektronische) PSA-Modell zusammen mit einer Viewer-Software der HSK eingereicht.

Das KKM berechnet mit CAFTA lediglich Punktwerte für die Kernschadenshäufigkeit. Die gesamte Unsicherheitsrechnung wird in der MUSA2005 ausserhalb des eigentlichen PSA-Modells mit der Zusatzsoftware UNAS durchgeführt.

Neben der Unsicherheitsanalyse wird auch die Quantifizierung des MUSA2005-Erdbebenrisikos (teilweise) ausserhalb des eigentlichen CAFTA-PSA-Modells mit der speziellen Software SIP durchgeführt. Gemäss KKM stellt diese Art der Modellierung jedoch lediglich einen Zwischenschritt zur geplanten Integration des Erdbebenmodells in das PSA-Modell dar.

### HSK-Beurteilung

Die Methodik der Unfallmodellierung in der MUSA2005 entspricht im Allgemeinen dem Stand der Technik. Positiv zu erwähnen ist, dass in der MUSA2005 eine CAFTA-Funktion genutzt wird, welche die Angabe der garantiert ausgefallenen Komponenten in den berechneten minimalen Ausfallkombinationen ermöglicht. Dies erleichtert die Nachvollziehbarkeit der Resultate. Ein weiterer positiver Punkt ist die Effizienz, mit der CAFTA die Quantifizierung des PSA-Modells erlaubt. Die hohe Berechnungsgeschwindigkeit ermöglicht – ähnlich wie bei einem „Risk Monitor“ – die schnelle Bestimmung der CDF.

---

\* Basisereignisse stellen im Modell Unverfügbarkeiten von Operateurhandlungen, Teilsystemen oder Komponenten dar, wie z. B. die Unverfügbarkeit einer Rückschlagklappe durch Öffnungsversagen bei Anforderung.

Im Rahmen der Begutachtung des PSA-Modells durch die HSK wurden hinsichtlich der Modellierungstechnik folgende Punkte mit Verbesserungsbedarf identifiziert:

- Die Abbildung des gesamten PSA-Modells in einem einzigen (und daher extrem umfangreichen) Fehlerbaum ist nach Auffassung der HSK punkto Handhabbarkeit ungünstig. Die in der MUSA2005 gewählte Modellierungstechnik führt zu einer erheblich erschwerten Aktualisierung und Anwendung der PSA. Darüber hinaus lässt die gewählte Modellierung – im Gegensatz zu den üblicherweise verwendeten Ereignisbäumen – kaum Rückschlüsse auf den Verlauf der modellierten Unfallabläufe zu.
- Unzweckmässig erscheint die CAFTA-externe Durchführung der Unsicherheitsanalyse mit der Zusatzsoftware UNAS. Die Möglichkeiten und Grenzen von UNAS werden in der MUSA2005 nicht nachvollziehbar dokumentiert. Ferner entspricht die Handhabung des Korrelationseffekts bei der CAFTA-externen Unsicherheitsanalyse nicht dem Stand der Technik.
- Die Quantifizierung des Erdbebenrisikos ausserhalb des CAFTA-Modells ist aus Sicht der HSK nicht akzeptabel, da Importanz-, Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen hierdurch erheblich erschwert werden. Die HSK begrüsst, dass das KKM bereits an einer entsprechenden Integration arbeitet.

Inhaltlich weist die System- und Unfallablaufmodellierung in der MUSA2005 verschiedene Verbesserungen gegenüber der Vorgängerstudie auf. Zu erwähnen sind in diesem Zusammenhang insbesondere die detaillierteren Modelle für

- das Abfahren der Anlage auf Eigenbedarf,
- den Ablauf eines ATWS-Störfalls, sowie
- die Abbildung der Leittechnik.

Ferner ist die Qualität der Systembeschreibungen (System Notebooks) in der MUSA2005 aus Sicht der HSK als ausgezeichnet zu bezeichnen.

Die HSK hat bei ihrer detaillierten Überprüfung an verschiedenen Stellen der MUSA2005-Modellierung jedoch auch einen Verbesserungsbedarf identifiziert. Die wichtigsten Punkte werden nachfolgend aufgeführt:

- Im PSA-Modell für das auslösende Ereignis „Fehlöffnen eines Sicherheits- und Abblaseventils (SRV)“ (%T6, „Spurious SRV Opening“) wird angenommen, dass alle SRV zunächst geschlossen sind. Das wesentliche Merkmal des auslösenden Ereignisses wird demnach nicht korrekt abgebildet, was zu fehlerhaften (nicht-konservativen) Resultaten führt.
- Analog wird für das auslösende Ereignis „Totalausfall des Speisewassers“ (%T3, „Total Loss of Feedwater“) angenommen, dass das Speisewasser zunächst verfügbar ist. Diese Modellierung ist nicht korrekt und führt zu fehlerhaften (nicht-konservativen) Resultaten.
- Bei Überspeisungstransienten (%T3E, „Excessive Feedwater“) werden die negativen Auswirkungen dieses Unfalltyps – z. B. der Ausfall der Kernisolationskühlung aufgrund des RDB-Niveau-8-Signals – auf die Anlage nicht modelliert (bzw. die Modellierung erfolgt analog derjenigen einer Transiente ohne den Ausfall von Systemen). Dies führt zu optimistischen Resultaten.

- Das mögliche Versagen der Frischdampfisolationsventile bei Anforderung im Verlauf des Unfalls wird in der MUSA2005 generell nicht berücksichtigt. Bei geöffneten Isolationsventilen ergibt sich während eines schweren Unfalls ein potenzieller Freisetzungspfad über einen beschädigten Kondensator in die Umgebung.
- Die MUSA2005 nimmt bei allen durch Brüche im Hilfskühlwassersystem verursachten internen Überflutungen im Reaktorgebäude an, dass folgende Verbraucher des Hilfskühlwassersystems zur Verfügung stehen: Kühlwassersysteme für das Reaktorgebäude und für das Maschinenhaus, sowie 50-kV- und 220-kV-Transformatoren. Diese Annahme wird auch dann getroffen, wenn es nicht gelingt, die Verbraucher mit Feuerlöschwasser zu kühlen. Dies führt zu unrealistischen Resultaten.
- In allen Unfallsequenzen, die sich aus einem totalen oder partiellen Verlust der externen Stromversorgung entwickeln, kreditiert die MUSA2005 zur Vermeidung des Kernschadens eine Wiederherstellung der (externen) Stromversorgung binnen einer halben Stunde mit einer Wahrscheinlichkeit von ca. 39 %. Diese Annahme erscheint bei einigen schnell verlaufenden Unfallsequenzen fragwürdig und optimistisch, da davon auszugehen ist, dass der Kernschaden bereits früher vorliegt. Beispiel hierfür: Sequenzen mit Verlust der Reaktivitätskontrolle (d. h. Schnellabschaltung und Notborierung) und zusätzlichem Verlust der Hauptwärmesenke (Kondensator).
- Bei Unfallsequenzen mit (fehlerhaft) geschlossenen Frischdampfisolationsventilen wird in der MUSA2005 die Unverfügbarkeit des Speisewassersystems unterstellt. Dies ist konservativ und entspricht nicht dem realen Anlageverhalten.
- Im MUSA2005-Modell für transiente, interne Ereignisse bewirkt der Ausfall des Niveau-2-Signals (Füllstand tief) für den Reaktor Druckbehälter (RDB) ein Schließen der Frischdampfisolationsventile. Diese Annahme reflektiert aus Sicht der HSK nicht das reale Anlagenverhalten, da bei einem Ausbleiben dieses Signals ein Offenbleiben der Frischdampfisolationsventile zu erwarten ist.
- Im Falle eines mittleren KMV wird in der MUSA2005 (mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit) der Ausfall eines Stranges des Kernsprühsystems CS (Core Spray System) in Folge des Bruchs unterstellt. Das SUSAN-Niederdruckeinspeisesystem ALPS (Alternate Low Pressure System) wird hingegen in diesem Fall als verfügbar betrachtet, obwohl CS und ALPS dieselbe Einspeiseleitung verwenden. Ferner wird ein möglicher Ausfall der Kernisolationskühlung in Folge des KMV nicht betrachtet (ein Teil der mittleren KMV kann von Brüchen in Leitungen der Kernisolationskühlung verursacht sein).
- Bei der MUSA2005-Modellierung der Speisewasserregelung für den RDB-Füllstand während eines kleinen KMV wird den erschwerten Anforderungen hinsichtlich der Regelung nicht Rechnung getragen. Die Modellierung erfolgt analog derjenigen für eine Transiente.

Die Qualität der MUSA2005 kann merklich verbessert werden, wenn die Modelle entsprechend überarbeitet werden. Aus der HSK-Überprüfung ergibt sich folgende PSÜ-Forderung:

HSK-Forderung PSÜ-8.3-1e:

KKM hat eine Aktionsliste mit Verbesserungsmöglichkeiten der MUSA2005 vorzulegen. Basis dieser Aktionsliste sind die von der HSK während der Überprüfung erstellten Fragelisten sowie die in der HSK-Stellungnahme zur PSÜ aufgeführten Punkte. Nach Abstimmung der Listeninhalte mit der HSK ist die MUSA2005 entsprechend zu aktualisieren und die Kernschadenshäufigkeit auszuweisen (Termin 30. Juni 2008).

**8.3.4.3 Resultate**

Tab. 8.3.4-1 zeigt das in der MUSA2005 ermittelte Risikoprofil für die wichtigsten internen auslösenden Ereignisse.

Tabelle 8.3.4-1: MUSA2005-Resultate zu den internen Ereignissen

Auslösendes Ereignis	Häufigkeit	CDF [1/Jahr]	Rel. Beitrag
Ausfall Zwischenkühlwasser im Maschinenhaus	$1,38 \cdot 10^{-2}$	$3,08 \cdot 10^{-7}$	20,3 %
Totalverlust der externen Stromversorgung	$2,48 \cdot 10^{-2}$	$3,00 \cdot 10^{-7}$	19,7 %
Ausfall Hilfskühlwasser	$8,25 \cdot 10^{-2}$	$2,41 \cdot 10^{-7}$	15,9 %
Teilausfall Speisewasser	$4,81 \cdot 10^{-1}$	$1,30 \cdot 10^{-7}$	8,6 %
Grosser Kühlmittelverlust	$1,72 \cdot 10^{-5}$	$1,22 \cdot 10^{-7}$	8,0 %
Reaktorschnellabschaltung (diverse Ursachen)	$1,65 \cdot 10^0$	$1,06 \cdot 10^{-7}$	7,0 %
Rest	–	$3,10 \cdot 10^{-7}$	20,6 %
<b>Gesamt-CDF (interne Ereignisse)</b>	–	<b><math>1,52 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>100 %</b>

Die Transienten liefern in der MUSA2005 einen deutlich grösseren CDF-Beitrag als Kühlmittelverluststörfälle (ca. Faktor 6,6). Szenarien, bei denen die Reaktorschnellabschaltung versagt (ATWS) tragen mit 27 % zur CDF bei.

Die durch interne Ereignisse ausgelöste CDF wird gemäss KKM von folgenden Unfallsequenzen dominiert:

- Transienten mit Ausfall der Hochdruckeinspeisung und der Druckentlastung
- Transienten mit Ausfall der Hoch- und der Niederdruckeinspeisung
- Transienten mit Verlust der Nachwärmeabfuhr
- Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS) und Ausfall der Notborierung
- Grosser KVM mit Verlust des Kernsprühsystems

Gemäss MUSA2005-Importanzanalyse<sup>1</sup> sind die wichtigsten Systeme zur Verhinderung eines Kernschadens:

- Druckentlastung/Druckbegrenzung, d. h. SRV (Safety Relief Valves), PRV (Pressure Relief Valves) und SV (Safety Valves)
- Kernisolationskühlung
- Wechselstromversorgung
- Kernsprühsystem

### **HSK-Beurteilung**

Die in der MUSA2005 für die internen Ereignisse ausgewiesenen Resultate (d. h. CDF und Importanzen) sind aufgrund diverser Punkte mit Verbesserungsbedarf bei der Modellierung generell als vorläufig zu betrachten (s. hierzu das vorangehende Kapitel zur System- und Unfallablaufanalyse). Die insgesamt ermittelte Kernschadenshäufigkeit aufgrund von Transienten und KKM ist aus Sicht der HSK jedoch plausibel.

### **8.3.5 Interne systemübergreifende Ereignisse**

#### **8.3.5.1 Anlageninterner Brand**

Die der MUSA2005-Brandanalyse besteht aus mehreren, nachfolgend dargestellten Analyseschritten:

- Aufnahme anlagenspezifischer Informationen: Unter Berücksichtigung der Erkenntnisse aus der Brandanalyse in der MUSA2000 wurden im Rahmen einer Anlagenbegehung brandspezifische Angaben (Zündquellen, Brandlasten, passive und aktive Brandschutzmassnahmen), Kabelverläufe sowie die räumliche Verteilung PSA-relevanter Komponenten in folgenden Anlagenbereichen aufgenommen und in einer Datenbank abgelegt:
  - Betriebsgebäude
  - Reaktorgebäude (mit Ausnahme des Drywells)
  - SUSAN-Gebäude
  - Maschinenhaus
  - Pumpenhaus
  - Aufbereitungsgebäude
  - Aussenanlagen (Transformatoren und Kabelkanäle)
- Qualitative Auswahl der zu analysierenden Räume: Räume in den genannten Anlagenbereichen wurden von der weiteren Analyse ausgeschlossen, wenn diese keine PSA-Komponenten und keine Kabel beinhalten oder nur eine geringe Brandlast besitzen.
- Ermittlung raumspezifischer Brandeintrittshäufigkeiten: Als generische Datenbasis dienen Brandereignisse in amerikanischen KKW von 1968 bis 1988. Anhand dieser Datenbasis wurden unter Berücksichtigung der KKM-spezifischen Auslegungsmerkmale, der Anzahl der

---

<sup>1</sup> Mittels Importanzanalysen wird die Wichtigkeit von Systemen, Komponenten, etc. punkto CDF-Beitrag bestimmt.

Zündquellen und der Betriebserfahrung von 1980 bis 2000 Brandeintrittshäufigkeiten pro Zündquelle und Jahr ermittelt. Entsprechend der Anzahl der Zündquellen wurden daraus raumspezifische Brandeintrittshäufigkeiten abgeleitet.

- Quantitative Auswahl der im Detail zu analysierenden Räume: Räume, deren brandbedingter CDF-Beitrag kleiner als  $1,0 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr ist, wurden keiner Detailanalyse unterzogen. Dieser Beitrag wurde mit Hilfe des für interne Ereignisse entwickelten PSA-Modells unter der Annahme ermittelt, dass alle Komponenten im entsprechenden Raum infolge des Brandes ausfallen.
- Detailanalyse der Brandszenarien: Die Auswirkungen eines Brandes in den verbleibenden Räumen wurden im Detail analysiert, indem die räumliche Trennung von Komponenten und die Brandschutzmassnahmen zur Verhinderung einer Brandausbreitung berücksichtigt wurden. Die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Brandschutzmassnahmen wurde mit Hilfe eines aus den analysierten Brandereignissen abgeleiteten „Severity Factors“ oder mit einem vereinfachten Brandereignisbaum ermittelt, in dem der Erfolg der frühen Brandmeldung und Brandbekämpfung abgefragt wird. Die Ausfallwahrscheinlichkeiten für die frühe Brandmeldung und -bekämpfung wurden einer im Auftrag des KKM erstellten Analyse entnommen.
- Integration der Brandszenarien in das PSA-Modell: Die brandbedingte CDF wurde anhand der Eintrittshäufigkeiten der im Detail analysierten Brandszenarien, der Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Brandschutzmassnahmen und unter Berücksichtigung der szenariospezifischen Brandauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme ermittelt. Bei Erfolg der frühen Brandbekämpfung wurde vorwiegend der Ausfall der Zündquellen (z. B. Schaltschränke, Leistungskabel) unterstellt, während beim Ausfall der frühen Brandbekämpfung alle im Raum befindlichen Komponenten als ausgefallen angenommen wurden.

Die Brandanalyse in der MUSA2005 umfasst Brände in 154 Räumen, aus denen 275 Brandszenarien entwickelt wurden. Die durch anlageninterne Brände bedingte CDF wird in der MUSA2005 mit  $4,9 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr ausgewiesen. Brände im Betriebsgebäude (BG) tragen mit ca. 62 % und Brände im SUSAN-Gebäude (SG) mit ca. 20 % massgeblich bei. Folgende Räume haben die höchste brandschutztechnische Bedeutung (prozentualer Anteil an der Brand-CDF > 5 %):

▪	BG+3.5.02	Deconticraum A	(26,8 % Beitrag zur Brand-CDF)
▪	SG-11.0.01	Schaltanlagenraum Div. A	(13,3 % Beitrag zur Brand-CDF)
▪	BG-3.0.22	Kabelraum Div. B	10,6 % Beitrag zur Brand-CDF)
▪	BG+4.0.21	Kabelraum Div. A	(9,9 % Beitrag zur Brand-CDF)
▪	KK-2.5.03	Kabelkanal Div. A	(7,3 % Beitrag zur Brand-CDF)
▪	MH+8.0.07	Unterverteilerraum	(7,2 % Beitrag zur Brand-CDF)
▪	BG-3.0.23	Kabelraum Div. A	(5,4 % Beitrag zur Brand-CDF)

Ca. 66 % der zum Kernschaden führenden brandbedingten Unfallsequenzen sind dadurch gekennzeichnet, dass die Hoch- und Niederdruckeinspeisesysteme nicht verfügbar sind.

### HSK-Beurteilung

Die HSK kommt zum Ergebnis, dass die Brandanalyse in der MUSA2005 im Vergleich zur Brandanalyse in der MUSA2000 in folgenden Punkten verbessert wurde:



- Die wesentliche Information für die Auswahl der im Detail zu analysierenden Anlagenbereiche ist durch Einsatz einer Datenbank zusammengetragen worden.
- Die anlagenspezifischen Brandschutzmassnahmen sind aufgrund der teilweisen Nutzung von Brandereignisbäumen explizit berücksichtigt worden.
- Die Brandauswirkungen sind systematischer bestimmt worden.

Das KKM reichte auf Forderung der HSK nachträglich Brandausbreitungsrechnungen für einige wichtige Anlagenbereiche im Reaktorgebäude, im Betriebsgebäude und im Maschinenhaus ein, wodurch die Annahmen bezüglich der räumlichen und brandschutztechnischen Trennung von Komponenten nachvollziehbarer unterlegt wurden. Die generelle Nachvollziehbarkeit der Brandanalyse in der MUSA2005 wird allerdings dadurch eingeschränkt, dass nach Aussage des KKM die dem quantitativen Auswahlprozess zugrunde liegenden Berechnungen der brandbedingten Beiträge einzelner Räume zur CDF nicht verfügbar sind.

Nachfolgend wird auf die methodischen und inhaltlichen Punkte der Brandanalyse eingegangen, bei denen aus Sicht der HSK ein Verbesserungsbedarf besteht:

- Generelle Methodik der Detailanalyse: Diese ist in sich nicht konsistent, da die Versagenswahrscheinlichkeit der Brandschutzmassnahmen bei den als relevant identifizierten Brand-szenarien je nach Ergebnis des quantitativen Auswahl-schrittes entweder mit unterschiedlichen Methoden ermittelt wurde („Severity Factor“ oder vereinfachter Brandereignisbaum) oder die vorhandenen Brandschutzmassnahmen unberücksichtigt blieben. Hierdurch bedingt wird die Risikorelevanz zahlreicher Brandszenarien überschätzt, wodurch ein verzerrtes Risikoprofil entsteht.
- Abschätzung der Brandeintrittshäufigkeiten: Die Häufigkeit von Bränden in Schaltschränken ist im Vergleich zur in NUREG CR-6850<sup>136</sup> empfohlenen Häufigkeit aufgrund der zusätzliche Berücksichtigung eines sog. „Self-Extinguishing“ Faktors zu gering abgeschätzt.
- Räumliche Trennung und Brandausbreitung: Die Aufteilung von Brandabschnitten in kleinere Brandbereiche erfolgte vorwiegend auf Basis subjektiver Expertenschätzungen. Des Weiteren stellt die Verwendung eines vereinfachten Brandereignisbaumes ohne Berücksichtigung möglicher Brandauswirkungen auf benachbarte Brandbereiche innerhalb eines Brandabschnitts nicht zwingend eine konservative Vorgehensweise dar. Die für die „-11 m“-Ebene im Reaktorgebäude nachträglich durchgeführte Brandausbreitungsrechnung zeigte auf, dass die Brandanalyse nicht die wesentlichen Brandszenarien abdeckt.
- Brandanalyse: Die Erkenntnisse aus der im Rahmen der PSÜ-Pendenz P46 (PSÜ 2000) durchgeführten Analyse bezüglich des Brandübertrags auf jeweils eine gesamte Elektronik-Schrankgruppe und des Raucheintrags in die Hauptwarte bei einem Brand im Nachbarraum BG+8.0.10 sind nur bedingt bzw. nicht berücksichtigt worden.

Aus den obigen Ausführungen leitet die HSK folgende PSÜ-Forderung ab:

HSK-Forderung PSÜ-8.3-1f:

*Die im Rahmen der MUSA2005 erstellte Brandanalyse ist in folgenden Punkten bis 31. Dezember 2008 zu überarbeiten:*

- *Die Versagenswahrscheinlichkeit der Brandschutzmassnahmen ist bei allen als relevant identifizierten Brandszenarien einheitlich, mit Hilfe eines Brandereignisbaumes, zu bestimmen.*

- Die in NUREG CR-6850<sup>136</sup> dargestellten Brandeintrittshäufigkeiten sind insbesondere für die Abschätzung der Häufigkeit von Bränden in Schaltschränken zu verwenden.
- Die Annahme, dass Brände auf der „-4,2 m“-Ebene und der 0-m-Ebene im Reaktorgebäude auf die definierten Brandbereiche begrenzt bleiben, ist anhand von Brandausbreitungsanalysen zu unterlegen.
- Die Erkenntnisse aus der im Rahmen der PSÜ-Pendenz P46 (PSÜ 2000) durchgeführten Analyse eines Brandes im Raum BG+8.0.10 sind bei der Abschätzung des Beitrags dieses Raumes zur brandbedingten CDF zu berücksichtigen.

Darüber hinaus ist im Zuge der Überarbeitung des internen Modells der quantitative Auswahlprozess der im Detail zu analysierenden Brandabschnitte zu überprüfen und ggf. nochmals durchzuführen sowie nachvollziehbar zu dokumentieren. Ferner sind die nachträglich durchgeführten Brandausbreitungsrechnungen in die Brandanalyse einzubinden.

Der in der MUSA2005 ausgewiesene brandbedingte Gesamtbeitrag zur CDF ist im Vergleich zum in der MUSA2000 ausgewiesenen Beitrag geringfügig (Faktor 1,5) grösser. Hingegen zeigen sich bei der Bewertung der Risikorelevanz einzelner Brandszenarien recht deutliche Unterschiede. So haben Brände im SUSAN-Gebäude gemäss der MUSA2005 eine deutlich höhere Bedeutung als in der MUSA2000, während Brände im Reaktorgebäude eine deutlich geringere Bedeutung haben. Die zusätzlich durchgeführte Brandausbreitungsanalyse für die „-11 m“-Ebene im Reaktorgebäude zeigt allerdings auf, dass die Bedeutung von Bränden im Reaktorgebäude höher ist, als bisher in der MUSA2005 abgeschätzt. Bezüglich der Bedeutung von Bränden in anderen Ebenen des Reaktorgebäudes bedarf es noch ergänzender Analysen.

Die Unterschiede in der Bewertung der Risikorelevanz einzelner Brandszenarien sind generell darauf zurückzuführen, dass das Anlagenmodell in der MUSA2005 noch erweitert (z. B. durch Berücksichtigung zusätzlicher Accident-Management Massnahmen) und dass die Brandanalyse in vielen Punkten überarbeitet wurde. Hier sind insbesondere die Aktualisierung der Brandeintrittshäufigkeiten, die explizite Bewertung der brandschutztechnischen Massnahmen sowie die realistischere Bewertung der räumlichen und brandschutztechnischen Trennung der Sicherheitsleittechnik für die SUSAN- und Nicht-SUSAN Systeme zu nennen.

Insgesamt gesehen geben die Ergebnisse der MUSA2005-Brandanalyse die anlagenspezifische Situation im Vergleich zu den Ergebnissen der Vorgängerstudie realistischer wieder.

### 8.3.5.2 Anlageninterne Überflutung

Als mögliche Ursachen einer internen Überflutung wurden in der MUSA2005 der Integritätsverlust wasser- bzw. dampfführender Systeme (Leitungen und Behälter) sowie die Fehlanregung von Sprinkleranlagen identifiziert. Die Überflutungsanalyse in der MUSA2005 besteht aus mehreren, nachfolgend dargestellten Analyseschritten:

- Aufnahme anlagenspezifischer Information: Unter Berücksichtigung der Erkenntnisse aus der Überflutungsanalyse in der MUSA2000 wurden im Rahmen einer Anlagenbegehung in folgenden Anlagenbereichen potenzielle Flutquellen und Überflutungsbereiche sowie die kritische Fluthöhe PSA-relevanter Komponenten identifiziert:
  - Reaktorgebäude (Drywell ausgeschlossen)
  - Maschinenhaus (0-m-Ebene)

- Betriebsgebäude (Decontic-Räume, Relaisraum)
- SUSAN-Gebäude

Des Weiteren wurden anhand der Anlagendokumente spezifische Auslegungsmerkmale der Flutquellen (z. B. Durchmesser, Nenndruck und Segmentanzahl von Leitungen) und die Flächen potenzieller Überflutungsbereiche erfasst und diese Information wurde in einer Datenbank abgelegt.

- Qualitative Auswahl der im Detail zu analysierenden Flutszenarien: Flutszenarien wurden von der weiteren Analyse ausgeschlossen, wenn über das betroffene System hinaus keine PSA-relevanten Komponenten gefährdet werden (z. B. Flutpotenzial zu gering, keine anfälligen Komponenten) oder wenn keine automatische Reaktorschnellabschaltung erfolgt. Aufgrund dieser Kriterien wurden Flutszenarien im Betriebsgebäude und im Maschinenhaus nicht weiter betrachtet. Des Weiteren wurden durch Fehlhandlungen (während Test oder Wartung) verursachte Leckagen mit der Begründung nicht weiter betrachtet, dass deren Auswirkungen aufgrund der schnellen Entdeckung durch das vor Ort befindliche Personal vernachlässigbar sind.
- Ermittlung der Zeit bis zur Gefährdung PSA-relevanter Komponenten: Diese Zeit wurde mit Hilfe eines Rechenprogramms aus den bei den einzelnen Flutszenarien maximal zu unterstellenden Leckraten und den kritischen Volumina der Überflutungsbereiche ermittelt. Neben Abflusspfaden und Drainagemöglichkeiten über Sumpfpumpen wurde auch der Effekt der Wellenbildung über einen Reduktionsfaktor bei der Ermittlung der kritischen Volumina berücksichtigt. Auf Basis der ermittelten Zeiten wurden Flutszenarien von der weiteren Analyse ausgeschlossen, wenn kritische Fluthöhen aufgrund begrenzter Flutpotenziale nicht oder erst nach 8 Stunden erreicht werden.
- Bestimmung der Überflutungshäufigkeiten: Die Häufigkeiten von Leitungslecks wurden aus einer Auswertung der Betriebserfahrung US-amerikanischer Anlagen<sup>137</sup> abgeleitet, indem die pro Jahr und Segment ermittelten, generischen Häufigkeiten mit der raumspezifisch erfassten Anzahl von Leitungssegmenten im KKM multipliziert wurde. Zur Abschätzung der Häufigkeit einer Fehlanregung von Sprinkleranlagen wurde die Wahrscheinlichkeit für Fehlstellungen von manuell zu bedienenden Absperrventilen verwendet.
- Bestimmung der Versagenswahrscheinlichkeiten für Gegenmassnahmen: In Abhängigkeit der ermittelten Zeiten bis zur Gefährdung von PSA-relevanten Komponenten wurden für die Identifikation (Diagnose) und die Absperrung von Leitungsbrüchen (Durchführung) Versagenswahrscheinlichkeiten auf Basis einer NUREG-Methode<sup>138</sup> abgeleitet. Sofern PSA-relevante Komponenten innerhalb von 10 Minuten durch Überflutungen gefährdet sind, wurden keine Gegenmassnahmen kreditiert.
- Integration der Überflutungsszenarien in das PSA-Modell: Die überflutungsbedingte CDF wurde anhand der Eintrittshäufigkeiten der im Detail analysierten Überflutungsszenarien, der Versagenswahrscheinlichkeiten von Absperrmassnahmen und unter Berücksichtigung der szenariospezifischen Überflutungsauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme ermittelt.

Im Rahmen der Überflutungsanalyse in der MUSA2005 wurden neun risikorelevante Flutszenarien identifiziert. Bei Flutszenarien, die durch ein Leck in einer der Hilfskühlwasserleitungen im Reaktor-

gebäude verursacht werden, wurde noch der Bruchteil der Lecks abgeschätzt, der zu einem unmittelbarem Ausfall der in Betrieb befindlichen Speisewasserpumpen aufgrund fehlender Kühlung führt.

Die durch anlageninterne Überflutung bedingte CDF wird in der MUSA2005 mit  $4,1 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr ausgewiesen. Flutszenarien im Reaktorgebäude, verursacht durch Leckagen in einer der Hilfskühlwasserleitungen mit einer Nennweite grösser DN 250, haben dabei einen dominierenden Einfluss.

### HSK-Beurteilung

Die HSK kommt zum Ergebnis, dass die Überflutungsanalyse in der MUSA2005 im Vergleich zur Überflutungsanalyse in der MUSA2000 in folgenden Punkten verbessert wurde:

- Im Rahmen der Auswahl der im Detail zu analysierenden Flutszenarien wurden mögliche Flutquellen umfassender diskutiert und die Erkenntnisse aus der Analyse der internen Ereignisse bezüglich der Bedeutung risikorelevanter Anlagenbereiche gezielter berücksichtigt.
- Die das Überflutungsrisiko bestimmenden anlagenspezifischen Auslegungsmerkmale wurden detaillierter erfasst und systematisch in die Analyse einbezogen.
- Durch die Ermittlung der verbleibenden Zeit bis zur Gefährdung PSA-relevanter Komponenten wurde eine wichtige Einflussgrösse für die Beurteilung von Gegenmassnahmen explizit ermittelt.

Die Annahme, durch Fehlhandlungen (während Test oder Wartung) verursachte Leckagen nicht weiter zu berücksichtigen, erachtet die HSK aufgrund der getroffenen Vorsorgemassnahmen und der bisherigen Betriebserfahrungen im KKM für gerechtfertigt. Die verwendeten Leckhäufigkeiten stuft die HSK als konservativ ein. Insbesondere die Auswertungen internationaler Erfahrungen<sup>139</sup> bezüglich Leckagen in Hilfskühlwassersystemen deuten auf geringere Häufigkeiten hin.

Das KKM reichte auf Forderung der HSK zusätzliche Analysen zu den Auswirkungen von Frischdampf- und Speisewasserleitungsleckagen innerhalb des Reaktorgebäudes ein. Aufgrund der vorhandenen automatischen Absperrungen ist der Einfluss derartiger Flutszenarien auf die überflutungsbedingte CDF als gering zu beurteilen.

Nachfolgend wird auf die methodischen und inhaltlichen Punkte der Überflutungsanalyse eingegangen, bei denen aus Sicht der HSK ein Verbesserungsbedarf besteht:

- Auf die Erkenntnisse aus dem KKM-spezifischen Alterungsüberwachungsprogramm bezüglich des Zustands der identifizierten Flutquellen wurde im Rahmen der Abschätzung der Leckhäufigkeiten nicht eingegangen.
- Die unterstellten Fördermengen und -drücke einzelner als Überflutungsquellen identifizierter Systeme entsprechen nicht den Auslegungsdaten.
- Die Auswirkungen von Leitungsleckagen nicht in Betrieb befindlicher Systeme wurden unrealistisch konservativ abgeschätzt, da als Leckraten die betrieblichen Fördermengen unterstellt wurden.
- Die Auswirkungen von Leckagen in Systemen mit grossem Überflutungspotenzial im Maschinenhaus (Hauptkühlwassersystem, Frischdampf-, Speisewasser- und Kondensatsystem) sind allein aufgrund einfacher qualitativer Bewertung von der Detailanalyse ausgeschlossen worden. Unberücksichtigt blieb die Bewertung der Absperrbarkeit der betroffenen Leitungsschnitte sowie insbesondere bei Speisewasserleitungsleckagen der Einfluss von Dampffreisetzungen auf weitere Systeme im Maschinenhaus.

- Der bei der Ermittlung der kritischen Volumina der Überflutungsbereiche verwendete Reduktionsfaktor ist weder begründet noch nachvollziehbar. Die kritischen Volumina werden um den Faktor 2/3 reduziert, was als nicht nachvollziehbare Annahme beurteilt wird.
- Die angenommenen Versagenswahrscheinlichkeiten für die Erkennung und Absperrung der Leckagen sowie für den Erhalt der Funktion des Kondensatsystems bzw. für die Wiederherstellung der Funktion des Speisewassersystems sind nicht nachvollziehbar.

Die drei erstgenannten Punkte beeinflussen aus Sicht der HSK die durch anlageninterne Überflutung bedingte CDF nicht wesentlich, da die dominanten Flutszenarien nicht betroffen sind. Daher leitet sich die nachfolgende PSÜ-Forderung nur aus den drei letztgenannten Punkten mit Verbesserungsbedarf ab:

HSK-Forderung PSÜ-8.3-1g:

*Die im Rahmen der MUSA2005 erstellte Analyse interner Überflutungen ist bis 31. Dezember 2008 in folgenden Punkten zu überarbeiten:*

- *Die Häufigkeiten von Speisewasserleitungsbrüchen im Maschinenhaus sind abzuschätzen und deren Auswirkungen zu bewerten. Der Beitrag dieser Flutszenarien an der überflutungsbedingten CDF ist auszuweisen.*
- *Die kritischen Volumina der Überflutungsbereiche sind unter Berücksichtigung der Anlagengegebenheiten realistischer zu bewerten. In diesem Zusammenhang ist zu untersuchen, inwieweit Leitungsleckagen oberhalb der „-11 m“- Ebene des Reaktorgebäudes die Funktion der Komponenten auf der „-11 m“-Ebene unmittelbar (durch herabstürzende Wassermassen) gefährden können.*
- *Die Versagenswahrscheinlichkeiten für die Erkennung und Absperrung der Leckagen sowie für den Erhalt der Funktion des Kondensatsystems bzw. für die Wiederherstellung der Funktion des Speisewassersystems sind auf Basis einer umfassenden Analyse szenariospezifisch zu bestimmen.*

*Die Analysen für Frischdampf- und Speisewasserleitungsleckagen im Reaktorgebäude sind in die Überflutungsanalyse einzubinden.*

Die HSK erachtet das in der MUSA2005 ausgewiesene Ergebnis als plausibel, dass Flutszenarien im Reaktorgebäude den dominierenden Beitrag zur flutbedingten CDF liefern. Diese Dominanz ist durch die anlagenspezifische Besonderheit bedingt, dass sich oberhalb der „-11 m“-Ebene des Reaktorgebäudes, auf der sich wesentliche Sicherheitssysteme befinden, insbesondere mit den Hilfskühlwasserleitungen grosse Flutquellen befinden. Aufgrund der Punkte 2 und 3 der obigen PSÜ-Forderung erachtet die HSK die Höhe der in der MUSA2005 abgeschätzten, durch interne Überflutungen bedingten CDF als nur bedingt belastbar.

### **8.3.5.3 Turbinengeschosse**

Die MUSA2005-Analyse zur Gefährdung durch wegfliegende Turbinenteile bei einem mechanischen Schaden an der Turbine (Turbinengeschosse) weist für die Häufigkeit einer solchen Turbinenhavarie einen Wert von  $1,82 \cdot 10^{-4}$ /Jahr aus. Dieser Wert wird mit Hilfe von generischen Daten unter besonderer Berücksichtigung der Betriebserfahrung mit Turbinen vom KKM-Turbinenhersteller bestimmt.

Gemäss der MUSA2005 können nur Teile des Maschinenhauses und des Betriebsgebäudes von einem Turbinengeschoss getroffen werden. Eine abdeckende Abschätzung der bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeit auf Basis der Vorgängerstudie MUSA2000 führt zum Resultat, dass die durch Turbinengeschosse bedingte CDF kleiner als  $1 \cdot 10^{-10}$ /Jahr ist und somit dieses Ereignis nicht explizit modelliert werden muss.

### **HSK-Beurteilung**

Der bereits in früheren Studien ausgewiesene und mit der neuen Analyse von KKM bestätigte, geringe Einfluss des Ereignisses „Turbinenhavarie“ auf die CDF erscheint der HSK plausibel. Eine mögliche Verfeinerung der Studie durch Berücksichtigung von Sekundäreffekten (Brände, H<sub>2</sub>-Explosionen oder Überflutungen) hätte aus Sicht der HSK einen vernachlässigbaren Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit durch Turbinengeschosse.

### **8.3.6 Externe Ereignisse**

#### **8.3.6.1 Auswahl**

Ausgangspunkt der Analyse externer auslösender Ereignisse ist die Identifikation denkbarer Ereignisse, aus denen dann die anlagerelevanten zur weiteren Untersuchung ausgewählt werden. Die MUSA2005 stützt sich diesbezüglich hauptsächlich auf die Angaben des PRA Procedures Guide<sup>140</sup>, welche 36 Ereigniskategorien umfassen. In der MUSA2005 werden zusätzlich die Ereignisse „Verlust einer oder beider Wasserfassungen“, „Wasserstoff-Explosionen“ und „Zusammenwirken mehrerer externer auslösender Ereignisse“ im Detail diskutiert.

Basierend auf den Ergebnissen eines Vergleichs der Auflistung im PRA Procedures Guide mit weiteren Auflistungen möglicher generischer externer Ereignisse kommt die MUSA2005 zum Schluss, dass die der Auswahl zu Grunde gelegte Auflistung abdeckend ist. Nach einem auf qualitativen Betrachtungen basierenden „Screening“ (d. h. Auswahlverfahren) werden letztendlich die folgenden externen Ereignisse detailliert analysiert: Erdbeben, extreme Winde und Tornados, externe Überflutung, sowie Flugzeugabsturz.

### **HSK-Beurteilung**

Die in der MUSA2005 für die nähere probabilistische Untersuchung getroffene Auswahl der externen Ereignisse ist nach Auffassung der HSK plausibel und abdeckend.

#### **8.3.6.2 Erdbeben**

Gemäss KKM stellt die Erdbebenanalyse der MUSA2005 lediglich einen Zwischenstand dar. Die eingereichte Analyse basiert auf drei Teilen:

- Erdbebengefährdungsanalyse: In der Erdbebengefährdungsanalyse wurde – bezogen auf das Niveau des Reaktorgebäudefundamentes – bestimmt, wie häufig zu erwarten ist, dass gegebene Spitzenbodenbeschleunigungen überschritten werden. Dazu wurden im Wesentlichen die möglichen Erdbebenherde in der näheren und weiteren Umgebung des Kernkraftwerks identifiziert und für jeden Herd die zu erwartende Bebenhäufigkeit, die Bebenstärke und die Abminderung der Bodenerschütterung zwischen Herd und KKW-Standort ermittelt. Diese Untersuchungen wurden in dem in Europa bisher einzigartigen Projekt PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz) durchgeführt,

welches zwischen 1999 und 2004 im Auftrag der Schweizer Kernkraftwerkbetreiber realisiert wurde. Da bei der Erstellung der MUSA2005 die Resultate des Projektes PEGASOS in der Expertenwelt noch diskutiert wurden, legte die HSK für die MUSA2005 auf den PEGASOS-Erkenntnissen basierende, gegenüber der Vorgängerstudie verschärfte Erdbebengefährdungsannahmen fest.

- Fragilityanalyse: In der Fragilityanalyse wurde die seismisch bedingte Versagenswahrscheinlichkeit (Fragility) der Komponenten und Bauten ebenfalls in Abhängigkeit der auf Niveau des Reaktorgebäudefundamentes bezogenen Spitzenbodenbeschleunigung bestimmt. Die potenziell wichtigen Komponenten und Bauten wurden basierend auf der Information aus dem PSA-Modell für interne Ereignisse und aus den Erkenntnissen aus einer seismischen Anlagenbegehung ermittelt. Zur Bestimmung der komponenten- und bauspezifischen seismischen Fragilitywerte wurden die erforderlichen Angaben etwa zu Versagensmodi, Verankerungsabmessungen oder Materialkennwerten aus vorliegenden Anlagendokumenten und aus der Anlagenbegehung herangezogen. Teils wurden komponenten- bzw. bauspezifische Fragilityanalysen durchgeführt, teils generische Fragilitywerte herangezogen.
- Risikoquantifizierung: Zur Quantifizierung der seismischen Kernschadenshäufigkeit wurde das PSA-Modell für interne Ereignisse durch die Berücksichtigung seismischer Anlageschäden erweitert. Mit den von Erdbeben unabhängigen Ausfallraten und der Annahme, dass die modellierten seismisch bedingten Ausfälle garantiert auftreten, wurden die wichtigsten minimalen Ausfallkombinationen (Minimalschnitte, siehe Kap. 8.3.4.2) für seismische Ereignisse bestimmt. Für diese Ausfallkombinationen wurde anschliessend im separaten Rechenprogramm SIP die seismische Kernschadenshäufigkeit unter Berücksichtigung der Erdbebengefährdung und der seismisch bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten ermittelt.

Die durch Erdbeben verursachte Kernschadenshäufigkeit wurde in der MUSA2005 für 17 diskrete Klassen der Spitzenbodenbeschleunigung quantifiziert und insgesamt mit  $4,77 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr abgeschätzt. Beiträge von 0,6 % bzw. 1,1 % resultieren aus den beiden Randbereichen mit einer Spitzenbodenbeschleunigung bis 0,20 g bzw. ab 2,00 g. Der grösste auf die Klassenbreite bezogene Beitrag ist für die Klasse 0,40 g bis 0,52 g zu verzeichnen.

Jedes der vier wichtigsten Unfallszenarien beinhaltet seismisches Versagen der Staumauer des Wasserkraftwerks Mühleberg. Gemeinsam tragen diese vier Szenarien 9,1 % zur seismischen Kernschadenshäufigkeit bei.

### **HSK-Beurteilung**

Insgesamt betrachtet gilt das in der MUSA2005-Erdbebenanalyse gewählte Vorgehen in seinen Grundzügen als allgemein akzeptiert. Die Umsetzung der einzelnen bisher durchgeführten Schritte entspricht jedoch nicht dem Stand der Technik, wie er etwa in EPRI NP-6041-SL<sup>141</sup>, EPRI TR-103959<sup>142</sup>, NUREG-1407<sup>143</sup> und NUREG/CR-5088<sup>144</sup> beschrieben ist. Die Dokumentation ist – wie das KKM selbst darlegte – unvollständig oder weicht zum Teil vom PSA-Modell ab. Die HSK kam deshalb zum Schluss, dass eine vollständige detaillierte Überprüfung der MUSA2005-Erdbebenanalyse und eine unabhängige Nachrechnung der seismischen Kernschadenshäufigkeit durch die HSK auf dieser Grundlage weder sinnvoll noch gerechtfertigt wären. Die in eingeschränktem Umfang durchgeführten Prüfarbeiten führten zu folgenden weiteren Einschätzungen:

- Erdbebengefährdung: Die in der MUSA2005-Erdbebenanalyse ausgewiesenen Erdbebengefährdungsannahmen entsprechen den von der HSK – basierend auf den Erkenntnissen aus dem Projekt PEGASOS – festgelegten Vorgaben.
- Umfang der Fragilityanalyse: Der Umfang der durchgeführten seismischen Anlagebegehungen war zu gering, um die bei einem Erdbeben möglicherweise auftretenden Anlageschäden umfassend zu identifizieren, die Auswahl der im PSA-Modell explizit zu berücksichtigenden seismischen Ausfälle von Komponenten und Bauten zu stützen und die für die Fragilityanalyse notwendigen Informationen zu sammeln bzw. vor Ort zu verifizieren. Zudem erfolgte die Auswahl der seismischen Ausfälle von Komponenten und Bauten, die von der weiteren Erdbebenanalyse ausgeklammert werden können, an Stelle von komponenten- oder bauspezifischen Merkmalen, z.T. lediglich aufgrund von generischen Fragilitywerten. Insgesamt führt dies dazu, dass der Umfang der in der Erdbebenanalyse berücksichtigten Komponenten und Bauten als unzureichend begründet und als zu gering einzustufen ist. Zum Beispiel sind Mauerwerkswände, Rohrleitungen und Kabeltrassen im PSA-Modell nicht enthalten.
- Berechnung der Fragilitywerte: Die seismischen Fragilityanalysen in der MUSA2005 weisen nicht die Qualität und den fortschrittlichen Stand auf, die erforderlich wären, um die Erkenntnisse aus dem neuartigen Projekt PEGASOS konsistent umzusetzen. Generell sind die Fragilityanalysen zu stark vereinfacht. Zum Teil werden nicht alle wichtigen Versagensmodi betrachtet. Im Vergleich zur MUSA2000 resultiert z. B. für das Pumpenhaus ein Anstieg der mittleren seismischen Tragfähigkeit von 0,9 g auf 3,9 g. Zudem wird oft lediglich die mittlere seismische Tragfähigkeit ermittelt. Die zugehörige Unsicherheitsverteilung wird hinterher abgeschätzt und auf eine separate Ermittlung der epistemischen und aleatorischen Unsicherheitsbeiträge wird gänzlich verzichtet. Für Komponenten und Bauten, die mit 50 % Wahrscheinlichkeit einer Spitzenbodenbeschleunigung von 2,0 g standhalten, wird seismisches Versagen gänzlich ausgeschlossen. Auch wird anstelle der in PEGASOS ermittelten Spektren für das Verhältnis der vertikalen zur horizontalen Bodenerschütterung lediglich ein fester Wert verwendet, was tendenziell zu ungenaueren Resultaten und höherer Unsicherheit führt.
- Analyseumfang: Der Umfang der Erdbebenanalyse der MUSA2005 ist unzureichend. Zum Beispiel fehlen Untersuchungen zum Relaisklappern und den damit verbundenen Fehl- anregungen. Auch der Einfluss der Bebenstärke auf die Zuverlässigkeit der Operateurchandlungen wird nicht oder zumindest nicht nachvollziehbar berücksichtigt (s. Kap. 8.3.2). Seismische Auswirkungen, die über die Schwingungsanregung der Kraftwerksanlage hinausgehen, wie z. B. Verschiebungen oder Setzungen im Erdreich mit damit verbundenen Schäden an erdverlegten Rohrleitungen, werden nicht diskutiert.
- Risikoquantifizierung: Die Quantifizierung des Erdbebenrisikos ausserhalb des CAFTA-Modells ist aus Sicht der HSK nicht akzeptabel, da Importanz-, Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen hierdurch erheblich erschwert werden. Die Resultate der Erdbebenanalyse werden unzureichend diskutiert. Ebenso fehlen Importanz-, Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen.
- Resultate: Die in der MUSA2005 berechnete seismische Kernschadenshäufigkeit von  $4,77 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr liegt im Bereich der im Rahmen der letzten PSÜ von KKM und damals auch von der HSK ausgewiesenen Werte von  $1,9 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr bzw.  $6,1 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr. Der damit in der MUSA2005 gegenüber der MUSA2000 zu verzeichnende Anstieg der seismischen Kernschadenshäufigkeit um den Faktor 2,5 ist – gemessen am deutlichen Anstieg in der



angenommenen Erdbebengefährdung – nach Einschätzung der HSK eher gering. Dies vor allem auch deshalb, weil sich die Fragilitywerte der einzelnen Komponenten und Bauten zwischen der MUSA2000 und der MUSA2005 im Allgemeinen nur unbedeutend unterscheiden. Einen weiteren Hinweis für die eingeschränkte Aussagekraft der MUSA2005-Erdbebenanalyse liefert die für das Kernkraftwerk Mühleberg insgesamt ausgewiesene, wenig plausible Fragility (sogenannte „Plant Level Fragility“). Gemäss der MUSA2005 erreicht das auf eine Spitzenbodenbeschleunigung von ca. 0,15 g ausgelegte Kraftwerk eine seismische Versagenswahrscheinlichkeit von 50 % erst bei einer Spitzenbodenbeschleunigung von mehr als 2,00 g. Dieser Mittelwert für die seismische Tragfähigkeit passt weder zu den Fragilitywerten, wie sie in der MUSA2005 für die einzelnen Komponenten und Bauten ermittelt wurden, noch zu den Werten der „Plant Level Fragility“ wie sie z. B. im Rahmen des „Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program“ für die US-amerikanischen Anlagen ausgewiesen wurden NUREG-1742<sup>145</sup>. Ein Anhaltspunkt, der die vermeintliche Ungereimtheit in den Resultaten der MUSA2005 zu einem guten Teil erklären könnte, zeigte sich gegen Ende der Prüfarbeiten der HSK. Gemäss mündlicher Auskunft des KKM werden in der MUSA2005 in beträchtlichem Ausmass Operateurhandlungen nach schweren Erdbeben kreditiert. Die Dokumentation dazu fehlt in der MUSA2005 jedoch gänzlich. Für die HSK ist das gewählte Vorgehen nicht nachvollziehbar. Dies vor allem auch deshalb, weil die Handlungen unabhängig von der Erdbebenstärke kreditiert werden und die seismischen Kernschadensszenarien fast ausschliesslich mit „Station Blackout“ verknüpft sind, also auch für die Reparaturen kein Strom mehr zur Verfügung steht.

- Potenzielle seismische Nachrüstungen: Im Rahmen der Prüfarbeiten zur MUSA2005-Erdbebenanalyse führte die HSK Inspektionen durch, deren Ziel es war, der MUSA2005 zu Grunde liegende Annahmen anhand der vorgefundenen Gegebenheiten in der Anlage zu überprüfen. Dabei stellte die HSK fest, dass Mauerwerkswände des Betriebsgebäudes in der Erdbebenanalyse nicht berücksichtigt wurden. Mehrere dieser Wände umschliessen Kabelräume, werden von Kabeln durchdrungen oder tragen Kabeltrassen. Durch seismisches Versagen der Mauerwerkswände oder der Kabeltrassen kann eine Beschädigung der Kabel, die z. T. zu sicherheitsrelevanten Systemen gehören, nicht ausgeschlossen werden.

Aufgrund des festgestellten Verbesserungsbedarfs sind die in der Erdbebenanalyse der MUSA2005 ausgewiesenen Resultate wenig aussagekräftig und die Erkenntnisse in Bezug auf das Verhalten des KKM bei einem Erdbeben sind gering. Die HSK leitet daher folgende PSÜ-Forderung ab:

HSK-Forderung PSÜ-8.3-1h:

*Die Erdbebenanalyse in der MUSA2005 ist bis 31. Dezember 2008 so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht. Insbesondere sind:*

- *Die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauten (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen,*
- *Die Fragilityanalysen insgesamt zu aktualisieren,*
- *Die Erdbeben-PSA als integraler Bestandteil vollständig in das PSA-Modell aufzunehmen,*
- *Die Erdbebenanalyse umfassend und nachvollziehbar zu dokumentieren.*

*Mit dem überarbeiteten PSA-Modell sind allfällige seismische Schwachstellen in der Anlage systematisch zu identifizieren und potenzielle Nachrüstungen risikotechnisch zu bewerten. Dabei sind auch die Mauerwerkswände im Betriebsgebäude zu betrachten.*

In Anbetracht des möglicherweise bedeutenden seismischen Anteils der Kernschadenshäufigkeit sowie der zahlreichen offenen Fragen zu der Erdbebenanalyse der MUSA2005 verlangte die HSK von KKM noch im Laufe der Überprüfung der MUSA2005 Sofortmassnahmen. Sie forderte das KKM auf, zur angezeigten umfassenden Überarbeitung der MUSA2005 ein Konzept vorzulegen, bis Ende 2007 ausgewählte Fragilityanalysen zu verbessern und, zusätzlich zu den in den vergangenen Jahren realisierten seismischen Nachrüstungen, weitere potenzielle seismische Ertüchtigungen zu identifizieren.

### 8.3.6.3 Extreme Winde und Tornados

In der MUSA2005 werden zwei Windarten betrachtet und separat untersucht. Es sind dies die starken mehr oder weniger geradlinig gerichteten Winde, die als extreme Winde bezeichnet werden, und Tornados.

Die Häufigkeit von extremen Winden wird insbesondere anhand einer 19-jährigen Messreihe der Windmessstation KKW Mühleberg und weiterer Messungen der Stationen Bantiger und Amsoldingen bestimmt. In der Tornadoanalyse wird, ausgehend von verschiedenen Literaturangaben, angenommen, dass in der Schweiz durchschnittlich 2,5 Tornados pro Jahr auftreten und dass die mittlere Fläche der Tornadospur 2,7 km<sup>2</sup> beträgt.

In Bezug auf die verursachten Schäden wird jeweils unterstellt, dass ein Gebäude versagt und die darin enthaltene Ausrüstung ausfällt, sobald die dem Auslegungswinddruck des Gebäudes entsprechende Windgeschwindigkeit überschritten wird (threshold fragility model).

Die durch extreme Winde und Tornados bedingte Kernschadenshäufigkeit wird in der MUSA2005 mit  $1,0 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr abgeschätzt. Die Hauptbeiträge von 75,8 % bzw. 23,9 % werden durch zwei Szenarien gebildet, bei welchen das Reaktorgebäude durch direkte Einwirkung eines extremen Windes bzw. Tornados beschädigt wird.

### HSK-Beurteilung

Die für extreme Winde und Tornados durchgeführte Analyse basiert auf einer ausgedehnten Literaturrecherche, behandelt die wesentlichen Phänomene und enthält auch Betrachtungen zu spezifischen Aspekten wie den Auswirkungen des Verlusts der externen Stromversorgung, vom Wind mitgerissener Teile oder rascher Luftdruckänderungen bei Tornados. Die Studie enthält aber auch einige Punkte mit Verbesserungsbedarf:

- Die anhand partieller Datenserien (value over threshold) durchgeführte Berechnung der jährlichen Überschreitungshäufigkeit der Geschwindigkeit extremer Winde ist nicht vollständig nachvollziehbar dokumentiert. Auf Grund der Dokumentationslücken in den aus der MUSA2000 übernommenen Analyseschritten kann nicht ausgeschlossen werden, dass in der MUSA2005 der Einfluss der als Schwellenwert gewählten Windstärke, und damit der Anzahl Schwellenwert-Überschreitungen pro Jahr, auf die jährliche Überschreitungshäufigkeit der Geschwindigkeit extremer Winde doppelt berücksichtigt und die Gefährdung durch extreme Winde dadurch tendenziell unterschätzt ist.
- Die Trefferhäufigkeit von Tornados wird als direkt proportional zu der Grundfläche eines einzelnen Gebäudes, bzw. zu der Nettogrundfläche mehrerer Gebäude, angenommen. Damit wird der räumliche Zusammenhang zwischen der Form der Tornadospur und der Anordnung der Gebäude auf dem Kraftwerksareal nicht explizit betrachtet und die Trefferhäufigkeit tendenziell unterschätzt.

- Die Annahme, dass ein Gebäude vollständig zerstört wird, wenn die seinem Auslegungswinddruck entsprechende Windgeschwindigkeit überschritten wird (threshold fragility model), ist grundsätzlich konservativ. Die Anwendung des „threshold fragility model“ in der MUSA2005 ist jedoch nicht eindeutig konservativ, da über 10 Minuten gemittelte Windgeschwindigkeiten betrachtet werden und auf die erhöhte Belastung durch Böen nicht näher eingegangen wird. Ferner hängt die Genauigkeit des Modells davon ab, wie bestimmend die Windlast für die Auslegung der betrachteten Gebäude war. Aufgrund dieser Einschränkung führt das „threshold fragility model“ in der MUSA2005 zu unplausiblen Versagensszenarien. Bei extremen Winden versagt nach dem Maschinenhaus das Reaktorgebäude bereits als zweites Gebäude und damit noch vor dem Pumpenhaus und dem Betriebsgebäude.
- Die zum Anlagenrisiko beitragenden Szenarien werden im PSA-Modell nicht im Detail modelliert. Die Risikobeiträge dieser Szenarien werden anhand der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse und der bedingten Wahrscheinlichkeit für die Nichtbeherrschung der durch das auslösende Ereignis verursachten Anlagenschäden abgeschätzt und im PSA-Modell als auslösende Ereignisse implementiert, die direkt zu Kernschaden führen. Diese vereinfachte Modellierungsart entspricht nicht dem Stand der Technik und verfälscht die Ergebnisse von wichtigen PSA-Anwendungen wie z. B. der Importanzanalyse von Komponenten und Systemen.

Insgesamt ist die Qualität der probabilistischen Windanalyse inhomogen. In einzelnen Bereichen liefert die Studie plausible Einsichten in das Verhalten des KKM bei extremen Winden und Tornados. Aufgrund des in wichtigen Teilen der Studie noch vorhandenen Verbesserungsbedarfs sind die in der MUSA2005 ausgewiesenen Risikobeiträge jedoch als wenig belastbar einzustufen. Die HSK leitet daher folgende PSÜ-Forderung ab:

HSK-Forderung PSÜ-8.3-1i:

*Die als Teil der MUSA2005 erstellte Analyse von extremen Winden und Tornados ist dem Stand der Technik entsprechend bis 30. Juni 2008 zu überarbeiten. Insbesondere sind*

- *die Überschreitungshäufigkeit von extremen Winden, die Trefferhäufigkeit von Tornados sowie die Widerstandsfähigkeit der Gebäude gegen die Einwirkung von extremen Winden und Tornados angemessen realistisch abzuschätzen und*
- *die zum Anlagenrisiko beitragenden Szenarien im PSA-Modell detailliert abzubilden.*

#### **8.3.6.4 Externe Überflutung**

Infolge einer entsprechenden Pendeiz aus der PSÜ 2000 beinhaltet die MUSA2005 eine überarbeitete probabilistische Analyse zur externen Überflutung, in welcher gegenüber der MUSA2000 auch die Folgen eines sequenziellen Versagens der Rossens- und Schiffenen-Staumauer, sowie extremer lokaler Niederschläge untersucht werden.

Das KKM unterscheidet zunächst zwei Szenarien: externe Überflutung durch extreme Niederschläge und externe Überflutung durch Brüche von Staudämmen in Flussläufen der Aare und der Saane. Extreme Niederschläge im Einzugsgebiet der Aare und der Saane sowie im Bereich des Anlagenstandortes werden von KKM nicht weiter analysiert, da der Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit als vernachlässigbar abgeschätzt wird.

Externe Überflutung durch den Bruch der Wohlensee-Staumauer führt gemäss KKM zu einer Überflutung des Kraftwerkareals von +3,8 m. Durch das Versagen der beiden Staumauern Rossens und Schiffenen (einzeln oder sequentiell) kommt es zu einer Überflutung des Kraftwerksareals, welche beim sequentiellen Versagen beider Staumauern die Auslegungsgrenze für das SUSAN-Gebäude (6 m) überschreitet. Für die Berechnung der bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeit nimmt KKM an, dass bei einer Überflutung, welche das Kraftwerksniveau +0 m übersteigt, die externe Stromversorgung, das Hilfskühlwassersystem im Pumpenhaus sowie die 6 kV-Schaltanlage im Betriebsgebäude ausfallen. Ist die Überflutung höher als 4 m, wird zusätzlich der Ausfall des Notstromdiesels und der 125 V-Gleichstromversorgung unterstellt, und bei einer Überflutung von mehr als 6 m geht das KKM von einem garantierten Kernschaden aus. Die Gesamtkernschadenshäufigkeit aufgrund von externer Überflutung beträgt  $7,3 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr.

### HSK-Beurteilung

Im Rahmen einer Inspektion konnte sich die HSK davon überzeugen, dass die Annahmen des KKM zu den Schadensbildern in der Anlage bei externer Überflutung realistisch sind.

Aus Sicht der HSK ist jedoch die Annahme in der Überflutungsanalyse der MUSA2005, dass ein komplettes Versagen der Wohlensee-Staumauer ausgeschlossen werden kann, zu optimistisch. Ferner entspricht die Modellierung des Ereignisses „externe Überflutung“ mit nur einem Basisereignis nicht dem heutigen Stand der PSA-Technik und verfälscht Komponenten- und Systemimportanzanalysen sowie weitere Anwendungen der PSA.

Es ergibt sich folgende PSÜ-Forderung:

#### HSK-Forderung PSÜ-8.3-1j:

*Die verschiedenen Versagensmechanismen der Wohlensee-Staumauer sind mit modernen Methoden zu analysieren. Ferner ist die Unfallablaufmodellierung detailliert im PSA-Modell zu implementieren (Termin 31. März 2008).*

### 8.3.6.5 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

Zur Bestimmung der Absturzhäufigkeiten für grosse Zivilflugzeuge und für Militärflugzeuge legt das KKM verschiedene Modellansätze und Datenquellen zu Grunde, die anschliessend über logische Bäume gewichtet kombiniert werden, um so eine Unsicherheitsverteilung für die Absturzhäufigkeit zu erhalten. Die MUSA2005 berücksichtigt für die grossen Zivilflugzeuge separate Absturzhäufigkeiten für Start- und Landevorgänge (Flughafen Bern-Belp) sowie für die Transitflugbewegungen. Die Absturzhäufigkeit von Militärflugzeugen wird auf der Basis der in den vergangenen Jahren registrierten Abstürze der heute noch in Betrieb stehenden Flugzeugtypen auf Schweizer Gebiet ermittelt.

Für fünf verschiedene Gebäude analysiert das KKM die Konsequenzen eines Absturzes und implementiert die Resultate dieser Analysen anschliessend als einfache Basisereignisse im PSA-Modell. Die Beiträge von Abstürzen auf das Pumpenhaus, das Maschinenhaus und das SUSAN-Gebäude zur Kernschadenshäufigkeit sind kleiner als  $5 \cdot 10^{-11}$  pro Jahr und werden daher vernachlässigt. Damit werden nur Abstürze auf das Reaktorgebäude und auf das Betriebsgebäude für die Kernschadenshäufigkeit quantifiziert.

Die Gesamtkernschadenshäufigkeit infolge Flugzeugabsturz ( $6,7 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr) ist vor allem durch Abstürze von Militärflugzeugen auf das Reaktorgebäude ( $5,7 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr) und in geringerem Masse durch Abstürze von Zivilflugzeugen auf das Reaktorgebäude ( $1,0 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr) bedingt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK akzeptiert die umfassende und detaillierte MUSA2005-Analyse zur Bestimmung der Absturzhäufigkeit von Zivil- und Militärflugzeugen. Die Berechnung der virtuellen Gebäudeflächen beruht jedoch aus Sicht der HSK auf zu groben Annahmen bezüglich Absturzwinkel, topographischer Verhältnisse und angenommener Absturzrichtungen. Die Bestimmung der bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeiten von unfallbedingten Flugzeugabstürzen auf die betrachteten Gebäude mit einem älteren PSA-Modell und die Implementierung mit jeweils nur einem Basisereignis pro betroffenes Gebäude entsprechen nicht dem heutigen Stand der PSA-Technik. Unterschiedliche Auswirkungen verschiedener Flugzeugtypen und Absturzgeschwindigkeiten bezüglich direkter und indirekter Beschädigungen durch Trümmerflug und Brände werden mit diesem Modellierungsansatz nicht adäquat abgebildet. Des Weiteren ergeben sich durch die gewählte Modellierung verfälschte Resultate bei Komponenten- und Systemimportanzanalysen sowie weiteren Anwendungen der PSA.

#### HSK-Forderung PSÜ-8.3-1k:

*Das externe Ereignis „unfallbedingter Flugzeugabsturz“ ist detailliert im PSA-Modell abzubilden. Ferner ist die Unfallablaufanalyse bezüglich der virtuellen Absturzfläche, betrachteter Flugzeugtypen und Absturzgeschwindigkeiten sowie unter Berücksichtigung direkter und indirekter Beschädigungen durch Trümmerflug und Brände zu verfeinern (Termin 31. Dezember 2008).*

### **8.3.7 Ergebnisse der Stufe-1-Volllast-PSA**

Die in der MUSA2005 für verschiedene auslösende Ereignisse ermittelten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit sind zusammen mit den Resultaten des HSK-Modells in nachfolgender Tab. 8.3.7-1 aufgelistet. Die wesentlichen Ursachen für Unterschiede bei den Resultaten werden in der HSK-Beurteilung diskutiert. Die HSK verzichtete aus den in Kap. 8.3.6.2 aufgeführten Gründen auf die Ermittlung der durch Erdbeben bedingten CDF.

Tabelle 8.3.7-1: Übersicht zu den PSA-Resultaten der MUSA2005 und des HSK-Modells

	Auslösendes Ereignis	MUSA2005		HSK-Studie	
		Häufigkeit [1/Jahr]	Relativer Beitrag	Häufigkeit [1/Jahr]	Relativer Beitrag
Interne Ereignisse	Kühlmittelverluststörfälle	$2,01 \cdot 10^{-7}$	1,7 %	$1,11 \cdot 10^{-6}$	9,8 %
	Transienten	$1,32 \cdot 10^{-6}$	11,1 %	$4,81 \cdot 10^{-7}$	4,2 %
	<b>Total interne Ereignisse</b>	<b><math>1,52 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>12,8 %</b>	<b><math>1,59 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>14,0 %</b>
Externe & interne system- übergreifende Ereignisse	Brand	$4,93 \cdot 10^{-6}$	41,5 %	$6,72 \cdot 10^{-6}$	59,0 %
	Interne Überflutung	$4,08 \cdot 10^{-7}$	3,4 %	$1,85 \cdot 10^{-6}$	16,3 %
	Erdbeben	$4,77 \cdot 10^{-6}$	40,2 %	kein Wert	kein Wert
	Externe Überflutung	$7,27 \cdot 10^{-8}$	0,6 %	$5,19 \cdot 10^{-7}$	4,6 %
	Flugzeugabsturz	$6,71 \cdot 10^{-8}$	0,6 %	$6,17 \cdot 10^{-8}$	0,5 %
	Extreme Winde & Tornados	$1,00 \cdot 10^{-7}$	0,8 %	$6,40 \cdot 10^{-7}$	5,6 %
	<b>Total externe &amp; interne systemübergreifende Ereignisse</b>	<b><math>1,03 \cdot 10^{-5}</math></b>	<b>87,2 %</b>	<b><math>9,79 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>86 %</b>
	<b>Gesamt-CDF</b>	<b><math>1,19 \cdot 10^{-5}</math></b>		<b><math>1,14 \cdot 10^{-5}</math></b> (ohne Erdbeben)	

Die Hauptresultate aus den MUSA2005-Analysen können wie folgt zusammengefasst werden:

- Interne auslösende Ereignisse tragen in der MUSA2005 mit  $1,52 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr zur CDF bei, wobei die Transienten einen wesentlich grösseren Beitrag liefern als die Kühlmittelverluststörfälle (Faktor ca. 6,6). Wichtigste Auslöser sind der Ausfall des Zwischenkühlwassers im Maschinenhaus sowie der Totalausfall der externen Stromversorgung (jeweils ca. 20 % Beitrag zur CDF durch interne Ereignisse), der Verlust des Hilfskühlwassersystems (ca. 16 %) sowie der Teilausfall des Speisewassersystems (ca. 9 %). Unfallsequenzen mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) tragen mit 27 % zur intern ausgelösten CDF bei.
- Gemäss der MUSA2005 wird die durch interne Ereignisse bedingte CDF von folgenden Unfallsequenzen dominiert:
  - Transiente mit Ausfall der Hochdruckeinspeisung und der Druckentlastung
  - Transiente mit Ausfall der Hoch- und der Niederdruckeinspeisung
  - Transiente mit Verlust der Nachwärmeabfuhr
  - Transiente ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS) und Ausfall der Notborierung
  - Grosser KVM mit Verlust des Kernsprühsystems

Gemäss der MUSA2005-Importanzanalyse sind die wichtigsten Systeme zur Verhinderung eines Kernschadens:

- Druckentlastung / Druckbegrenzung (d. h. SRV, PRV und SV)
- Kernisoliationskühlung
- Wechselstromversorgung
- Kernsprühsystem

- Insgesamt trägt menschliches Versagen mit rund 73 % zur MUSA2005-CDF (ohne Erdbeben) bei. Der Beitrag an der gesamten CDF (mit Erdbeben) wird nicht dokumentiert. Wichtigste Operateurhandlungen sind die Einspeisung von Feuerlöschwasser in den RDB (bei Ausfall der Niederdruckeinspeisesysteme) sowie die Einspeisung von Löschwasser bei Ausfall des Zwischenkühlwassers im Maschinenhaus. Bei diesen beiden Handlungen handelt es sich um Accident-Management-Massnahmen.
- Gemäss der MUSA2005 wird die gesamte Kernschadenshäufigkeit von Brand- (ca. 42 % Beitrag) und Erdbebenszenarien (ca. 40 % Beitrag) dominiert. Die Einzelbeiträge anderer externer und interner systemübergreifender Ereignisse tragen jeweils deutlich weniger zum Anlagenrisiko bei.
- Die wesentlichen Beiträge aus Brandereignissen konzentrieren sich auf das Betriebsgebäude (ca. 62 % der gesamten Brand-Kernschadenshäufigkeit) sowie auf das SUSAN-Gebäude (ca. 20 %). Folgende Räume stellen das grösste brandschutztechnische Risiko dar:
  - Dekontic A-Raum (BG+3.5.02): dieser Raum liegt unterhalb des Kommando- und des Relaisraums und enthält Leittechnikschränke sowie eine grosse Anzahl von Kabeln für unterschiedliche Sicherheitsfunktionen (Anteil am gesamten Brandrisiko: ca. 27 %).
  - Schaltanlagenraum Div. A (SG-11.0.01): Anteil zum gesamten Brandrisiko ca. 13 %.
- Die MUSA2005 gibt eine Erdbeben-CDF von  $4,8 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr an, was rund 40 % der totalen CDF entspricht. Die neu ermittelte seismische Kernschadenshäufigkeit ist deutlich höher als in der MUSA2000 (Faktor 2,5). Erdbeben mit einer maximalen Bodenbeschleunigung im Bereich von 0,28 g bis 1,0 g tragen mit ca. 74 % zur Erdbeben-CDF in der MUSA 2005 bei. Die grössten Beiträge liegen bei ca. 0,5 g.
- Die Unsicherheitsanalyse der MUSA2005 beschränkt sich auf interne Ereignisse. Für die (durch Transienten und KMV verursachte) CDF ermittelt KKM die folgende Unsicherheitsverteilung:

5 %-Fraktile	Median	Mittelwert	95 %-Fraktile
$6,86 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr	$1,17 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr	$3,52 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr	$6,63 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr

Basierend auf den Resultaten der MUSA2005 kommt der Betreiber zum Schluss, dass das KKM ein ausgeglichenes Risikoprofil ohne dominante Risikobeiträge aufweist.

### HSK-Beurteilung

Zur detaillierten Überprüfung der MUSA2005 hat die HSK ein eigenes, detailliertes und von der MUSA2005 unabhängiges Stufe-1-PSA-Modell mit der PSA-Software FinPSA entwickelt. Tab. 8.3.7-1 zeigt die ermittelten Resultate im Vergleich zu denjenigen der MUSA2005. Die angegebenen Zahlenwerte lassen sich zusammenfassend wie folgt interpretieren:

- Die von beiden Modellen für interne Ereignisse ermittelte Kernschadenshäufigkeit ist gesamthaft sehr ähnlich, allerdings bestehen erhebliche Unterschiede bei den KMV- bzw. Transientenanteilen. Der wesentliche Grund hierfür liegt aus Sicht der HSK bei den in den vorangegangenen Kapiteln identifizierten in der MUSA2005 zu verbessernden Punkten bei der System- und Unfallablaufanalyse, den Erfolgskriterien und der Bestimmung der Häufigkeit der auslösenden Ereignisse.

- Das HSK-Modell liefert eine etwas höhere Brand-CDF als die MUSA2005. Die Gründe hierfür sind vielfältig und betreffen den Detaillierungsgrad der Modellierung, der in der MUSA2005 höher ist als im HSK-Modell, sowie die Annahmen im Modell für interne Ereignisse (hier wurde bei MUSA2005 ein Verbesserungsbedarf identifiziert).
- Die durch interne Überflutung ausgelöste Kernschadenshäufigkeit ist im HSK-Modell deutlich (ca. Faktor 4) höher als in der MUSA2005. Die Hauptursache hierfür ist bei der Modellierung des Bruchs des Hilfskühlwassersystems zu finden: Die MUSA2005 kreditiert in diesem Szenario diverse Verbraucher des Hilfskühlwassersystems, welche aus Sicht der HSK als ausgefallen betrachtet werden müssen (s. hierzu auch Kap. 8.3.4.2). Aufgrund der hohen Importanz dieses Szenarios ist der Einfluss auf die CDF entsprechend deutlich.
- Die HSK vertritt die Auffassung, dass die in der MUSA2005 ermittelte Kernschadenshäufigkeit aufgrund von Erdbeben als nicht belastbar einzustufen ist. Die Erdbebenstudie ist in weiten Bereichen zu überarbeiten. Die Gründe hierfür finden sich in Kap. 8.3.6.2. Nach der Überarbeitung ist voraussichtlich mit einer höheren Kernschadenshäufigkeit (als aktuell in der MUSA2005 ausgewiesen) zu rechnen. Die HSK wird ihr eigenes Erdbebenmodell aufdatieren, sobald die Voraussetzungen hierfür erfüllt sind.
- Die Kernschadenshäufigkeit aufgrund von externer Überflutung ist in beiden Studien relativ gering. Insbesondere die Unterschiede bei der Beurteilung der Häufigkeit und der Konsequenzen von Talsperrenbrüchen (s. hierzu auch Kap. 8.3.6.4) führen zu einer höheren CDF beim HSK-Modell.
- Die Ergebnisse für Flugzeugabsturz, sowie für extreme Winde und Tornados sind in relativ guter Übereinstimmung.

Die HSK kommt zusammenfassend zum Schluss, dass ein direkter Vergleich der Resultate des HSK-Modells mit denjenigen der MUSA2005 kaum möglich ist. Die MUSA2005 befindet sich noch in einem Entwicklungsstadium und weist viele Punkte mit Verbesserungsbedarf auf, die in den vorangegangenen Abschnitten aufgezeigt wurden. Die HSK beurteilt daher die in der MUSA2005 ausgewiesene Kernschadenshäufigkeit sowie das ermittelte Risikoprofil insgesamt als nicht genügend belastbar.

Im Zusammenhang mit der Unsicherheitsanalyse in der MUSA2005 ist festzuhalten, dass sich diese lediglich auf interne Ereignisse beschränkt und daher nur begrenzt aussagekräftig ist. Auch die Importanzanalyse wurde nur punktuell für einzelne Gruppen auslösender Ereignisse durchgeführt, so dass keine Aussage zur gesamthaften Importanz von Komponenten, Systemen, etc. möglich ist.

Es ergibt sich daher folgende PSÜ-Forderung:

HSK-Forderung PSÜ-8.3-1:

*Die Unsicherheits- sowie die Importanzanalyse in der MUSA2005 sind bis 31. Dezember 2008 unter Berücksichtigung des gesamten Spektrums auslösender Ereignisse durchzuführen. Im Rahmen der Importanzanalyse sind Fussell-Vesely- sowie Risk Achievement Worth-Importanzen auf der Ebene von Basisereignissen, Komponenten sowie auf Systemebene anzugeben.*

## **8.4 Stufe-2-PSA für Vollastbetrieb**

Die Stufe-2-PSA für das KKM (MUSA2005) wurde im Jahre 2005 von einer US-amerikanischen Firma im Auftrag der BKW erstellt. Ausgangspunkt war das (noch nicht fertig gestellte) Stufe-1-PSA Modell zum Zeitpunkt September 2005.



Die Stufe-2-PSA-MUSA2005 analysiert das Anlageverhalten des KKM bei schweren Unfällen. Insbesondere die Belastung und das Verhalten des Containments sowie die Grösse und die Häufigkeit der zu erwartenden Aktivitätsfreisetzungen (Quellterme) stehen dabei im Vordergrund der Analyse.

Entgegen ihrer früheren Vorgehensweise bei der Überprüfung verzichtete die HSK auf die Erstellung eines eigenen Stufe-2-PSA-Modells und entschied sich stattdessen für eine überwiegend qualitative Überprüfung. Grund hierfür ist zum einen die Tatsache, dass die (wichtige) Bewertung des Erdbebenrisikos in der MUSA2005 zum Zeitpunkt der Erstellung der vorliegenden Stellungnahme als nicht genügend belastbar beurteilt wurde (s. hierzu Kap. 8.3 ). Zum anderen basiert die Stufe-2-PSA des KKM – wie oben erwähnt – auf einem vorläufigen Stufe-1-Modell (ohne Berücksichtigung jeglicher externer Ereignisse), was die Vergleichbarkeit der Resultate in Frage stellen würde.

#### 8.4.1 Kernschadenzustände der Anlage

Der Ausgangspunkt für die Stufe-2-PSA des KKM ist die Ermittlung der Kernschadenzustände (PDS, Plant Damage States) auf Basis der Stufe-1-Analyse. Das KKM verwendet hierzu die vorläufigen Resultate der MUSA2005 (Stufe-1, Stand September 2005) und definiert zusammenfassend 28 verschiedene Kernschadenzustände für die weitere Analyse. Dabei werden interne Ereignisse (d. h. KMV und Transienten), sowie interne Überflutung und Brand berücksichtigt. Die Beiträge der externen Ereignisse (d. h. Erdbeben, externe Überflutung, Extremwinde und Flugzeugabsturz) fehlten zum Zeitpunkt der Erstellung der Studie. Die in Form von PDS berücksichtigte Kernschadenzustandshäufigkeit beträgt  $5,1 \cdot 10^{-6}$ /Jahr. Eine Übersicht zu den Kernschadenzuständen findet sich in Tab. 8.4.1-1.

Tabelle 8.4.1-1: Kernschadenzustände in der MUSA2005<sup>1</sup>

Abk.	Beschreibung	Häufigkeit [1/Jahr]	Beitrag [%]
1LB010-0	Hochdruck-Transiente, keine PRV verfügbar	$2,05 \cdot 10^{-10}$	<0,01
1LB010-1	Hochdruck-Transiente, nur ein PRV verfügbar	$2,70 \cdot 10^{-7}$	5,31
1LB010-2	Hochdruck-Transiente	$1,31 \cdot 10^{-6}$	25,76
1MB310-2	Hochdruck-Transiente, Drywell und Reaktorgebäude beschädigt	$2,18 \cdot 10^{-9}$	0,04
2BB000-1	ATWS, nur ein PRV verfügbar	$8,90 \cdot 10^{-10}$	0,02
2BB000-2	ATWS	$1,60 \cdot 10^{-7}$	3,15
2BB001-2	ATWS, keine Steuerstabantriebskühlung	$3,62 \cdot 10^{-8}$	0,71
2LB010-2	ATWS, keine Hochdruckeinspeisung	$2,12 \cdot 10^{-9}$	0,04
5DD000	Offenstehendes SRV, keine Toruskühlung	$2,66 \cdot 10^{-8}$	0,52
5DD001	Offenstehendes SRV, keine Toruskühlung, keine	$5,57 \cdot 10^{-8}$	1,09

<sup>1</sup> Anmerkung zur Tabelle: Wenn nicht anders erwähnt, sind alle Systeme (d. h. Hoch-/Niederdruckeinspeisung, Steuerstabantriebskühlung, Toruskühlung) verfügbar, die Schnellabschaltung erfolgreich, Drywell und Reaktorgebäude isoliert und beide PRV verfügbar.

Abk.	Beschreibung	Häufigkeit [1/Jahr]	Beitrag [%]
	Steuerstabantriebskühlung		
5GB000	Offenstehendes SRV, keine Niederdruckeinspeisung	$8,19 \cdot 10^{-9}$	0,16
5ID001	Offenstehendes SRV, keine Niederdruckeinspeisung, keine Steuerstabantriebskühlung, keine Toruskühlung	$1,79 \cdot 10^{-10}$	<0,01
5LB010	Offenstehendes SRV, keine Hochdruckeinspeisung	$6,69 \cdot 10^{-10}$	0,01
5ND010	Offenstehendes SRV, keine Hochdruckeinspeisung, keine Toruskühlung	$1,55 \cdot 10^{-8}$	0,30
5QB010	Offenstehendes SRV, keine Hochdruckeinspeisung, keine Niederdruckeinspeisung	$2,97 \cdot 10^{-6}$	58,19
5SD010	Offenstehendes SRV, keine Hochdruckeinspeisung, keine Niederdruckeinspeisung, keine Toruskühlung	$5,69 \cdot 10^{-8}$	1,12
5UD001	„Station Blackout <sup>1</sup> “, Offenstehen des SRV, Hochdruckeinspeisung während 10 Stunden verfügbar, keine Niederdruckeinspeisung, keine Toruskühlung	$3,91 \cdot 10^{-10}$	0,01
6BB000	ATWS, offenstehendes SRV	$1,22 \cdot 10^{-7}$	2,40
6BB001	ATWS, offenstehendes SRV, keine Steuerstabantriebskühlung	$1,68 \cdot 10^{-8}$	0,33
6LB010	ATWS, offenstehendes SRV, keine Hochdruckeinspeisung	$1,60 \cdot 10^{-9}$	0,03
7FA000	Mittlerer KMV, keine Niederdruckeinspeisung, Kondensator verfügbar	$4,49 \cdot 10^{-9}$	0,09
7KA010	Mittlerer KMV, keine Hochdruckeinspeisung, Kondensator verfügbar	$2,98 \cdot 10^{-9}$	0,06
9BB000	Grosser KMV	$6,85 \cdot 10^{-9}$	0,13
9FA000	Grosser KMV, keine Niederdruckeinspeisung, Kondensator verfügbar	$1,90 \cdot 10^{-9}$	0,04
9KA010	Grosser KMV, keine Hochdruckeinspeisung, Kondensator verfügbar	$2,75 \cdot 10^{-10}$	0,01
10BB000	Grosser KMV, keine Reaktorschnellabschaltung	$8,98 \cdot 10^{-9}$	0,18
10KA010	Grosser KMV, keine Reaktorschnellabschaltung, keine Hochdruckeinspeisung, Kondensator verfügbar	$7,16 \cdot 10^{-10}$	0,01
11YD500	Bypass des Containments	$1,51 \cdot 10^{-8}$	0,30
<b>Total</b>		$5,10 \cdot 10^{-6}$	100,00

Insgesamt dominieren fünf PDS mit ca. 95 % Beitrag zur gesamten betrachteten Kernschadenshäufigkeit. Der wichtigste Anlagenschadenszustand – eine Niederdrucktransiente – ist charakterisiert durch ein offenstehendes SRV sowie dem Ausfall der Hoch- und Niederdruckeinspeisung (ca. 58 % Beitrag).

<sup>1</sup> Station Blackout: Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung im Werk.

Der weitaus überwiegende Teil der Kernschadensunfälle wird durch Transienten und interne systemübergreifende Ereignisse ausgelöst (ca. 99 % Beitrag zur Gesamthäufigkeit der PDS). Bei ca. 35 % der Kernschadenssequenzen handelt es sich um Hochdrucksznarien. ATWS-Szenarien tragen mit ca. 7 % bei, während „Station Blackout“-Unfälle<sup>139</sup> und KVM mit Beiträgen von ca. 0,01 % bzw. 0,5 % praktisch keine Rolle bei den MUSA2005-Anlagenschadenszuständen spielen. Ein Ausfall der Toruskühlung charakterisiert rund 3 % der PDS und der Anteil der radiologisch bedeutsamen Szenarien mit einem Verlust des Drywellabschlusses liegt bei etwa 0,04 %.

### HSK-Beurteilung

Die bei der Definition der MUSA2005-Kernschadenszustände gewählten Merkmale sind aus Sicht der HSK geeignet zur weiteren Analyse des Unfallverlaufs im Rahmen der Stufe-2-PSA. Die Schadenszustände beinhalten Angaben zum RDB-Druck, zur Reaktorleistung, zum Typ des auslösenden Ereignisses und zur Grösse eines ggf. vorliegenden Kühlmittelverlusts, zum Reaktorgebäude- und Containmentabschluss, sowie zur Verfügbarkeit diverser wichtiger Systeme (d. h. Einspeisesysteme, Stromversorgung, Systeme zur Nachwärmeabfuhr und Druckbegrenzung). Gegenüber der Vorgängerstudie wird in der MUSA2005 der Status des Reaktorgebäude- bzw. Containmentabschlusses in der Stufe-1-PSA ermittelt. Diese Art der Modellierung stellt aus Sicht der HSK eine methodische Verbesserung dar.

Da die Entwicklung der zur Definition der Kernschadenszustände verwendeten Stufe-1-PSA zum Zeitpunkt der Erstellung der Stufe-2-PSA noch nicht abgeschlossen war, ist das in der MUSA2005 ausgewiesene PDS-Profil als vorläufig zu betrachten. Bei Berücksichtigung des gesamten Spektrums auslösender Ereignisse wird die PDS-Häufigkeit insgesamt ansteigen und es ist darüber hinaus mit Verschiebungen bei den Beiträgen einzelner Kernschadenszustände zu rechnen. Insbesondere ist aus Sicht der HSK eine erhöhte Anzahl von „Station Blackout“-Szenarien und Szenarien mit nicht isoliertem Containment zu erwarten, wenn das Erdbebenrisiko bei den PDS einfließt.

Es ergibt sich daher folgende PSÜ-Forderung:

#### HSK-Forderung PSÜ-8.4-1a:

*Nach Überarbeitung des Stufe-1-Modells sind die Kernschadenszustände in der MUSA2005 unter Berücksichtigung des gesamten Spektrums auslösender Ereignisse neu zu quantifizieren und das Stufe-2-Modell entsprechend aufzudatieren (Termin 31. Dezember 2009).*

### 8.4.2 Containmentkapazität und Containmentbelastungen

Bei der Analyse der durch einen schweren Unfall verursachten radiologischen Konsequenzen für die Umgebung eines KKW ist das Containment von entscheidender Bedeutung, da dieses die letzte Freisetzungsbarrriere darstellt. Im Verlauf des schweren Unfalls sind starke – von unterschiedlichen Phänomenen herrührende – Belastungen des Containments zu erwarten. Daher kommt der Containmentkapazität eine wichtige Rolle bei der Analyse des Freisetzungsrisikos zu. KKM verfügt über ein mit Stickstoff inertisiertes Primärcontainment (bestehend aus Drywell und Torus) und ein Sekundärcontainment (Reaktorgebäude mit äusserem Torus).

Die Analyse der Containmentkapazität in der MUSA2005 übernimmt in unveränderter Form die im Rahmen der MUSA90-Strukturanalyse ermittelten Wahrscheinlichkeiten für katastrophales Drywellversagen, Flanschleckage am Drywelldeckel und Versagen des Reaktorgebäudes. Für alle (zu erwartenden) Temperaturen ist als dominanter Versagensmodus des Drywells die Flanschleckage

detailliert untersucht worden. Der Öffnungsdruck liegt (temperaturabhängig) im Bereich von 5,2 bar bis 10,8 bar Überdrucks. Die Unsicherheit wird durch eine lognormal-Verteilung mit einer (logarithmischen) Standardabweichung im Bereich von 0,17 und 0,36 beschrieben.

Die MUSA2005 berücksichtigt eine Reihe von physikalischen und chemischen Phänomenen, die bei schweren Unfällen zu einer massiven Containmentbelastung (bis hin zum Containmentversagen) führen können:

- Dampfexplosion: Der Kontakt zwischen Kernschmelze und Wasser kann unter Umständen zu einer schlagartigen Verdampfung des Wassers und anschliessend zu einer erheblichen Druckspitze führen. Dabei unterscheidet man Dampfexplosionen innerhalb und ausserhalb des RDB. Die bedingte Wahrscheinlichkeit für eine Dampfexplosion im RDB wird in der MUSA2005 sowohl für Hochdruck- wie auch für Niederdrucksequenzen als sehr gering eingeschätzt ( $1 \cdot 10^{-4}$ ). Die bedingte Wahrscheinlichkeit für eine Explosion ausserhalb des RDB beträgt gemäss KKM 0,05 für den Fall, dass der Drywellboden mit Wasser bedeckt ist und der Kern zu einem grossen Teil (mehr als 50 %) geschmolzen ist. Unter der Bedingung, dass es zu einer solchen Explosion kommt, wird in der MUSA2005 eine Versagenswahrscheinlichkeit für das Drywell im Bereich von 0 bis 0,01 angenommen, je nach Schmelzmasse und Wassertiefe im Drywell.
- HPME/DCH (High-Pressure Melt Ejection / Direct Containment Heating): Bei Unfallsequenzen mit einem RDB-Versagen unter hohem Druck kann die Schmelze beim hochenergetischen Herausschleudern (HPME) fein fragmentiert werden. Die Wärme der Schmelzfragmente wird bei diesem Szenario sehr schnell an die Containmentatmosphäre übertragen (DCH), woraus ein schneller Temperatur- und Druckanstieg resultiert. Das KKM nimmt an, dass HPME nur dann möglich ist, wenn mehr als 50 % des Kerns geschmolzen sind. Der entsprechende Druckanstieg beträgt dann 4 bis 5 bar.
- Druckaufbau durch Dampfleckage aus dem beschädigten RDB (Vessel Blowdown): Beim Versagen des RDB treten grosse Dampfmenen in das Primärcontainment und verursachen dadurch einen Druckaufbau. Zusätzlich kann bei diesem Szenario eine erhebliche Dampfmenge produziert werden, falls Kernschmelze aus dem beschädigten RDB austritt und anschliessend auf eventuell im Drywell vorhandenes Wasser trifft.
- Druckaufbau durch nicht-kondensierbare Gase: Während eines schweren Unfalls können aufgrund verschiedener Prozesse grosse Mengen nicht-kondensierbarer Gase (z. B. CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>) entstehen, die zu einem Druckaufbau führen, der langfristig die Containmentintegrität gefährden kann. In der MUSA2005 wird ein entsprechendes Containmentversagen auch bei Nichtverfügbarkeit des CDS im Allgemeinen als unwahrscheinlich eingeschätzt, falls das Drywell-Sprüh- und Flutsystem DSFS zur Verfügung steht (bedingte Wahrscheinlichkeit im Bereich von 0,05 bis 0,37). Bei ausgefallenem DSFS ist gemäss der MUSA2005 ein Drywellversagen (meist Leckage an der Flanschdichtung) mit rund 98 % bedingter Wahrscheinlichkeit zu erwarten.
- Durchschmelzen des Drywells: Dieser Containment-Fehlermodus kann das Resultat einer länger andauernden Wechselwirkung zwischen der Kernschmelze im Drywellsumpf und den Drywellwänden sein. KKM schätzt die bedingte Wahrscheinlichkeit für ein Versagen des Primärcontainments als sehr gering ein (0,05 in Szenarien, bei denen sich die Schmelze ausserhalb des RDBs befindet und nicht gekühlt werden kann).

- Versagen des Reaktorgebäudes wegen Wasserstoffverbrennung: Beim Versagen des Drywells besteht die Möglichkeit, dass grosse Mengen Wasserstoff ins Reaktorgebäude gelangen und dort verbrennen. Die MUSA2005 berücksichtigt ein mögliches Versagen des Reaktorgebäudes durch späte Wasserstoffverbrennung. Die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit des Reaktorgebäudes wird für dieses Szenario mit 0,05 abgeschätzt.

Neben den oben genannten Phänomenen, die eine Beschädigung des Containments bewirken können, werden in der MUSA2005 auch Containmentisoliationsfehler und die gefilterte Containment-Druckentlastung (CDS) als zusätzliche Freisetzungspfade in die Umgebung berücksichtigt. Die deterministischen Berechnungen zum Verlauf der schweren Unfälle wurden mit dem Computerprogramm MELCOR (Version 1.8.5 RO, Mai 2005) durchgeführt (insgesamt 40 Unfallszenarien). Zusätzlich zu den MELCOR-Resultaten flossen insbesondere auch aktuelle Erkenntnisse aus der Schwerunfallforschung in die Beurteilung der Containmentbelastungen ein.

### **HSK-Beurteilung**

Die in der MUSA2005 verwendeten Methoden zur Bestimmung der KKM-Containmentkapazität und -belastung entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die dabei ermittelten Resultate sind plausibel. Die unabhängigen Untersuchungen der HSK berücksichtigen die gleichen Phänomene wie die MUSA2005.

#### **8.4.3 Unfallablaufanalyse**

Zur Analyse des Unfallverlaufs ab Kernschaden und zur Bestimmung des am Ende des Unfalls vorliegenden Zustands des Drywells und des Reaktorgebäudes verwendet die MUSA2005 einen Ereignisbaum für den Unfallablauf (Accident Progression Event Tree, APET) mit 56 Abfragen. In der Unfallablaufanalyse werden Systemausfälle, Operateurhandlungen und Containmentbelastungen aufgrund verschiedener Phänomene berücksichtigt.

Der MUSA2005-APET gliedert sich in drei Abschnitte: Die Fragen 1 - 13 behandeln die Anfangsbedingungen (auslösendes Ereignis und Status der relevanten Anlagensysteme), die Fragen 14 - 30 berücksichtigen die Ereignisse im Zeitraum zwischen Kernschaden und RDB-Versagen (sogenannte „frühe Phase“) und die restlichen Fragen 31 - 56 berücksichtigen den Zeitraum nach RDB-Versagen (sogenannte „späte Phase“).

Die MUSA2005 kreditiert zwei im Rahmen der KKM-SAMG (Severe Accident Management Guidance) vorgesehene Operateurhandlungen während des schweren Unfalls: die Aktivierung des DSFS sowie die späte manuelle Druckentlastung des Containments via CDS.

Abhängig von der Art der APET-Abfrage wird die bedingte Verzweigungswahrscheinlichkeit entweder anhand der PDS-Charakteristik oder auf Basis der MELCOR-Resultate und weiterer Information zur Phänomenologie schwerer Unfälle bestimmt (sog. „Expert Judgement“). Die Wahrscheinlichkeiten für das Fehlschlagen der beiden Operateurhandlungen werden abgeschätzt.

Die Quantifizierung und Gruppierung der Containment-Endzustände erfolgt in der MUSA2005 mit dem Computerprogramm „EVNTRE“. Beim Gruppierungsprozess werden die Endzustände nach Versagenszeitpunkt und Versagensmodus des Drywells zusammengefasst. Tabelle 8.4.3-1 zeigt das Resultat dieser Gruppierung. Man erkennt, dass die überwiegende Anzahl der schweren Unfälle mit einem intakten Containment endet (ca. 67 % der gesamten PDS-Häufigkeit). Die restlichen Unfälle resultieren fast ausschliesslich in einer gefilterten Druckentlastung des Containments (ca. 32 % PDS-Gesamtanteil).

Tabelle 8.4.3-1: KKM-Freisetzungspfade (Containment-Endzustände) bei schweren Unfällen

Status des Containments	Proz. Anteil
Containment intakt, RDB-Versagen	2,8
Containment intakt, RDB intakt	64,4
Containmentisoliationsversagen	0,04
Containmentbypass	0,3
Frühes Containmentversagen	0,1
Frühe Druckentlastung (Berstscheibe)	0,2
Durchschmelzen des Drywells	0,02
Spätes Containmentversagen	0,003
Späte Druckentlastung (Berstscheibe)	0,3
Späte Druckentlastung (manuell)	31,9

### HSK-Beurteilung

Die Unfallablaufanalyse in der MUSA2005 entspricht dem Stand der Technik. Der verwendete Ereignisbaum enthält alle wesentlichen Abfragen (bzgl. Systemausfällen, Operateurhandlungen und Containmentbelastungen) und ist geeignet, den chronologischen Unfallverlauf genügend detailliert abzubilden. Die für die Quantifizierung des Unfallablaufbaums eingesetzte Computersoftware ist international anerkannt und wird u. a. auch von der HSK verwendet.

Auch frühere Analysen der HSK kamen wie die MUSA2005 zum Ergebnis, dass die meisten schweren Unfälle im KKM mit einem intaktem Containment (ohne Druckentlastung) enden. Allerdings ist gemäss den HSK-Resultaten der Anteil Unfälle mit gefilterter Druckentlastung höher als in der MUSA2005 (zu Lasten des Anteils mit intaktem Containment). Grund hierfür ist die Modellierungsannahme der HSK, dass in Szenarien, bei denen nach 48 Stunden der Drywelldruck zwar unterhalb des Versagensdrucks liegt, aber aufgrund unzureichender Wärmeabfuhr eine steigender Tendenz aufweist, nicht zwingend von einem intaktem Drywell ausgegangen werden kann (diese Szenarien enden aus Sicht der HSK häufig mit einer Druckentlastung bei verfügbarem CDS, bzw. mit einem Versagen des Containments). Mit Ausnahme dieser Modellierungsannahme akzeptiert die HSK die Unfallablaufanalyse in der MUSA2005.

Es ergibt sich folgende PSÜ-Forderung:

#### HSK-Forderung PSÜ-8.4-1b:

*Wird in der Stufe-2-PSA 48 Stunden nach Eintritt des Unfalls kein stabiler bzw. klar definierter Endzustand erreicht (z. B. Drywelldruck unterhalb Versagensdruck, aber mit steigender Tendenz) so ist dieser Endzustand hinsichtlich seiner weiteren Entwicklung und der zur Verfügung stehenden Gegenmassen zu diskutieren. Ggf. ist ein Endzustand zu unterstellen, der sich im Zeitraum nach 48 Stunden einstellen wird (Termin 31. Dezember 2009).*

#### 8.4.4 Quelltermanalyse

Jeder APET-Endzustand repräsentiert eine eindeutige Unfallkette (Systemverfügbarkeiten, Operateurhandlungen, physikalische Phänomene), für die ein spezifischer Quellterm bestimmt werden könnte. Da es eine enorm grosse Zahl dieser Endzustände gibt, ist ein solches Vorgehen praktisch (auch im Hinblick auf die nachfolgende Rechnung) nicht möglich. Deswegen werden in der MUSA2005 die APET-Endzustände sieben Gruppen (Freisetzungskategorien) zugeordnet, wobei die Zuordnung aufgrund bestimmter Merkmale des Unfallverlaufs (ungefährer Zeitpunkt und Art des Containmentversagens, Ausmass der Schmelze-Beton-Wechselwirkung, Wassertiefe im Drywell, etc.) erfolgt. Die Definition der Freisetzungskategorien basiert auf der jeweils freigesetzten Iod- und Cäsiumaktivität, welche 48 Stunden nach Unfallbeginn in die Umgebung gelangt. Für jede Freisetzungskategorie werden in der MUSA2005 Referenzszenarien entwickelt und mittels insgesamt 17 MELCOR-Rechnungen gemittelte Quellterme bestimmt. Die berechneten Quellterme enthalten drei verschiedene (leicht flüchtige) Radionuklidgruppen (I, Cs, Edelgase), deren radioaktiver Zerfall im Verlaufe des Unfalls berücksichtigt wird.

Rund 99 % der schweren Unfälle führen gemäss der MUSA2005 zu einer maximalen Cäsium- und Iod-Freisetzung in der Grössenordnung von ca.  $1 \cdot 10^{13}$  Bq (entspricht etwa 0,0004 % der Gesamtaktivität dieser Nuklide in der Anlage nach 48 Stunden). Sehr grosse Freisetzungen (über 1 % des Cs- und I-Inventars, bzw. freigesetzte Aktivität grösser  $2 \cdot 10^{16}$  Bq) sind für ca. 0,3 % der schweren Unfälle zu erwarten.

Das Gesamtrisiko (definiert als Produkt aus Häufigkeit des Unfalls und freigesetztem Quellterm) bei KKM wird von äusserst seltenen Unfällen (Bypassszenarien) mit sehr grosser Freisetzung dominiert. Andere Freisetzungsszenarien sind von untergeordneter Risikorelevanz.

#### HSK-Beurteilung

Die HSK akzeptiert die in der MUSA2005 bei der Berechnung der Quellterme verwendete Methodik. Die durchgeführten MELCOR-Analysen entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik und sind gut dokumentiert.

#### 8.4.5 Ergebnisse der Stufe-2-Vollast-PSA

Die Resultate der MUSA2005 zeigen auf, dass das KKM über ein robustes Containment ohne signifikante Schwächen verfügt. Der mit rund 64 % (bezogen auf alle Anlagenschadenszustände) wichtigste Endzustand bei einem schweren Unfall im KKM ist ein intakter RDB und ein intaktes Containment. Bei ca. 32 % der schweren Unfälle wird der RDB versagen und es ist mit einer späten gefilterten Freisetzung über das (manuell ausgelöste) Containment-Druckentlastungssystem zu rechnen. Bei diesen beiden Szenarien werden nur relativ geringe Mengen radioaktiver Stoffe an die Umwelt abgegeben. Die freigesetzte Aktivität liegt im Bereich von  $1 \cdot 10^{13}$  Bq (oder weniger). Frühe Freisetzungen sind gemäss der MUSA2005 sehr selten (ca. 0,6 % der PDS) und sind zu etwa gleichen Anteilen auf Containmentbypässe und -isoliationsfehler zum Zeitpunkt des Kernschadens zurückzuführen.

#### HSK-Beurteilung

Die MUSA2005-Analyse wurde hinsichtlich Methodik, getroffener Annahmen und ermittelter Resultate von der HSK (teilweise mittels einer unabhängigen Modellentwicklung) überprüft. Die wesentlichen Ergebnisse der Überprüfung sind nachfolgend aufgelistet:

- Der wesentliche MUSA2005-Verbesserungsbedarf liegt bei der Verwendung aufdatierter Anlagenschadenzustände aus der Stufe-1-PSA. Die zugrunde gelegte Stufe-1-PSA befand sich zum Zeitpunkt der Erstellung der Stufe-2-PSA noch in der Entwicklung, daher sind die Resultate der Stufe-2-PSA teilweise (z. B. hinsichtlich PDS-Häufigkeiten und Risikoprofil) als vorläufig zu betrachten. Es ist nach Auffassung der HSK mit Änderungen bei den Resultaten zu rechnen, wenn die externen Ereignisse (z. B. Erdbeben oder Flugzeugabsturz) in der Analyse berücksichtigt werden.
- Die Analysemethodik der MUSA2005 entspricht durchgängig dem Stand der Technik. Die im Rahmen der Unfallablaufanalyse ermittelten Resultate basieren auf neuesten Ergebnissen der Forschung im Bereich schwerer Reaktorunfälle. Als Simulationscode wurde die aktuelle Version des allgemein akzeptierten Computerprogramms MELCOR verwendet (MELCOR 1.8.5 RO, Mai 2005).
- Die MUSA2005 und frühere HSK-Studien zeigen, dass ein frühes Containmentversagen aufgrund typischer Schwerunfallphänomene bei KKM unwahrscheinlich ist. Das KKM-Containment ist genügend robust, um den Belastungen kurz nach dem RDB-Versagen mit sehr grosser Wahrscheinlichkeit standzuhalten.
- Gemäss der MUSA2005 ist die Kernschmelze bei Verfügbarkeit des DSFS mit grosser Wahrscheinlichkeit durch Flutung kühlbar. Bei diesem Szenario erhöht sich der Containmentdruck aufgrund der Dampfproduktion kontinuierlich, erreicht aber innerhalb von 48 Stunden weder den (temperaturabhängigen) Versagensdruck des Drywells noch den Auslösedruck für die gefilterte Druckentlastung bei 7 bar (Berstscheibe). Die MUSA2005 bewertet den Drywell-Endzustand in diesem Szenario mit „intakt“, wohingegen die HSK davon ausgeht, dass ein Teil der Szenarien zu einem späteren Zeitpunkt entweder mit einer Druckentlastung (bei Verfügbarkeit des CDS) oder aber mit einem Überdruckversagen des Drywells endet. Aus Sicht der HSK ist die MUSA2005-Modellierung in diesem Punkt zu verbessern.
- Das Freisetzungsrisiko wird sowohl in der MUSA2005 wie auch in früheren HSK-Untersuchungen von äusserst seltenen Bypass-Szenarien mit grossen Quelltermen dominiert.

#### 8.4.6 Sensitivitätsuntersuchungen

Zusätzlich zur Basisstudie werden in der MUSA2005 vier Sensitivitätsstudien durchgeführt:

1. DSFS unverfügbar: Es wird angenommen, dass das DSFS nicht aktiviert werden kann. In der Basisstudie gelingt die (manuelle) Aktivierung in 99 % der Fälle und bewirkt, dass das Drywell tief (ca. 8 - 9 m) geflutet wird. Das Hauptresultat dieses Sensitivitätsfalls mit ausgefallenem DSFS ist, dass ein Teil der (Basis-)Sequenzen mit Containmentdruckentlastung zu einem Durchschmelzen des Drywells führt. Ferner wird aufgrund der geringeren Wassermenge im Drywell (grösseres freies Volumen) insgesamt der Anteil der Druckentlastungsszenarien reduziert.
2. Gefilterte Containment-Druckentlastung unverfügbar: Dieser Fall mit ausgefallenem Druckentlastungssystem (manuell und automatisch) bewirkt eine Umverteilung der Szenarien, die vorher zu einer Druckentlastung geführt haben. Ein Teil dieser Szenarien (ca. 20 %) führt zu einem späten Containmentversagen, wohingegen der komplementäre Teil mit intaktem Containment endet.



3. Containment-Druckentlastung und DSFS unverfügbar. Dieser Fall kombiniert die Fälle 1. und 2. Der Anteil der Druckentlastungsszenarien wird dabei reduziert zugunsten von (a) Szenarien mit Durchschmelzen des Drywells (ca. 2 % der PDS-Häufigkeit) und (b) Szenarien mit spätem Drywellversagen (ca. 31 %).
4. Nicht kühlbare Kernschmelze ausserhalb des RDB: Dieser Sensitivitätsfall adressiert die phänomenologischen Unsicherheiten, welche mit der Kühlung der Kernschmelze in einem tiefen Wasserpool (nach Flutung des Drywells) verbunden sind. Angenommen wird, dass eine Kühlung – unabhängig von der Tiefe des Pools – nicht möglich ist. Als Resultat zeigt sich, dass die im Zusammenhang mit der Kühlbarkeit getroffenen Annahmen praktisch keinen Einfluss auf die Containmentendzustände haben. Gründe hierfür sind: (a) Szenarien mit frühem Containmentversagen bleiben von der Annahme unberührt, (b) die späte Druckentlastung erfolgt unabhängig davon, ob die Schmelze kühlbar ist (lediglich der Zeitpunkt variiert) und (c) das späte Containmentversagen weist bereits im Basisfall eine vernachlässigbare Häufigkeit auf, sodass Änderungen hier relativ unbedeutend sind.

Tab. 8.4.6-1 zeigt die prozentualen Anteile der verschiedenen Containmentendzustände für alle in der MUSA2005 betrachteten Sensitivitätsfälle und den Basisfall.

Tabelle 8.4.6-1: Sensitivitätsanalyse in der MUSA2005

Status des Containments	Sensitivitätsfälle / prozentualer Anteil				
	Basis	DSFS unverfügbar	CDS unverfügbar	DSFS und CDS unverfügbar	Schmelze ausserhalb RDB nicht kühlbar
Containment intakt, RDB-Versagen	2,8	2,8	28,8	2,8	2,8
Containment intakt, RDB intakt	64,4	64,4	64,4	64,4	64,4
Containmentisoliationsversagen	0,04	0,04	0,04	0,04	0,04
Containmentbypass	0,3	0,3	0,3	0,3	0,3
Frühes Containmentversagen	0,1	0,04	0,1	0,1	0,1
Frühe Druckentlastung (Berstscheibe)	0,2	0,01	0	0	0,2
Durchschmelzen des Drywells	0,02	1,6	0,02	1,6	0,02
Spätes Containmentversagen	0,003	0,003	6,4	30,8	0,003
Späte Druckentlastung (Berstscheibe)	0,3	0,3	0	0	0,3
Späte Druckentlastung (manuell)	31,9	30,5	0	0	31,9

## HSK-Beurteilung

Die in der MUSA2005 durchgeführten Sensitivitätsstudien wurden von der HSK nicht verlangt, sind jedoch nach Auffassung der HSK sinnvoll und gut ausgewählt, weil sie Einblick geben in die Bedeutung verschiedener Systeme (und der zu deren Auslösung erforderlichen Operateurchandlungen) sowie Phänomene.

Die Studie zum DSFS zeigt die Bedeutung des Systems bei der Reduktion des Quellterms: Zum einen wird ohne DSFS die Anzahl der Unfälle mit Durchschmelzen des Drywellliners zunehmen (Szenarien mit grosser Aktivitätsfreisetzung). Zum anderen werden auch die Quellterme bei Druckentlastungsszenarien erheblich grösser sein als bei Unfällen, bei denen die Kernschmelze mit einer Wasservorlage überdeckt ist (Anmerkung: die Häufigkeit der Druckentlastungsszenarien entspricht praktisch derjenigen des Basisfalls).

Die Unverfügbarkeit der gefilterten Druckentlastung hat zwei Effekte: Bei Unverfügbarkeit steigt der Anteil Unfallsequenzen mit intaktem Containment zu Lasten der Szenarien mit Druckentlastung. Andererseits erhöht sich aber auch der Anteil (der radiologisch bedeutsamen) Szenarien mit spätem, unkontrolliertem Containmentversagen.

Aus Sicht der HSK zeigen die Sensitivitätsstudien insbesondere die grosse Bedeutung des kombinierten DSFS- und CDS-Einsatzes beim KKM-Schwerunfallmanagement: Ohne diese Systeme würden rund ein Drittel der schweren Unfälle im KKM mit einem späten (unkontrollierten) Containmentversagen und grossen radioaktiven Freisetzungen enden.

## 8.5 Stufe-1-PSA für den Anlagestillstand

Die erste KKM-Stufe-1-PSA für den Anlagenzustand „Stillstand“ (Shutdown Mühleberg Safety Assessment, SMUSA) wurde von einer US-amerikanischen Firma im Auftrag der BKW angefertigt. Im Juni 1995 wurde die Studie abgeschlossen, 1997 erfolgte eine Aufdatierung. Für die aktuelle PSÜ beauftragte BKW eine andere Firma mit der Neuerstellung der Stufe-1-PSA für den Anlagestillstand, im Weiteren in dieser Stellungnahme als „SMUSA2005“ bezeichnet. Wie bei der Volllast-PSA, wurden auch bei der PSA für den Anlagestillstand die Modellierungsmethode und die eingesetzte Computersoftware geändert (d. h. Übergang von der „Linked Fault Tree“-Methode auf das „One Top Model“ und Ersatz von „Riskspectrum“ durch CAFTA). Die Stufe-1-PSA für Volllast und Stillstand sind in einen einzigen Fehlerbaum integriert.

### 8.5.1 Anlagekonfiguration bei Stillstand

Die prinzipiellen Unterschiede zwischen der Volllaststudie MUSA2005 und der Stillstandsstudie SMUSA2005 sind folgende:

- Es werden unterschiedliche Betriebsarten der Anlage betrachtet.
- Die Kriterien für die Definition auslösender Ereignisse sind verschieden: In der Volllaststudie werden alle Ereignisse, die eine Reaktorschnellabschaltung erfordern, als Auslöser betrachtet. In der SMUSA2005 werden alle Ereignisse, die zu einer Unterbrechung des normalen Stillstandsbetriebs führen und dabei die Verfügbarkeit gewisser Systeme bzw. Gegenmassnahmen zur Vermeidung unerwünschter Konsequenzen erforderlich machen, als auslösende Ereignisse definiert. Es sind dies Störungen bei der Nachwärmeabfuhr oder Kühlmittelverluste.

- Der Aufenthaltsort des Brennstoffs ist verschieden: Während des Vollastbetriebs befinden sich die Brennelemente (BE) im RDB, wohingegen im Stillstandsbetrieb der Brennstoff an verschiedenen Orten lokalisiert sein kann (im BE-Lagerbecken oder im RDB, oder auf einem Transportweg dazwischen).
- Die technischen Spezifikationen sind bei Stillstand weniger einschränkend als bei Vollast.

Neben den regelmässigen Stillständen für den BE-Wechsel gibt es weitere geplante oder auch ungeplante Stillstände, die sich durch verschiedene Eigenschaften (wie z. B. Systemkonfigurationen oder thermohydraulische Verhältnisse) von Stillständen mit Brennstoffwechsel unterscheiden. Gemäss KKM trugen im Zeitraum Oktober 1974 bis September 2004 die Stillstände mit BE-Wechsel zu 97,3 % zur gesamten „kalten“ Stillstandszeit bei, wohingegen ungeplante Stillstände einen Anteil von 2,7 % lieferten. Die SMUSA2005 betrachtet ausschliesslich diejenigen Anlagenkonfigurationen, die typisch für einen Stillstand mit Brennstoffwechsel sind.

Die SMUSA2005 berücksichtigt bei der Festlegung der Stillstandsphasen (und Längen der Phasen) die KKM-Betriebserfahrung der Jahre 1998 bis 2004, da bei KKM seit 1998 gegenüber früheren Brennstoffwechseln erhebliche Fortschritte punkto Effizienz erzielt wurden, was die Dauer einzelner Stillstandsphasen deutlich reduzierte.

Folgende Eigenschaften werden für die Definition der sieben in der SMUSA2005 modellierten Anlagenkonfiguration (Stillstandsphasen) verwendet:

- Ort des Brennstoffs (im BE-Lagerbecken oder im RDB)
- Zustand des Reaktorbeckens (geflutet oder ungeflutet)
- Verfügbarkeit der SUSAN-Systeme (zwei Stränge, ein Strang, oder ein Teilstrang)
- Status des RDB-Deckels (montiert oder demontiert)
- Status der Kühl- und Reinigungssysteme (Abfahr- und Toruskühlsystem, STCS und BE-Becken-Kühl- und Reinigungssystem, Fuel Pool Cooling System, FPCS)

Nachfolgende Tab. 8.5.1-1 zeigt die sieben in der SMUSA2005 modellierten Stillstandsphasen im Überblick.

Tab. 8.5.1-1: Stillstandsphasen in der SMUSA2005

	Ort der BE	Status RDB-Deckel	Status Flutraum (oberhalb RDB)	Kühlsystem	Verfügbarkeit SUSAN (Redundanz)
<b>Phase 1A</b>	RDB	montiert	trocken	STCS A & B	Stränge A & B
<b>Phase 1B</b>	RDB	demontiert	trocken oder wird geflutet	STCS A & B	Stränge A & B
<b>Phase 2A</b>	überwiegend im RDB	demontiert	geflutet	STCS A & B, FPCS	Teilstrang A <sup>1</sup> oder Teilstrang B
<b>Phase 2B</b>	überwiegend im BE-Becken	demontiert	geflutet	STCS A oder B, FPCS	Teilstrang A oder Teilstrang B
<b>Phase 2C</b>	überwiegend im RDB	demontiert	geflutet	STCS A oder B, FPCS	Teilstrang A oder Teilstrang B
<b>Phase 3A</b>	RDB	demontiert	trocken oder wird entleert	STCS A oder B	Strang A oder B
<b>Phase 3B</b>	RDB	montiert	trocken	STCS A oder B	Stränge A & B

Die ersten drei Phasen sind weitgehend identisch mit den letzten drei (welche allerdings in umgekehrter Reihenfolge durchlaufen werden). Unterschiede betreffen die jeweilige Nachwärmeproduktion und die Dauer der Phasen.

### HSK-Beurteilung

Der Umfang der in der SMUSA2005 berücksichtigten Stillstandsphasen und der zugehörigen Konfigurationen der Anlage entspricht dem Stand der Technik. Gegenüber der Vorgängerstudie (fünf modellierte Stillstandsphasen) wurde eine Verfeinerung bei den Phasen 1 und 3 vorgenommen. Die Dauer der einzelnen Phasen reflektiert die KKM-Betriebserfahrung der vergangenen sieben Jahre, in denen ein gegenüber früheren Zeiten optimiertes Verfahren beim Brennstoffwechsel zum Zuge kam. Nach Auffassung der HSK wird der Zustand des KKM bei Stillstand insgesamt genügend detailliert und realistisch im PSA-Modell abgebildet.

### 8.5.2 Zuverlässigkeit von Komponenten

Die in der SMUSA2005 verwendeten Zuverlässigkeitsdaten (Komponentenfehlerraten und CCF) basieren im Wesentlichen auf den Daten der Volllast-PSA (MUSA2005). Um die Besonderheiten des Stillstandsbetriebs abzubilden, wurden die Komponentenunverfügbarkeiten durch Wartungen für verschiedene Systeme, welche eine besondere Bedeutung für den Stillstand haben, genauer untersucht. Dies betrifft insbesondere das Abfahr- und Toruskühlsystem STCS, die Zwischenkühlwassersysteme ICWS im Reaktorgebäude und Maschinenhaus, das Kernsprühsystem CS, das SUSAN-Niederdruck-

<sup>1</sup> Teilstrang: nur ein Teil der SUSAN A- bzw. B-Systeme steht zur Verfügung.

einspeisesystem ALPS, das SUSAN-Kühlwassersystem SCWS, das Hilfskühlwassersystem ACWS, das Toruskühlsystem TCS und das SUSAN-Gebäuderückfördersystem CRS. Für die Hauptkomponenten (d. h. Pumpen, Armaturen, Wärmetauscher) der erwähnten Systeme wurden die Wartungsunverfügbarkeiten anhand der Betriebserfahrung aus den Revisionsstillständen der Jahre 1998 bis 2003 bestimmt. Im Rahmen von Diskussionen mit dem Werkspersonal wurden Informationen bezüglich der Unverfügbarkeit des Torus und des Kaltkondensatbehälters (KAKO) während des Revisionsstillstands gesammelt. Ausserdem wurden auf Basis der Erfahrungen aus den vergangenen Stillstandsrevisionen die Unverfügbarkeiten von Komponenten aus den elektrischen Systemen untersucht.

### **HSK-Beurteilung**

Da die in der SMUSA2005 verwendeten Zuverlässigkeitsdaten im Wesentlichen auf den Daten der Volllast-Studie basieren, entspricht auch die HSK-Beurteilung dieser Daten derjenigen aus Kapitel 8.3.1. Dies bedeutet, dass insbesondere im Zusammenhang mit der werkspezifischen Datenaktualisierung und den verwendeten statistischen Methoden ein Verbesserungsbedarf besteht.

Die Vorgehensweise bei der Ermittlung und der Applikation der ausschliesslich in der SMUSA2005 verwendeten Zuverlässigkeitsdaten entspricht hingegen dem Stand der Technik.

Es ergibt sich folgende PSÜ-Forderung:

#### HSK-Forderung PSÜ-8.5-1a:

*Nach Überarbeitung der MUSA2005-Komponentenzuverlässigkeitsdaten sind diese auch in der SMUSA2005 zu berücksichtigen (Termin: 31. März 2008).*

### **8.5.3 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen**

In der SMUSA2005 werden 31 Handlungen der Kategorie A (Handlungen bei Routinetests, Wartungsarbeiten und Reparaturen), sowie 13 stillstandsspezifische Kategorie-C-Handlungen (Handlungen bei Störfällen) modelliert. Zusätzlich werden einige Kategorie-C-Handlungen aus dem Volllastmodell MUSA2005 übernommen. Acht Operateurhandlungen werden im Stillstandsmodell als auslösende Ereignisse modelliert (Kategorie-B-Handlungen).

Die zur Quantifizierung der Versagenswahrscheinlichkeiten verwendeten Methoden entsprechen denjenigen, welche für die Operateurhandlungen des Volllastmodells angewandt wurden. Auch das Vorgehen bei der Anpassung der Versagenswahrscheinlichkeiten an interne systemübergreifende und externe Ereignisse entspricht demjenigen aus der MUSA2005.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung der SMUSA2005-HRA kommt im Wesentlichen zum gleichen Schluss wie bei der HRA der Volllaststudie. Die wichtigsten von der HSK identifizierten Punkte mit Verbesserungsbedarf sind bei der Stillstands-HRA:

- Mehrere risikorelevante Operateurhandlungen wie z. B. die manuelle Bespeisung des Brennelementlagerbeckens (Handlung OPER\_FPMU) werden nicht detailliert analysiert, sondern es werden lediglich Schätzwerte für die entsprechenden Ausfallwahrscheinlichkeiten verwendet. Das Fehlen einer detaillierten Analyse wichtiger Operateurhandlungen hat Einfluss auf das Risikoprofil und die gewonnenen Erkenntnisse.

- Operateurhandlungen nach Erdbeben werden unabhängig von der Erdbebenstärke kreditiert.
- Im KKM fehlen schriftliche, symptomorientierte Anweisungen für Massnahmen zur Beherrschung von Stör- und Notfällen während des Anlagenstillstands. Aufgrund der geringen erforderlichen Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor oder dem Brennelementlagerbecken ist die zur Verfügung stehende Zeit zur Ergreifung von Massnahmen erheblich grösser als beim Volllast-Betrieb. Unabhängig davon ist es aus Sicht der HSK erforderlich, dass die Operateure bei der Störfallbeherrschung durch stillstandspezifische Anweisungen unterstützt werden.

Es ergibt sich daher folgende PSÜ-Forderung:

HSK-Forderung PSÜ-8.5-1b:

*Im Zusammenhang mit der SMUSA2005-HRA sind bis 31. März 2008 folgende Arbeiten erforderlich:*

- *Eine detaillierte Analyse ist für sämtliche Operateurhandlungen der Kategorie C durchzuführen.*
- *Der Einfluss von Erdbeben auf die Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen ist zu berücksichtigen.*
- *Es ist zu überprüfen, inwieweit die schriftlichen Anweisungen für Stör- und Notfälle während des Anlagenstillstands zu ergänzen oder neu zu erstellen sind.*

#### **8.5.4 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien**

Die Erfolgskriterien in der SMUSA2005 basieren im Wesentlichen auf den Angaben des KKM-Sicherheitsberichts, den Analysen aus der Volllaststudie sowie auf Vergleichen mit den Erfolgskriterien in anderen PSA ähnlicher Anlagen. Gegenüber der Vorgängerstudie wurden die Erfolgskriterien geringfügig erweitert: Die SMUSA2005 berücksichtigt zusätzlich das Kernsprühsystem sowie das Feuerlöschwassersystem als Einspeisemöglichkeiten. Das Brennstoffschadenskriterium bei Stillstandsbetrieb ist identisch mit dem Kriterium für Kernschaden bei Volllastbetrieb (s. Kap. 8.3.3).

#### **HSK-Beurteilung**

Die HSK betrachtet die SMUSA2005-Erfolgskriterien inhaltlich als akzeptabel. Aus Sicht der HSK fehlt jedoch eine nachvollziehbare und belastbare Dokumentation in Form entsprechender thermohydraulischer Analysen. Es ergibt sich daher folgende PSÜ-Forderung:

HSK-Forderung PSÜ-8.5-1c:

*Die in der SMUSA2005 verwendeten Erfolgskriterien sind durch (anlagenspezifische) thermohydraulische Analysen zu belegen und zu dokumentieren. (Termin: 31. Dezember 2009)*

#### **8.5.5 Interne Ereignisse**

##### **8.5.5.1 Auslösende Ereignisse**

Auslösende Ereignisse bei Stillstand sind im Wesentlichen dadurch gekennzeichnet, dass es zu einem Verlust der Nachwärmeabfuhr oder zu einem Kühlmittelverlust kommt. Zur Identifizierung der internen auslösenden Ereignisse (d. h. Transienten und Leckagen) in der SMUSA2005 wurden zunächst umfassende Informationen zur Konfiguration und Betriebserfahrung des KKM bei Stillstand gesammelt. Basierend auf der gesammelten Information, früheren Stillstands-PSA und der PSA für

den Volllastbetrieb (MUSA2005) werden anschliessend für jede Stillstandsphase mögliche auslösende Ereignisse postuliert. BE-Handhabungsstörfälle werden dabei wegen ihres geringen Beitrags zur Brennstoffschadenshäufigkeit (FDF, Fuel Damage Frequency) nicht berücksichtigt. Ausserdem wird der Risikobeitrag von kleinen KMV (d. h. Bruchdurchmesser kleiner als 25 mm) vernachlässigt, da bei einem solchen Störfall sehr grosse Zeitfenster für Gegenmassnahmen zur Verfügung stehen. Der Ausschluss der BE-Handhabungsstörfälle und der kleinen KMV erfolgt auf Basis einer qualitativen Diskussion.

Die Häufigkeit jedes internen auslösenden Ereignisses in der SMUSA2005 wird entweder durch Fehlerbaummodellierung, durch Anpassung des entsprechenden Auslösers aus der Volllaststudie, oder auf Basis anderer Informationsquellen bestimmt (die KMV-Häufigkeiten wurden z. B. mittels der EPRI-Methode<sup>146,147</sup> berechnet).

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK akzeptiert die Auswahl und die Quantifizierung der internen auslösenden Ereignisse in der SMUSA2005. Gegenüber der Vorgängerstudie wurde der Umfang der betrachteten Ereignisse deutlich erweitert. Das PSA-Modell ist damit detaillierter und auch aussagekräftiger geworden.

#### **8.5.5.2 System- und Unfallablaufanalyse**

Die SMUSA2005 basiert auf derselben Modellierungsmethodik wie die MUSA2005 (ein grosser Fehlerbaum, „One Top Model“) und verwendet auch dieselbe Computersoftware CAFTA zur Modellierung und Quantifizierung der Unfallsequenzen und zur Bestimmung der Brennstoffschadenshäufigkeit. Bei den meisten SMUSA2005-Fehlerbäumen handelt es sich um modifizierte Fehlerbäume aus der Volllaststudie MUSA2005. Zusätzlich beinhaltet die SMUSA2005 neu entwickelte Fehlerbäume für Systeme, die speziell der Nachwärmeabfuhr im Stillstand dienen.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK akzeptiert die Methodik der System- und Unfallablaufanalyse in der SMUSA2005. Es gelten dieselben allgemeinen Anmerkungen zur Modellierungsmethodik wie bei der Volllaststudie (s. hierzu Kap. 8.3.4.2.) Die HSK identifizierte bei der Überprüfung des PSA-Modells in der SMUSA2005 folgende Punkte mit Verbesserungsbedarf:

- Die Implementierung folgender fehlgeschlagener Operateurhandlungen der Kategorie B im PSA-Modell ist aus Sicht der HSK fehlerhaft (und optimistisch): OPER-PH1A1/2, OPER-PH2/3A und OPER-PH1B. Die aufgeführten Fehlhandlungen führen zum Verlust beider STCS-Stränge. In der SMUSA2005-Logik ist jedoch lediglich der Ausfall eines STCS-Stranges abgebildet. Insbesondere da verschiedene Stillstandsphasen (1A, 1B, 2A, 3A) betroffen sind, ist der Einfluss auf die FDF nicht unerheblich.
- Der Hauptbeitrag zur FDF durch interne Ereignisse stammt aus der Stillstandsphase 3B (Szenarien mit Verlust STCS und anschliessendem Öffnungsversagen der PRV). Die Phase 3B dauert relativ lang und ist gekennzeichnet durch eine geringe Nachwärmeproduktion, welche zu grossen Zeitfenstern für eventuelle Gegenmassnahmen führt. Aus Sicht der HSK ist die in der SMUSA2005 vorgenommene Vernachlässigung solcher Massnahmen pessimistisch und resultiert in einer Verzerrung des realen Risikoprofils.

Es ergibt sich daher folgende PSÜ-Forderung:

HSK-Forderung PSÜ-8.5-1d:

Das KKM hat eine Aktionsliste mit Verbesserungsmöglichkeiten der SMUSA2005 vorzulegen. Basis dieser Aktionsliste sind die von der HSK während der Überprüfung erstellten Fragelisten sowie die in der HSK-Stellungnahme zur PSÜ aufgeführten Punkte. Nach Abstimmung der Listeninhalte mit der HSK ist die SMUSA2005 entsprechend zu aktualisieren und die Brennstoffschadenshäufigkeit auszuweisen (Termin 31. Dezember 2009).

### 8.5.5.3 Resultate

Nachfolgende Tab. 8.5.5-1 zeigt das in der SMUSA2005 bzgl. der verschiedenen Stillstandsphasen ermittelte Risikoprofil. Betrachtet werden ausschliesslich interne Ereignisse, d. h. Transienten und KMV.

Tab. 8.5.5-1: FDF für verschiedene Stillstandsphasen (interne Ereignisse)

	Ort der BE	Dauer [Tage]	RDB-Deckel	FDF [1/Jahr]	Anteil
<b>Phase 1A</b>	RDB	2,31	montiert	$4,67 \cdot 10^{-7}$	44,5 %
<b>Phase 1B</b>	RDB	1,10	demontiert	$3,97 \cdot 10^{-9}$	0,4 %
<b>Phase 2A</b>	überwiegend im RDB	1,03	demontiert	$3,61 \cdot 10^{-9}$	0,3 %
<b>Phase 2B</b>	überwiegend im BE-Becken	10,79	demontiert	$2,89 \cdot 10^{-8}$	2,8 %
<b>Phase 2C</b>	überwiegend im RDB	2,39	demontiert	$5,46 \cdot 10^{-9}$	0,5 %
<b>Phase 3A</b>	RDB	1,30	demontiert	$4,83 \cdot 10^{-9}$	0,5 %
<b>Phase 3B</b>	RDB	4,37	montiert	$5,37 \cdot 10^{-7}$	51,1 %
<b>Gesamt</b>	–	<b>23,29</b>	–	<b><math>1,05 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>100,0 %</b>

Zum Risiko eines Brennstoffschadens durch KMV und Transienten während des Anlagenstillstands tragen die beiden Stillstandsphasen, bei denen sich der Brennstoff im (geschlossenen) RDB befindet (Phasen 1A und 3B), dominierend bei (ca. 96 % Anteil). Der zeitliche Anteil der Phasen 1A und 3B am gesamten Stillstand beträgt dabei rund 29 %.

Die wichtigste Unfallsequenz in der SMUSA2005 ist ebenfalls den Phasen 1A und 3B zuzuordnen. Es handelt sich um den Verlust des Abfahr- und Toruskühlsystems bei gleichzeitigem Ausfall der PRV. In diesem Szenario ist eine Niederdruckeinspeisung/Nachwärmeabfuhr nicht mehr möglich und es kommt daher zu einem Brennstoffschaden im RDB.

Betrachtet über alle Stillstandsphasen, spielen die KMV mit ca. 13 % Beitrag zur FDF durch interne Ereignisse gegenüber den (transienten) Unfällen mit Verlust der Nachwärmeabfuhr (ca. 87 % Beitrag) eine untergeordnete Rolle.



## HSK-Beurteilung

Die in der SMUSA2005 erzielten Resultate zur Brennstoffschadenshäufigkeit durch interne Ereignisse sind nach Auffassung der HSK plausibel.

### 8.5.6 Interne systemübergreifende Ereignisse

Die SMUSA2005 berücksichtigt die Gefährdung der Anlage durch Brand und interne Überflutungen. Die Vorgehensweise bei der Modellierung entspricht grundsätzlich derjenigen der MUSA2005.

#### 8.5.6.1 Anlageninterner Brand

In der SMUSA2005-Brandanalyse wurden die in der Brandanalyse der Vollaststudie identifizierten wichtigen Anlagenbereiche weitgehend mit den ermittelten Brandeintrittshäufigkeiten und Versagenswahrscheinlichkeiten für die Brandschutzmassnahmen übernommen. Die Brandeintrittshäufigkeiten wurden entsprechend der Dauer der einzelnen Betriebszustände angepasst. Im Vergleich zur Brandanalyse in der MUSA2005 wurden aufgrund stillstandspezifischer Aspekte folgende wesentliche Änderungen und Ergänzungen vorgenommen:

- Einige Räume werden aufgrund von Freischaltung von Komponenten für Wartungsarbeiten von der weiteren Analyse ausgeschlossen.
- Ein Bereich im Drywell (5-m-Ebene) wird zusätzlich in die weitere Analyse aufgenommen.
- Bei der Ermittlung der Brandeintrittshäufigkeiten wird berücksichtigt, dass zusätzliche Brandlasten und Zündquellen aufgrund von Wartungsarbeiten vorhanden sein können.
- Bei der Ermittlung der Ausfallwahrscheinlichkeiten für die frühe Brandmeldung und Brandbekämpfung wird berücksichtigt, dass sich zusätzliches Personal in der Anlage befindet.

Die Ermittlung der Brandeintrittshäufigkeiten der zusätzlich berücksichtigten Brandlasten und Zündquellen basiert auf Brandereignissen in amerikanischen Kernkraftwerken, die den Kategorien „Transiente Brandlasten“ und „Schweissarbeiten“ zugeordnet werden. Die Ausfallwahrscheinlichkeiten für die frühe Brandmeldung und Brandbekämpfung wurden in Anlehnung an die in der MUSA2005-Brandanalyse verwendete Methodik des Brandereignisbaums vereinfacht ermittelt. Im Rahmen der Anlagenbegehung wurde festgestellt, dass durch die Aufhebung von Brandbarrieren keine betriebsbereiten Komponenten gefährdet werden.

Die durch anlageninterne Brände bedingte FDF wird in der SMUSA2005 mit  $2,9 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr ausgewiesen. Dominierend sind hierbei die Betriebszustände 2B (mit 38 %), 3B (mit 34 %) und 1A (mit 17 %). Die Brände im Betriebsgebäude (BG) und im Reaktorgebäude (RG) tragen mit ca. 59 % bzw. ca. 28 % massgeblich zur FDF bei. Folgende Räume haben die höchste brandschutztechnische Bedeutung (prozentualer Anteil an der FDF > 5 %):

▪	BG+3.5.03	Deconticraum B	(44,1 % FDF-Beitrag)
▪	RG-4.2.00	Ebene -4 m	(22,7 % FDF-Beitrag)
▪	RG-11.0.00	Ebene -11 m	(15,1 % FDF-Beitrag)
▪	MH+8.0.07	Unterverteilerraum	(9,9 % FDF-Beitrag)
▪	BG+3.5.02	Deconticraum A	(7,1 % FDF-Beitrag)

Ca. 75 % der zum Brennstoffschaden führenden brandbedingten Unfallsequenzen sind dadurch gekennzeichnet, dass die Nachwärmeabfuhrsysteme und die Niederdruckeinspeisesysteme nicht verfügbar sind.

## HSK-Beurteilung

Die Bewertung der Brandanalyse in der SMUSA2005 konzentriert sich auf die o.g. Änderungen und Ergänzungen gegenüber der MUSA2005.

Mit der zusätzlichen Berücksichtigung des während des Stillstands nicht inertisierten Drywells sind aus Sicht der HSK die wesentlichen Anlagenbereiche in der Brandanalyse der SMUSA2005 erfasst. Das Spektrum der Brandszenarien wurde durch die Berücksichtigung der stillstandsspezifischen Brandlasten und Zündquellen angemessen erweitert. Die methodische Vorgehensweise zur Ermittlung der zugehörigen Brandeintrittshäufigkeiten erachtet die HSK als konsistent.

Insgesamt gesehen stellt die Brandanalyse in der SMUSA2005 im Vergleich zur Vorgängerstudie eine umfassendere und nachvollziehbarere Analyse dar. Die in der SMUSA2005 ausgewiesenen Ergebnisse der Brandanalyse erachtet die HSK als plausibel. Im Vergleich zu den als risikorelevant ausgewiesenen Räumen in der Brandanalyse der MUSA2005 haben Räume im SUSAN-Gebäude eine deutlich geringere Bedeutung, während die Bedeutung der Räume im Reaktorgebäude deutlich höher ist. Diese Änderungen sind vornehmlich darauf zurückzuführen, dass zum einen die SUSAN-Systeme während des Stillstands zum Teil aufgrund von Freischaltungen nicht verfügbar sind, zum anderen dass das im Reaktorgebäude befindliche Abfahr- und Toruskühlsystem eine deutlich höhere sicherheitstechnische Bedeutung während des Stillstands hat als im Volllastbetrieb.

Da die für die Brandanalyse in der MUSA2005 festgestellten Punkte mit Verbesserungsbedarf auf die Brandanalyse in der SMUSA2005 übertragbar sind, leitet die HSK folgende PSÜ-Forderung ab:

### HSK-Forderung PSÜ-8.5-1e:

*Die im Rahmen der SMUSA2005 erstellte Brandanalyse ist entsprechend den Punkten zu überarbeiten, die aus der Überprüfung der im Rahmen der MUSA2005 erstellten Brandanalyse resultieren (Termin: 31. Dezember 2009).*

## 8.5.6.2 Anlageninterne Überflutung

In der SMUSA2005-Überflutungsanalyse wurden die in der Überflutungsanalyse der Volllaststudie identifizierten Flutquellen und Überflutungsbereiche sowie die ermittelten Überflutungseintrittshäufigkeiten und Versagenswahrscheinlichkeiten für Gegenmassnahmen übernommen. Die Überflutungseintrittshäufigkeiten wurden entsprechend der Dauer der einzelnen Betriebszustände angepasst. Die Auswirkungen von Überflutungen im Drywell werden als nicht risikorelevant beurteilt, da auslaufendes Kühlmittel im Torus aufgefangen wird und damit ausreichende Reaktionszeiten für Gegenmassnahmen durch das anwesende Personal bestehen.

Die durch anlageninterne Überflutungen bedingte FDF wird in der SMUSA2005 mit  $6,9 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr ausgewiesen. Dominierend sind hierbei die Betriebszustände 3B (mit 65 %) und 1A (mit 34 %). Flutszenarien im Reaktorgebäude, verursacht durch Leckagen in einer der Hilfskühlwasserleitungen mit einer Nennweite grösser DN 250, haben einen dominierenden Einfluss.

## HSK-Beurteilung

Die HSK kann der Schlussfolgerung des KKM in der Überflutungsanalyse der SMUSA2005 weitgehend folgen, dass die überflutungsbedingte FDF durch die in der Volllaststudie identifizierten Flutszenarien bestimmt wird. Nicht berücksichtigt ist allerdings, dass Leckagen im Abfahr- und Toruskühlsystem ein im Gegensatz zum Volllastbetrieb zusätzliches Überflutungspotenzial im Reaktor-

gebäude darstellen, da das System im Stillstand direkt mit dem Reaktorkühlkreis verbunden ist. Insbesondere in Betriebszuständen, in denen die Reaktorgrube geflutet ist, sind ggf. manuelle Absperrmassnahmen vor der automatischen Isolierung über das Signal „Reaktorfüllstand tief (Level 2)“ zu ergreifen, um eine Überflutung wichtiger Sicherheitssysteme auf der „-11 m“-Ebene im Reaktorgebäude zu verhindern.

Im Rahmen der Kühlmittelverlustanalyse in der SMUSA2005 wurden derartige Szenarien untersucht, allerdings blieb bei der Ermittlung der Zeiten für Absperrmassnahmen bei einer Leckage im Abfahr- und Toruskühlsystem ein mögliches Überflutungspotenzial unberücksichtigt. Aus Sicht der HSK ist die Schnittstelle zwischen der Kühlmittelverlustanalyse und der Überflutungsanalyse in der SMUSA2005 nicht eindeutig definiert.

Aus den obigen Ausführungen und unter Berücksichtigung der Punkte mit Verbesserungsbedarf für die Überflutungsanalyse in der MUSA2005 leitet die HSK folgende PSÜ-Forderung ab:

**HSK-Forderung PSÜ-8.5-1f:**

*Die im Rahmen der SMUSA2005 erstellte Überflutungsanalyse ist bis 31. Dezember 2009 in folgenden Punkten zu überarbeiten:*

- *Die kritischen Volumina der Überflutungsbereiche sind unter Berücksichtigung der Anlagengegebenheiten realistischer zu bewerten. In diesem Zusammenhang ist zu untersuchen, inwieweit Leitungsleckagen oberhalb der „-11 m“-Ebene des Reaktorgebäudes die Funktion der Komponenten auf der „-11 m“-Ebene unmittelbar (durch herabstürzende Wassermassen) gefährden können.*
- *Die Versagenswahrscheinlichkeiten für die Erkennung und Absperrung der Leckagen sind auf Basis einer umfassenden Analyse szenariospezifisch zu bestimmen.*
- *Das Überflutungspotenzial von Leckagen im Abfahr- und Toruskühlsystem ausserhalb des Drywells ist zu untersuchen und in die Überflutungsanalyse zu integrieren. Die Schnittstelle zwischen der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen und der Überflutungsanalyse ist eindeutig zu definieren.*

### **8.5.7 Externe Ereignisse**

Eine spezifische SMUSA2005-Dokumentation im Bereich der externen Ereignisse wurde nur für Erdbeben erstellt. Neben Erdbeben werden in der SMUSA2005 extreme Winde und Tornados, externe Überflutung und Flugzeugabsturz analysiert.

#### **8.5.7.1 Erdbeben**

Die SMUSA2005-Erdbebenanalyse basiert weitgehend auf der MUSA2005-Erdbebenanalyse. Die durch Erdbeben bedingte Brennstoffschadenshäufigkeit wird in der SMUSA2005 mit  $3,3 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr abgeschätzt.

#### **HSK-Beurteilung**

Da die SMUSA2005-Erdbebenanalyse in hohem Masse auf den Annahmen und Modellen der MUSA2005-Erdbebenanalyse aufbaut, gilt die HSK-Beurteilung der MUSA2005-Erdbebenanalyse zum grossen Teil auch für die SMUSA2005-Erdbebenanalyse. Die HSK leitet daher folgende PSÜ-Forderung ab:

### HSK-Forderung PSÜ-8.5-1g:

Die SMUSA2005-Erdbebenanalyse ist bis 31. Dezember 2009 so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht. Insbesondere sind:

- Die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauten (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen,
- die Fragilityanalysen insgesamt zu aktualisieren und
- die Erdbeben-PSA als integraler Bestandteil vollständig in das PSA-Modell aufzunehmen.

### **8.5.7.2 Extreme Winde und Tornados**

Die in der SMUSA2005 für extreme Winde und Tornados ausgewiesenen Brennstoffschadenshäufigkeiten wird aus den entsprechenden Kernschadenshäufigkeiten der MUSA2005 abgeleitet. Es wird angenommen, dass exakt diejenigen Szenarien während des Anlagenstillstandes einen Brennstoffschaden verursachen, die während des Vollastbetriebes zu Kernschaden führen. Der Unterschied zwischen den in der MUSA2005 für die Kernschadenshäufigkeit und in der SMUSA2005 für die Brennstoffschadenshäufigkeit ausgewiesenen Werten ist somit allein durch die jeweilige Zeitdauer der betrachteten Betriebszustände gegeben. Die insgesamt durch extreme Winde und Tornados bedingte Brennstoffschadenshäufigkeit wird in der SMUSA2005 mit  $9,0 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr abgeschätzt.

### **HSK-Beurteilung**

Die in der Volllaststudie für extreme Winde und Tornados durchgeführte Analyse fließt praktisch vollumfänglich in der SMUSA2005 ein. Entsprechend trifft die Beurteilung des betroffenen Teils der MUSA2005 durch die HSK (s. Kap. 8.3.6.3) auch auf die SMUSA2005 zu. Im Weiteren wird in der SMUSA2005 bei der Umrechnung der Kernschadenshäufigkeiten in die Brennstoffschadenshäufigkeiten auf die stillstandspezifischen Anlagenzuständen, wie sie z. B. durch das geöffnete Containment charakterisiert sind, nicht eingegangen. Ferner wird die für extreme Winde und Tornados durchgeführte Analyse nicht explizit dokumentiert. Die HSK leitet daher folgende PSÜ-Forderung ab:

### HSK-Forderung PSÜ-8.5-1h:

Die SMUSA2005-Analyse extremer Winde und Tornados ist bis 30. Juni 2008 entsprechend der Volllast-Studie zu überarbeiten. Zusätzlich ist der Einfluss stillstandspezifischer Anlagenkonfigurationen zu diskutieren und es sind die einzelnen Analyseschritte, insbesondere die getroffenen Annahmen, explizit in der SMUSA2005 zu dokumentieren.

### **8.5.7.3 Externe Überflutung**

Die SMUSA2005-Analyse zur „Externen Überflutung“ entspricht der im Kapitel 8.3.6.4 beschriebenen Studie. Die Resultate der Analyse zur externen Überflutung werden wie im Volllast-Modell in einem Basisereignis zusammengefasst und in der SMUSA2005 implementiert. Das KKM gibt eine durch externe Überflutung verursachte FDF von  $6,55 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr an.

Die Analyse zur externen Überflutung bei Anlagenstillstand wird in der SMUSA2005 nicht explizit dokumentiert.

## HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung ist analog zur Beurteilung im Kapitel 8.3.6.4 für die Vollast-Studie. Insbesondere kommt die HSK im Zusammenhang mit der SMUSA2005 zum Schluss, dass die Bestimmung der bedingten Brennstoffschadenswahrscheinlichkeit auf Basis eines Vollastmodells nicht akzeptabel ist, da so den geänderten Rahmenbedingungen in den verschiedenen Anlagezuständen während des Stillstands nicht Rechnung getragen wird.

Es ergibt sich folgende PSÜ-Forderung:

### HSK-Forderung PSÜ-8.5-1i:

*Die Analyse der Eintrittshäufigkeit von externen Überflutungsereignissen ist zu überarbeiten und die Unfallablaufmodellierung ist detailliert im Stillstandsmodell zu implementieren (Termin: 31. März 2008).*

### 8.5.7.4 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

Die Methodik zur Bestimmung der Absturzhäufigkeiten auf die verschiedenen Gebäude sowie die Abschätzung der jeweiligen bedingten Brennstoff- bzw. Kernschadenswahrscheinlichkeit sind in der SMUSA2005 und der MUSA2005 identisch.

Zur FDF tragen nur Abstürze auf das Reaktorgebäude bei ( $FDF = 6,04 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr). Abstürze auf die übrigen Gebäude haben gemäss der SMUSA2005 aufgrund der im Vergleich zum Vollastbetrieb deutlich kürzeren Stillstandsdauer einen geringeren Beitrag zur FDF als das Abschneidekriterium von  $5 \cdot 10^{-12}$  pro Jahr.

Die Analyse zum Flugzeugabsturz bei Anlagenstillstand wird in der SMUSA2005 nicht explizit dokumentiert.

## HSK-Beurteilung

Da die Analyse zum Flugzeugabsturz in der SMUSA2005 auf derjenigen der Vollaststudie basiert, entspricht auch die HSK-Beurteilung der Beurteilung im Kapitel 8.3.6.5 für die MUSA2005. Zusätzlich ist im Zusammenhang mit der SMUSA2005 festzuhalten, dass die Bestimmung der bedingten Kernschadenshäufigkeit auf Basis eines Vollastmodells nicht akzeptabel ist, da so den geänderten Rahmenbedingungen in den verschiedenen Anlagenzuständen während des Stillstands nicht Rechnung getragen wird. Es ergibt sich folgende PSÜ-Forderung:

### HSK-Forderung PSÜ-8.5-1j:

*Das externe Ereignis „unfallbedingter Flugzeugabsturz“ ist bis 31. Dezember 2008 mit Fehler- und/oder Ereignisbaumtechnik im PSA-Modell für den Anlagenstillstand zu implementieren. Bei der Unfallablaufanalyse sind unterschiedliche Flugzeugtypen und Absturzgeschwindigkeiten, direkte Auswirkungen sowie indirekte Beschädigungen durch Trümmerflug und Brände zu berücksichtigen.*

### 8.5.8 Ergebnisse der Stufe-1-Stillstand-PSA

Die gesamte in der SMUSA2005 ermittelte Brennstoffschadenshäufigkeit (FDF) beträgt gemäss KKM  $4,96 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr mit folgenden Beiträgen:

Tabelle 8.5.8-1: FDF für verschiedene auslösende Ereignisse

Auslösendes Ereignis	FDF	Anteil
Interne Ereignisse (Transienten und KMV)	$1,05 \cdot 10^{-6}$ /Jahr	21,2 %
Brand	$2,86 \cdot 10^{-6}$ /Jahr	57,6 %
Interne Überflutung	$6,94 \cdot 10^{-7}$ /Jahr	14,0 %
Erdbeben	$3,36 \cdot 10^{-7}$ /Jahr	6,8 %
Andere externe Ereignisse	$2,16 \cdot 10^{-8}$ /Jahr	0,4 %
<b>Total</b>	<b><math>4,96 \cdot 10^{-6}</math>/Jahr</b>	<b>100,0 %</b>

Die SMUSA2005-Ergebnisse lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die FDF wird von Brand, internen Ereignissen (Transienten und KMV) sowie internen Überflutungen dominiert (insgesamt ca. 93 % Beitrag zur FDF).
- Bei den internen Ereignissen spielen KMV (ca. 13 % Beitrag zur FDF durch interne Ereignisse) gegenüber den (transienten) Unfällen mit Verlust der Nachwärmeabfuhr (ca. 87 % Beitrag) eine untergeordnete Rolle. Die grössten FDF-Beiträge durch interne Ereignisse sind den Stillstandsphasen 1A (ca. 45 %) und 3B (ca. 51 %) zuzuordnen. Bei diesen Phasen zu Beginn bzw. am Ende des BE-Wechsels befindet sich der Brennstoff im RDB.
- Operateurhandlungen tragen mit ca. 21 % zur FDF (ohne Erdbeben) bei. Der Beitrag der Operateurhandlungen zur Gesamt-FDF mit Erdbeben wird in der SMUSA2005 nicht ausgewiesen. Die wichtigsten Handlungen sind der Kategorie A zuzuordnen und betreffen Fehlkonfigurationen des Kernsprühsystems und des SUSAN-Niederdruckeinspeisesystems ALPS.
- Beim Brandrisiko während des Stillstands dominieren die Stillstandsphasen 2B (ca. 38 % Beitrag zur Brand-FDF), 3B (ca. 34 %) und 1A (ca. 17 %). Die Brände im Betriebsgebäude tragen mit ca. 59 % und Brände im Reaktorgebäude mit ca. 28 % massgeblich zur FDF bei. Der Deconticraum B im Betriebsgebäude (ca. 44 %) und die Ebene -4 m im Reaktorgebäude (ca. 23 %) stellen das höchste Brandrisiko dar.
- Die durch anlageninterne Überflutungen bedingte FDF wird in der SMUSA2005 mit  $6,9 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr ausgewiesen. Dominierend sind hierbei die Betriebszustände 3B (mit 65 %) und 1A (mit 34 %). Flutszenarien im Reaktorgebäude, verursacht durch Leckagen in einer der Hilfskühlwasserleitungen mit einer Nennweite grösser DN 250, haben einen dominierenden Einfluss.
- Das Erdbebenrisiko während einer Stillstandsphase wird im Wesentlichen von deren Dauer bestimmt. Dementsprechend dominieren hier die Phasen 2B und 3B (Beitrag zur Erdbeben-FDF ca. 86 %, Beitrag zur gesamten Stillstandszeit ca. 65 %). Die wichtigsten seismischen Ausfälle betreffen den Mühleberg-Damm sowie die externe Stromversorgung.

- In der SMUSA2005 werden die Unsicherheiten bei den auslösenden Ereignissen und den Basisereignissen (d. h. Komponentenausfälle und menschliches Versagen) berücksichtigt. Die Unsicherheitsanalyse beschränkt sich auf die internen auslösenden Ereignisse und liefert als Resultat die kumulative Verteilungsfunktion und die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der internen FDF. Für die durch interne Ereignisse bedingte FDF ermittelt die SMUSA2005 ein 95 %-Fraktile von etwa  $5,7 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr, das 5 %-Fraktile liegt bei ca.  $1,5 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr.

Zusammenfassend kommt das KKM aufgrund der Resultate der SMUSA2005-Studie zum Schluss, dass die Anlage keine signifikanten Schwächen – bzw. Risikospitzen – während des Stillstandsbetriebs aufweist.

### HSK-Beurteilung

Die SMUSA2005 berücksichtigt in der Analyse sämtliche für den Stillstandsbetrieb charakteristischen und risikorelevanten Randbedingungen, wie z. B. die Variabilität der Anlagenkonfiguration, die gleichzeitige Unverfügbarkeit unterschiedlicher Systeme während verschiedener Stillstandsphasen, die Überbrückung der automatischen Aktivierung von Sicherheitssystemen oder Operateurhandlungen zur Wiederherstellung ausgefallener Systemfunktionen. Das Spektrum der berücksichtigten auslösenden Ereignisse ist umfassend und der Detaillierungsgrad der Modellierung akzeptabel. Insgesamt stellt die SMUSA2005 einen eindeutigen Fortschritt gegenüber der Vorgängerstudie dar.

Die HSK-Überprüfung identifizierte jedoch trotz der erwähnten positiven Punkte einen erheblichen Verbesserungsbedarf in verschiedenen Bereichen der SMUSA2005. Die Aussagekraft der Studie – z. B. bezüglich der Ausgewogenheit des Risikoprofils – ist beschränkt. Eine Überarbeitung ist daher notwendig (s. hierzu die PSÜ-Forderungen in den vorangehenden Kapiteln).

Im Zusammenhang mit der Unsicherheitsanalyse in der SMUSA2005 ist festzuhalten, dass sich diese lediglich auf interne Ereignisse beschränkt und daher nur begrenzt aussagekräftig ist. Auch die Importanzanalyse wurde nur punktuell für einzelne Gruppen auslösender Ereignisse durchgeführt, so dass keine Aussage zur gesamthaften Importanz von Komponenten, Systemen, etc. möglich ist.

Es ergibt sich daher folgende PSÜ-Forderung:

#### HSK-Forderung PSÜ-8.5-1k:

*Die Unsicherheits- sowie die Importanzanalyse in der SMUSA2005 sind bis 31. Dezember 2009 unter Berücksichtigung des gesamten Spektrums auslösender Ereignisse durchzuführen. Im Rahmen der Importanzanalyse sind Fussell-Vesely- sowie Risk Achievement Worth-Importanzen auf der Ebene von Basisereignissen, Komponenten sowie auf Systemebene anzugeben.*

## 8.6 Zusammenfassende Bewertung

Basierend auf den Resultaten der vom KKM eingereichten PSA-Studien und den Resultaten der HSK-Überprüfung können zusammenfassend folgende Schlussfolgerungen gezogen werden:

- Das KKM weist für den Volllastbetrieb eine im internationalen Vergleich relativ niedrige Kernschadenshäufigkeit aus. Diese liegt bei  $1,2 \cdot 10^{-5}$ /Jahr und ist damit vergleichbar mit den Kernschadenshäufigkeiten anderer Schweizer Kernkraftwerke. Es wurden keine signifikanten Anlageschwächen identifiziert. Hauptbeiträge zur Kernschadenshäufigkeit liefern Erdbeben sowie interne Brände. Die HSK identifizierte in der MUSA2005 eine Reihe von Punkten mit Verbesserungsbedarf, die eine umfassende Überarbeitung der Studie erforderlich machen. Ins-

- besondere die Erdbeben-PSA ist aus Sicht der HSK nicht belastbar und die für Erdbeben ermittelte MUSA2005-Kernschadenshäufigkeit ist als eher optimistisch zu beurteilen.
- Die vom KKM eingereichte Stillstands-PSA stellt trotz des von der HSK festgestellten Verbesserungsbedarfs einen klaren Fortschritt gegenüber der Vorgängerstudie dar. Die ausgewiesene Brennstoffschadenshäufigkeit ( $FDF = 5 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr) ist jedoch aus Sicht der HSK mit Vorbehalt zu betrachten, da Teile der Studie (insbesondere zum Erdbebenrisiko) zu überarbeiten sind.
  - Die Stufe-2-PSA-MUSA2005 entspricht methodisch und inhaltlich dem Stand von Wissenschaft und Technik. Das Problem der Analyse liegt in der Verwendung der Anlagenschadenszustände aus einer vorläufigen Version der Stufe-1-PSA. Die ist zu verbessern.
  - Die eingereichte Stufe-2-PSA zeigt, dass das KKM über ein robustes Containment verfügt, welches den Belastungen während der frühen Phase eines schweren Unfalls mit hoher Wahrscheinlichkeit standhält. Ferner zeigt die Analyse, dass dem KKM mit dem Drywell-Sprüh- und Flutsystem sowie der gefilterten Containment-Druckentlastung zwei Systeme zur Verfügung stehen, mit denen die Auswirkungen eines Kernschmelzunfalls deutlich gemildert werden können. Strategien zum optimalen Einsatz dieser Systeme wurden von KKM im Rahmen der Entwicklung von „Severe Accident Management Guidance“ (SAMG) erarbeitet.
  - Gemäss der MUSA2005 kann bei einem grossen Teil der schweren Unfälle im KKM über 48 Stunden die Integrität des RDB aufrechterhalten werden, was sich günstig auf den Quellterm auswirkt. Bei den restlichen Unfällen erfolgt die Freisetzung radioaktiver Stoffe fast ausschliesslich über die gefilterte Druckentlastung des Containments. Im Zusammenhang mit dem Aerosolfreisetzungsrisiko ist dieser Freisetzungspfad jedoch von untergeordneter Bedeutung. Der grösste Risikobeitrag stammt von den sehr unwahrscheinlichen Bypasssequenzen mit grossen Freisetzungen. Nach Auffassung der HSK ist jedoch nach Aufdatierung der Anlagenschadenszustände der Stufe-1-PSA mit einer Erhöhung beim absoluten Freisetzungsrisiko und evtl. auch mit Verschiebungen beim Risikoprofil zu rechnen.

Die HSK erwartet, dass die vorliegende KKM-PSA MUSA2005 die Basis für zukünftige PSA-Aktualisierungen darstellt.

Da die Stufe-2-PSA-MUSA2005 gegenwärtig auf den Volllastbetrieb beschränkt ist, fehlen die im Anhang 3 der Kernenergieverordnung geforderten Informationen zum Freisetzungsrisiko des KKM bei Nichtleistungsbetrieb. Die HSK erachtet eine entsprechende Erweiterung des Analyseumfangs für sinnvoll, da die Risikoanalyse dadurch umfassender wird. Es ergibt sich folgende PSÜ-Forderung:

HSK-Forderung PSÜ-8.6-1:

*Bis 31. Dezember 2010 ist – analog zur Stufe-1-PSA – eine Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb zu entwickeln*





## 9 Organisation des Notfallschutzes

### 9.1 Allgemeines

Das Ziel des Notfallschutzes ist ein angemessener Schutz des Personals und der Bevölkerung vor Radioaktivität bei einem Unfall.

Zum Schutz der Bevölkerung werden unter anderem die Behörden und die Bevölkerung in der Umgebung von Kernanlagen über die möglichen Gefahren der Radioaktivität und deren Abwehr im Voraus informiert. Zudem wird sichergestellt, dass in einem Ereignisfall die Behörden rechtzeitig gewarnt werden und die Bevölkerung alarmiert und über Radio angewiesen wird, Schutzmassnahmen zu ergreifen, bevor erhöhte Radioaktivität aus der Anlage austritt.

Die Verantwortlichkeiten und die Aufgaben des Betreibers sind in Verordnungen und Konzepten des Bundes festgelegt und in der Notfallordnung des Kraftwerks festgeschrieben. Die Vorkehrungen für den Notfall werden vom KKM regelmässig geübt und von der HSK inspiziert.

### 9.2 Anlageinterner Notfallschutz

Der Betreiber ist verantwortlich für das rechtzeitige Erkennen des Störfalls, das Ergreifen von Gegenmassnahmen in der Anlage und für die rechtzeitige Meldung an die Behörden respektive an die Nationale Alarmzentrale (NAZ).

#### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*Für die Beherrschung von Störfällen und Unfällen werden im KKM ereignis-, symptom- und schutzzielorientierte Vorschriften eingesetzt. Die werksintern zu treffenden Massnahmen wurden, aufgrund der Erfahrungen aus Notfallübungen und den geänderten gesetzlichen Vorgaben, mehrmals angepasst.*

*Die Grundlagen für das Verhalten des Personals bei Notfällen, die Festlegung der Notfallarten sowie Aufgaben, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen im Notfall sind in der Notfallordnung vom 18. April 2000 enthalten. Folgende Dokumente sind nachgeordnet:*

- Die allgemeinen Notfallanweisungen (ANA) enthalten Unterlagen, welche nicht ereignisspezifisch sind, wie z. B. Alarmierungslisten, Vorgehen zur Abschätzung der freigesetzten Aktivität usw.*
- Die Betriebsnotfallanweisungen (BNA) enthalten einerseits Grundlageninformationen zu den einzelnen Szenarien. Beschrieben wird, welche Folgen die spezifischen Szenarien haben können. Sie enthalten die Checklisten zur Ausführung vorgegebener Massnahmen zur Bewältigung der Notfälle. Sie decken Ereigniskategorien innerhalb der Auslegungsbasis ab.*

- Die Accident-Management-Massnahmen (AMM) enthalten die Massnahmen für die Beherrschung resp. Linderung auslegungsüberschreitender Störfälle. Sie beschreiben den Einsatz von alternativen Systemen z. B. zur Kernkühlung, wenn die auslegungsgemäss vorhandenen Systeme nicht oder nur teilweise funktionieren. Von besonderer Bedeutung sind die Kriterien und Checklisten zur „Raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE)“. Diese wird in den drei Stufen „Warnung“, „Allgemeiner Alarm“ und „Strahlenalarm KKW“ durchgeführt.

Die Aufgaben des Betreibers sind in der Notfallschutzverordnung<sup>148</sup> verankert. Die Alarmierungskriterien, als Teil der Notfallordnung, wurden durch die HSK freigegeben.

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Notfallordnung des KKM mit den oben erwähnten Notfallanweisungen entspricht den Anforderungen der gesetzlichen Vorgaben und ist geeignet, die Aufgaben des Betreibers im Ereignisfall zweckmässig sicherzustellen.*

*Dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik folgend wird KKM bis Ende 2003 das bestehende System von Stör- und Notfallvorschriften systematisch auf Unfälle mit einem stark beschädigten Kern erweitern und so genannte technische Entscheidungshilfen (so genannte „Severe Accident Management Guidance“ SAMG) entwickeln (Kap. 6.11.7).*

*Zusätzlich zu den Angaben des Betreibers sind im Bereich interner Notfallschutz folgende Nachweise bzw. Anpassungen von Bedeutung:*

- *Mit den dem RABE-System zugrunde liegenden Kriterien kann eine Gefährdung der Bevölkerung im Voraus erkannt und damit rechtzeitig reagiert werden. Die RABE-Kriterien Mühleberg wurden gestützt auf eine OSART-Bemerkung im OSART-Bericht für das KKW Gösgen grundsätzlich neu überdacht. Es stellte sich heraus, dass eine Anpassung nicht notwendig ist.*
- *Für Störfälle, die rasch ablaufen, jedoch zu einer geringen Gefährdung, beschränkt auf die Zone 1 führen, sind neu Regelungen bezüglich der Alarmierung der Bevölkerung in die Notfallordnung aufgenommen worden.*
- *Mit der Installation einer gefilterten Überdruckhaltung im SUSAN Kommandoraum 1995 wurde sichergestellt, dass die Aufgaben im Notfall vom SUSAN Kommandoraum aus auch bei erhöhter Aussenluftaktivität weitergeführt werden können (Kap. 6.7.3.4, Kap. 6.11.8).*

*Die Notfallorganisation des KKM ist in der Lage Störfälle in der Anlage zu beherrschen und die rechtzeitige Alarmierung der externen Stellen zu gewährleisten.*

## **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Für alle KKW wurde durch eine GSKL Arbeitsgruppe ein „Führungsmodell Notfallorganisation der Schweizer Kernkraftwerke“ erarbeitet und umgesetzt. Im Berichtszeitraum wurden zudem Entscheidungshilfen durch die „Severe Accident Management Advisory Group (SAMAG)“ erweitert.

Die durch die Alarmierungsverordnung<sup>149</sup> bedingten Änderungen (beispielsweise wurde der Strahlenalarm im Rahmen dieser Verordnung abgeschafft) wurden in die Notfalldokumentation des KKM eingearbeitet.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Die Übernahme des einheitlichen Führungsmodells der KKW für den Notfallstab ermöglicht einen gezielteren Erfahrungsaustausch und verbessert damit die Arbeit der Notfallorganisation. Gestützt auf die Ergebnisse der OSART-Mission<sup>23</sup> wurde die Verfügbarkeit von qualifiziertem Personal für die Bildung des Notfallstabes verbessert und eine Vorschrift zur schnellen Abschätzung des Quellterms bei Abgaben radioaktiver Stoffe erlassen.

Diese Massnahmen sind aus der Sicht der HSK eine Verbesserung des anlageninternen Notfallschutzes.

### **9.3 Anlageexterner Notfallschutz**

Der anlageexterne Notfallschutz ist in der Verantwortung der Eidgenössischen Kommission für ABC-Schutz (KomABC) (Vorbereitungsphase) resp. Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (EOR) (Einsatzphase) und gehört nicht in den Aufgabenbereich des KKM. Die Darstellung an dieser Stelle erfolgt vollständigshalber.

Der Bund und die Kantone sind verantwortlich für die Warnung der Gemeindeorgane und die Alarmierung der Bevölkerung sowie für die Anordnung von Schutzmassnahmen.

Mit dem anlageexternen Notfallschutz wird sichergestellt, dass die Kantone und Gemeinden der Zone 1 und 2 ihre Aufgaben im Notfall kennen und diese auch zweckmässig umsetzen können. Verantwortlich für die Vorbereitung des Notfallschutzes in der Umgebung von Mühleberg ist die Eidgenössische Kommission für ABC-Schutz. Für die Beurteilung und Anordnung von Massnahmen im Ereignisfall ist die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (EOR) zuständig.

### **Zusammenfassung der für den externen Notfallschutz relevanten Dokumente (Stand 2002)**

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die für den externen Notfallschutz relevanten Dokumente wie folgt zusammengefasst:

*Die Beurteilung des anlageexternen Notfallschutzes stützt sich auf das „Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernkraftwerke“ der KOMAC von 1998 sowie auf die Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR)<sup>135</sup>. Gemäss der VEOR<sup>135</sup> sind die Betreiber verpflichtet, mit den Organen des Bundes (HSK, NAZ etc.) und der Kantone zusammenzuarbeiten.*

## **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Vorbereitung und Durchführung von Schutzmassnahmen für die Bevölkerung erfordern eine enge Zusammenarbeit zwischen Bund, Kantonen und Gemeinden. Die HSK überprüft insbesondere im Rahmen von Notfallübungen, dass der Betreiber bei einem Störfall die Gefährdung der Bevölkerung rechtzeitig erkennt und die erforderlichen Meldungen erstattet. Es hat sich dabei gezeigt, dass die Umsetzung der RABE-Kriterien immer wieder zu Diskussionen Anlass gibt. Im Konzept der Eidgenössischen Kommission für AC-Schutz von 1998 sind die Anforderungen an die Notfallbereitschaft der Kantone und Gemeinden aufgeführt.*

*Die Bevölkerung der Zone 1 kann mit 8 Sirenen, welche 1998 nachgerüstet worden sind, direkt von KKM aus jederzeit zeitverzugslos alarmiert werden. Die Alarmierung der Gemeindeorgane wird neu durch den Kanton durchgeführt, was im Sinne der Entflechtung der Verantwortlichkeiten des Werkes, des Bundes und der Kantone von der HSK begrüsst wird.*

*Eine Verbesserung des anlageexternen Notfallschutzes wurde mit der Inbetriebnahme des Messnetzes zur automatischen Erfassung der Dosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerke „MADUK“ und dem System zur Übertragung der Anlageparameter „ANPA“ (Kap. 5.7.2) erreicht.*

*Es wird erwartet, dass der Kanton in der Lage ist, eine Warnmeldung innerhalb einer Stunde nach Erhalt von der NAZ an alle Gemeinden der Zone 2 weiterzugeben. Die Gemeinden der Zone 2 müssen in der Lage sein, spätestens eine Stunde nach Erhalt der „Warnung“ die Alarmierungsbereitschaft zu erstellen. Die benötigte Zeit zur Erstellung der Alarmierungsbereitschaft wird durch die NAZ in den so genannten RAPID-Übungen regelmässig geprüft.*

## **Zusammenfassung der für den externen Notfallschutz relevanten Dokumente (Stand 2005)**

Die Eidgenössische Kommission für ABC Schutz (KomABC) hat die Anforderungen an die Notfallschutzplanung im Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen<sup>150</sup> vom 1. Januar 2006 umfassend und unter Berücksichtigung der folgenden gesetzlichen Grundlagen festgelegt:

Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR) vom 26. Juni 1991 (Stand 16. Februar 1999)<sup>135</sup>

Verordnung über die Versorgung der Bevölkerung mit Jodtabletten (Stand vom 26. Februar 2003)<sup>151</sup>

Verordnung über die Warnung, Alarmierung und Verbreitung von Verhaltensanweisungen an die Bevölkerung vom 5. Dezember 2003<sup>149</sup>

## **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Mit der Realisierung der ferngesteuerten Auslösung der Sirenen in der Zone 1 und 2 durch die Kantone wurde eine wesentliche Verbesserung der Alarmierung erreicht. Diese Auslöseart wurde 2006 im ganzen Gebiet der Zone 1+2 des Kernkraftwerks Mühleberg umgesetzt. Die Verantwortung dafür liegt, gestützt auf die Alarmierungsverordnung<sup>149</sup>, bei den Kantonen.

## 9.4 Notfallübungen

Notfallübungen haben die Aufgabe, die Ausbildung und die Zusammenarbeit der Notfallorgane zu fördern und die Notfallbereitschaft unter möglichst realistischen Bedingungen zu üben und periodisch zu überprüfen.

### Zusammenfassung der im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente

In der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 hat die HSK die vom KKM im Rahmen der PSÜ 2000 eingereichten Dokumente zu diesem Thema wie folgt zusammengefasst:

*KKM hat sich bei der Beurteilung der Notfallübungen auf die eigenen Übungsberichte und diejenigen der HSK abgestützt.*

*Im Berichtszeitraum wurden im KKM zehn von der HSK resp. vom Bundesamt für Energie beurteilte offizielle Notfallübungen sowie zahlreiche interne Übungen durchgeführt. Letztere dienten hauptsächlich der Einzelschulung der verschiedenen Notfallequipen, der Ausbildung des Gesamtnotfallstabes und einzelner Sektionen des Stabes.*

*Die Übungen in den Jahren 1990 bis 1993 haben die Notwendigkeit einer verbesserten Vorbereitung in den Bereichen Organisationsstruktur und Einrichtungen gezeigt und führten zur Erstellung von neuen Notfallanweisungen und Einrichtungen. Diese haben sich aus Sicht KKM bewährt und haben einen wesentlichen Beitrag zur Systematisierung und damit zur Verbesserung der Arbeit des Notfallstabes geleistet.*

*Die sehr gute Anlagenkenntnis führte des öfteren seitens der Übungsbeobachter zur Feststellung, dass die Beübten wenig, nach Ansicht mancher Beobachter zu wenig, mit den Notfallanweisungen arbeiten. Diese Erkenntnis wurde von KKM bei den Übungen ab 1998 vermehrt berücksichtigt, indem speziell auf den Einsatz der zur Verfügung stehenden Hilfsmittel, insbesondere auch der Notfallanweisungen, geachtet wurde.*

*Neuerungen wie spezielle Vorgehensweisen zur Linderung schwerer Unfälle, neu eingerichtete Systeme wie das Nachunfallprobenahmesystem PASS (Kap. 6.13), das MADUK/ANPA-System (Kap. 5.8.2), das Prozessvisualisierungssystem PVS (Kap. 4.5), der Ersatznotfallraum im SUSAN Gebäude und der zusätzliche Notfallraum im Mehrzweckgebäude sind konsequent in die Übungen einbezogen worden. Ebenso hat der Einsatz des KKM-Anlagesimulators bei den Übungen gegen Ende des Bewertungszeitraumes einen positiven Beitrag zur Gestaltung von realitätsnäheren Übungen geliefert.*

*Durch den Einsatz der oben erwähnten technischen Mittel wie etwa ANPA konnte auch eine wesentliche Effizienzsteigerung in der Zusammenarbeit der Notfallstäbe der HSK und des KKM erreicht werden. Durch die Weiterentwicklung der Übermittlungstechnik, insbesondere auch im Bereich der elektronischen Lagedarstellung, müssen Notfallorganisation und Notfallmittel laufend angepasst werden.*

*Der wichtige Bereich der Informationsvermittlung gegen innen und aussen ist in der Beurteilungsperiode intensiv beübt und ausgebaut worden. Während die interne Informationsführung einen hohen Stand erreicht hat, ist für die an externe Empfänger gerichteten Informationen noch Verbesserungspotential vorhanden.*

*Die Übungen zeigten aus Sicht des KKM durchwegs einen hohen Stand der KKM Notfallorganisation und ihrer Notfallmittel. Dies wird zurückgeführt auf*

- *eine zweckmässige Organisation mit gutem Ausbildungsstand,*
- *geeignete Führungsprozesse und Führungseinrichtungen,*
- *die Bereitschaft, Verbesserungsmöglichkeiten zu erkennen und umzusetzen.*

### **HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002**

In ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 hat die HSK für den Zeitraum 1990 bis 2000 dazu folgende Beurteilung vorgenommen:

*Die Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Notfallübungen richtete sich bis zum 1. Januar 1998 nach den Vorgaben in der HSK-E-03<sup>152</sup>, die ab dem 1. Januar 1998 durch die Richtlinie HSK-R-45<sup>110</sup> abgelöst wurde. Es wird in der Regel einmal pro Jahr und Kraftwerk eine Notfallübung mit Behördenbeobachtung durchgeführt.*

*Bei den im Bewertungszeitraum durchgeführten offiziellen Notfallübungen handelte es sich um zwei Sicherungsnotfallübungen, ein Sicherungsseminar sowie sieben technische Notfallübungen. Im Rahmen der technischen Notfallübungen ist eine Gesamtnotfallübung (DIANA) mit internationaler Beobachtung durchgeführt worden.*

*Die HSK-Beurteilung der Notfallübungen erfolgt primär anhand der eigenen erstellten Inspektionsberichte und bezieht sich nur auf die technischen Notfallübungen.*

*Neben den grösstenteils positiven Übungsergebnissen haben in Detailpunkten immer wieder Optimierungsmöglichkeiten aufgezeigt werden können. Zu nennen sind Verbesserungen*

- *des gesamtheitlichen Stabsarbeitsprozesses,*
- *der internen Kommunikation etwa zwischen Notfallstab und Wache,*
- *der Strahlenschutzaspekte bei einem Feuerwehreinsatzes in der kontrollierten Zone,*
- *der Prozeduren bei einem Standortswechsel des Notfallstabes,*
- *der technischen Kommunikationsmöglichkeiten an den Einsatzstandorten des Notfallstabes,*
- *der KKM-internen Abläufe bei der Alarmierung der HSK und*
- *der Zusammenarbeit der Notfallstäbe KKM und HSK.*

*KKM hat die in der Beurteilungsperiode vorgesehenen Notfallübungen durchgeführt und die dabei gesetzten Ziele durchwegs erreicht.*

*Eine wesentliche Verbesserung konnte gegen Ende der Beurteilungsperiode mit dem Einsatz des Anlagesimulators und der ANPA-Datenübertragung getan werden.*

*Gesamthaft erachtet die HSK die KKM-Notfallorganisation mit ihren Führungsprozessen und -einrichtungen als gut geeignet, um in Notfallsituationen in der Anlage so zu handeln, dass die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung gemindert werden. Die HSK-Beurteilung stimmt damit mit der Selbstbeurteilung von KKM überein.*

### **Zusammenfassung der Änderungen in den zur PSÜ 2005 eingereichten Dokumenten**

Die Zusammenfassung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz auch für den erweiterten Beurteilungszeitraum gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Fortschritte wurden vom KKM im Bereich der Kommunikationskompetenz, bei der Durchführung von internen Notfallübungen sowie bei der Anwendung der Arbeitstechnik des Notfallstabes bereits schon im Rahmen des Einsatzes eines Ereignisstabes (Hochwasser 2005 und 2007) erzielt.

### **HSK-Beurteilung für den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005**

Die HSK-Beurteilung aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 ist im Grundsatz für den erweiterten Beurteilungszeitraum weiterhin gültig, wobei aber die folgenden Ergänzungen zu beachten sind:

Da das International Regulatory Review Team (IRRT) die gemäss Richtlinie HSK-R-45<sup>110</sup> (Ausgabe 1997) durchzuführenden Sicherungsnotfallübungen nicht als Notfallübungen im Sinne der IAEA verstand, hat die HSK die Werke 1999 aufgefordert, in den Jahren, in denen eine Sicherungsnotfallübung stattfindet, die daran nicht beteiligten Elemente der Notfallorganisation separat zu beüben und der HSK diesbezüglich zu berichten. Das KKM war davon im Jahre 2002 mit der Sicherungs-Stabsnotfallübung Übung SUNSET betroffen und hat über die Beübung dieser Elemente berichtet. Die Neuauflage der Richtlinie HSK-R-45<sup>110</sup>, Ausgabe Januar 2004, verzichtet auf die isolierte Durchführung von Sicherungsnotfallübungen. Dagegen schreibt sie jedes vierte Jahr Werksnotfallübungen mit einleitendem Sicherungsszenario vor, womit die seinerzeit vom IRRT festgestellte Problematik nicht mehr auftritt.

Das KKM hat die in der erweiterten Beurteilungsperiode vorgesehenen Notfallübungen absolviert und die dabei gesetzten Ziele erreicht. Speziell sind dabei die Anstrengungen im Zusammenhang mit der Einführung von SAMG im Jahre 2004 und die Einbindung der Elektronischen Lagedarstellung (ELD) in die Notfallarbeit zu nennen. Gesamthaft ist die KKM-Notfallorganisation nach Einschätzung der HSK in der Lage, Notfallsituationen in der Anlage zu beherrschen.





## **10 Betrieb von mehr als 40 Jahren: Beurteilung von Schlüsselkomponenten**

Die vom KKM für Schlüsselkomponenten eingereichten Sicherheitsnachweise und Zustandsbewertungen sowie die diesbezügliche Stellungnahme der HSK für den sicheren Betrieb während einer 40-jährigen Betriebsdauer sind für die Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems im Kapitel 6.4 dargestellt. Auf den Aussagen und Forderungen in diesem Kapitel basieren die weitergehenden Anforderungen für den Langzeitbetrieb. Unter Langzeitbetrieb wird hier ein unbefristeter Weiterbetrieb der Kernanlage über 40 Jahre hinaus verstanden, solange die technische Sicherheit gewährleistet werden kann. Die Anforderungen an die technische Sicherheit, die für den Langzeitbetrieb gestellt werden müssen, berücksichtigen insbesondere die unvermeidbar fortschreitenden Alterungsmechanismen sowie den Fortschritt von Wissenschaft und Technik. Im Kapitel 10 werden Komponenten und Bauteile behandelt, die schwierig oder gar nicht zu ersetzen sind und deshalb für die Lebensdauer der Anlage entscheidend sind.

### **10.1 Reaktordruckbehälter**

#### **Zusammenfassung der eingereichten Dokumente zur PSÜ 2005**

Für den Reaktordruckbehälter (RDB) spielen die Änderungen der Materialeigenschaften infolge der Neutronenstrahlung die entscheidende Rolle für das Lebensdauermanagement der gesamten Anlage. Aus strukturmechanischer Sicht kommt es in der kernnahen Zone des Reaktors zu einem Zähigkeitsverlust des RDB-Behältermaterials und des Schweißguts.

Die Neutronenversprödung ist ein bekannter und unvermeidbarer Effekt, dessen Ausmass von verschiedenen Faktoren abhängt (u. a. chemische Zusammensetzung, Bestrahlungstemperatur, Neutronenfluss und Neutronenenergie). Der Versprödungsgrad des RDB-Wandmaterials in der kernnahen Zone des Reaktors einschliesslich der betroffenen Schweißnähte nimmt zeitlich gesehen ständig zu. Für einige Materialzustände kann auch eine sogenannte Sättigung der Versprödung erreicht werden (abhängig von Neutronenfluss und chemischer Zusammensetzung). Das Vorgehen bei der Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen des RDB ist im kerntechnischen Regelwerk festgelegt (USNRC Reg. Guide 1.99 Rev.2<sup>91</sup>, KTA 3203, Fassung 6/01<sup>153</sup>).

Die zur Überwachung der Neutronenversprödung beim Bau des KKW Mühleberg eingesetzten drei Körbe mit mehreren Probenkapseln sind inzwischen alle entfernt und die Proben untersucht worden. Aus den Versuchsergebnissen wurden Schlüsse gezogen, die auf eine unbedenkliche Lebensdauer bis 60 Betriebsjahre hinweisen. Diese Aussage beruht zum Teil auf genügendem Voreilfaktor der Proben gegenüber der RDB-Wand, und zum Teil auf Extrapolationen bei realistischen Sicherheitsabständen. Im Hinblick auf einen möglichen Betrieb über 40 Jahre hinaus wurde in der Revisionsabstellung 2004 ein zusätzlicher vierter Bestrahlungsprobensatz im RDB eingesetzt, um die bisherige Datenbasis abzusichern und für höhere Fluenzen zu erweitern und um den allfälligen weiteren Entwicklungen des Stands der Technik Rechnung zu tragen. Für diesen vierten Bestrahlungsprobensatz wurden weitgehend die Bruchstücke der Proben des bereits vorbestrahlten und geprüften dritten Probensatzes wieder verwendet, die später zusammengeschweisst und geprüft werden können. Probenreste des ersten und zweiten Bestrahlungssatzes sind ebenfalls noch vorhanden und stehen für weitere Abklärungen zur Verfügung.

Basierend auf dem Konzept zur Überwachung der Neutronenversprödung im RDB (siehe Kap. 6.4.1) reichte das KKM der HSK ein weitergehendes Konzept der RDB-Versprödungsüberwachung für den

Langzeitbetrieb zur Prüfung ein. Im Konzeptbericht werden die Argumente zur Wahl der Entnahmepunkte der Proben des vierten Satzes und die Methoden zur Auswertung der Daten dargelegt.

Die Ergebnisse haben bisher gezeigt, dass die in 60 Jahren Betrieb akkumulierte Fluenz nicht zu einer unzulässigen Versprödung des RDB führen würde. Insbesondere gilt das für die aufgrund ihres erhöhten Kupfer-Gehalts in der Versprödung führende Automaten-schweissnaht V2. KKM beabsichtigt nun eine neue Auswertung der Proben des Automaten-schweissguts V2 aus den ersten beiden Bestrahlungssätzen nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik durchzuführen. Dabei wird das international anerkannten „Master-Curve“-Konzept<sup>95</sup> angewandt. Mit diesem Konzept können direkt Bruchzähigkeitswerte an kleinen angerissenen Biegeproben (Charpy-Proben) bestimmt werden. Zur Auswertung der Bruchzähigkeitsdaten kommen die ASME Code Cases N-629<sup>96</sup> und N-631<sup>97</sup> zur Anwendung, die eine Sprödbbruchübergangs-Referenztemperatur  $RT_{T_0}$  bestimmen. Mit Hilfe der Referenztemperatur wird dann die Bruchzähigkeits-Referenzkurve nach ASME auf der Temperaturachse fixiert. Die Referenzkurve wird benötigt, um Strukturintegritätsbewertungen durchzuführen.

Die bisherige Auswertung der Bestrahlungssätze 1-3 nach der klassischen  $RT_{NDT}$ -Methode (Sprödbbruchübergangs-Referenztemperaturmethode, u. a. mit Daten aus dem Kerbschlagbiegeversuch) gemäss USNRC Reg. Guide 1.99 Rev.2<sup>91</sup> ergab ein Sättigungsverhalten für das Automaten-schweissgut V2. Die Bestrahlungsproben des ersten Satzes zeigten bereits eine grosse Verschiebung der  $RT_{NDT}$ -Temperatur infolge Neutronenversprödung von über 70 K relativ zum unbestrahlten Material. Nach der Auswertung der nächsten beiden Bestrahlungssätze wurde dann deutlich, dass der sehr früh eingestellte hohe Wert mit fortschreitender Fluenz eine Sättigung erfährt (Ergebnisse der Probensätze 2 und 3). Diese Aussage soll nun mit der bruchmechanischen Methode überprüft werden. Weiterhin plant das KKM, die Ergebnisse der bruchmechanischen Prüfungen mit den Daten der Schwesteranlage Santa Maria de Garona in Spanien zu vergleichen, insbesondere auch für das Automaten-schweissgut mit höherem Kupfergehalt.

Im Gegensatz zum Automaten-schweissgut V2 liegen für das Handschweissgut V3 und das Grundmaterial noch keine Zähigkeitsdaten für höhere Fluenzen vor. Die Probenstücke des neuen vierten Bestrahlungssatzes sind nun so platziert (um 25 mm näher am Kern), dass die Fluenzen, dank des erhöhten Neutronenflusses, stärker mit der Zeit zunehmen als bei den früheren Bestrahlungssätzen. Damit können bereits 2015 Fluenzen erreicht werden, die 50 Jahren Betriebsdauer entsprechen und eine restliche Entnahme um 2022 würde dann 60 Jahre abdecken. Die Auswertung der Daten soll analog zum Automaten-schweissgut nach dem Masterkurvenkonzept auf der Basis bruchmechanischer Kleinproben erfolgen.

Mit den geplanten und beschriebenen Massnahmen ist das KKM der Meinung, dass die Lebensdauer des Reaktordruckbehälters des KKM bezüglich Versprödung auch bis zu einer Betriebsdauer von 60 Jahren optimal überwacht ist.

## **HSK-Beurteilung**

### Grundlagen der Bewertung

Gemäss kerntechnischem Regelwerk (ASME<sup>96,97</sup>, KTA<sup>153</sup>) erfolgt die Bewertung der Sprödbrechtsicherheit durch Vergleich der bei Störfällen wirkenden Beanspruchung an postulierten Rissen in der RDB-Wand mit dem kritischen Materialkennwert der Bruchzähigkeit.

Die Forschung, Entwicklung und Standardisierung auf dem Gebiet der elastisch-plastischen Bruchmechanik ist bis heute noch nicht abgeschlossen. Seit den 1970-er Jahren, in denen die Grundlagen

für die Sprödbruchsicherheitsnachweise entwickelt wurden (u. a. USNRC Reg. Guide 1.99<sup>91</sup>) hat sich das wissenschaftlich-technische Umfeld erheblich verändert. Die elastisch-plastische Bruchmechanik wurde weiterentwickelt und standardisiert. Hinsichtlich der experimentellen Möglichkeiten sind ebenfalls Fortschritte gemacht worden. Es entstanden neue Normen, wie EN ISO 14577<sup>154</sup> zur instrumentierten Kerbschlagbiegeprüfung, EN ISO 12135<sup>155</sup> zur vereinheitlichten quasi-statischen bruchmechanischen Prüfung, und ASTM E 1921<sup>95</sup> zur Charakterisierung des Zäh-Spröd-Übergangsverhalten ferritischer Stähle durch die „Master-Curve“-Methodik. In den nächsten Jahren ist auch eine ISO-Norm zur Bestimmung dynamischer Bruchzähigkeiten zu erwarten. Die Grundlagen dafür sind bereits entwickelt.

Seit der Einführung der amerikanischen Prüfnorm ASTM E 1921<sup>95</sup> im Jahr 1997 steht ein genormtes Prüfverfahren zur Verfügung, das die Bestimmung von Bruchzähigkeiten an kleinen angerissenen Biegeproben gestattet, die in den Bestrahlungsprobensätzen eingesetzt sind. Das Verfahren ermöglicht alternativ zur klassischen Methode die Bestimmung einer Sprödbruchübergangs-Referenztemperatur auf probabilistischer Basis. Der probabilistische Hintergrund der Methode erklärt sich aus dem Charakter der Auslösung eines Sprödbruches. Die Bestimmung von Referenztemperaturen direkt aus dem Bruchmechanikversuch („Master-Curve“-Methode) ist inzwischen auch in das internationale kerntechnische Regelwerk zur Überwachung der Strahlenversprödung des RDB integriert.

### Schlussfolgerung

Mit den dargelegten Argumenten unterstützt und akzeptiert die HSK das weitere Vorgehen des KKM für die Bewertung der Sprödbruchsicherheit des RDB für den Betrieb über 40 Jahre hinaus. Das erweiterte Konzept sieht vor, die bereits bestrahlten und geprüften Proben der ersten beiden Bestrahlungssätze nochmals unter Verwendung der „Master-Curve“-Methode und der ASME Code Cases N-629<sup>96</sup> und N-631<sup>97</sup> auszuwerten. Dabei werden aus den Bruchstücken der Bestrahlungsproben neue, kleine Biegeproben (Charpy-Proben) hergestellt und mit einem Schwingriss präpariert. Die Ergebnisse der bruchmechanischen Auswertung werden mit den Ergebnissen der klassischen  $RT_{NDT}$ -Methode verglichen. Die HSK akzeptiert die Terminplanung des KKM, die vorsieht, die bruchmechanischen Untersuchungen im Jahre 2008 in einem akkreditierten Prüflabor durchführen zu lassen. Das Prüflabor muss ausgewiesene Erfahrungen auf den Gebieten der Probenpräparation und Versuchsdurchführung unter Hotlabor-Bedingungen sowie Anwendung der „Master-Curve“-Methode aufweisen können.

Die HSK stimmt auch der weiteren Zeitplanung des KKM für die Entnahme der Proben des vierten Bestrahlungssatzes zu. Für diesen vierten Probensatz wurden weitgehend die Bruchstücke der Proben des dritten Satzes wieder verwendet (Handscheissgut V3, Automaten-scheissgut V2, Grundmaterial). Zusätzlich werden auch unbestrahlte Proben des Automaten-scheissguts V2 mitbestrahlt. Zielsetzung des vierten Satzes ist es vor allem die bisherigen Ergebnisse für das Automaten-scheissgut abzusichern und für die Grundmaterial- und die Handscheissgut-Proben eine möglichst hohe Fluenz bezogen auf 60 Betriebsjahre des KKM RDB zu erreichen. Die Auswertung erfolgt auf bruchmechanischer Basis nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.

Es ist absehbar, dass weitere Erkenntnisse auf dem Gebiet der elastisch-plastischen Bruchmechanik in die Prüfnormen und in die Aufsichtspraxis übernommen werden. Die Bestimmung dynamischer bruchmechanischer Kennwerte kann in Zukunft ein weiteres wichtiges Element des Sprödbruch-sicherheitsnachweises sein, insbesondere dann, wenn die in Vorbereitung befindliche ISO-Prüfnorm

Gültigkeit erlangt. Das KKM hat daher vorgesehen, nicht alle Proben der Bestrahlungssätze zu untersuchen, um zu gegebener Zeit mit den restlichen Proben weitere Prüfungen nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik durchführen zu können. Die HSK unterstützt dieses Vorgehen.

## 10.2 Kernmantel

### Zusammenfassung der eingereichten Dokumente zur PSÜ 2005

Zur Beurteilung des Langzeitbetriebes hat das KKM eine sicherheitstechnische Bewertung des Kernmantels eingereicht, insbesondere eine Zustandsbeurteilung des modifizierten Kernmantels mit Klammervorrichtung einschliesslich Auslegungsnachweis nach BWRVIP-02-A<sup>156</sup> und Inspektionenachweis nach BWRVIP-76<sup>99</sup>.

Im Rahmen der Wiederholungsprüfungen untersuchte das KKM bis 2003 jährlich, ab 2005 alle zwei Jahre, den Rissfortschritt an den Schweissnähten des Kernmantels und bewertete die Befunde mit bruchmechanischen Ansätzen hinsichtlich deren Zulässigkeit. Aktuell liegt in den Rundnähten ein genügender Restquerschnitt vor, um den sicheren Betrieb weiterführen zu können. Bei der Festlegung von Lastannahmen, Messung von Risstiefen und Risslängen, Annahme des Risswachstums und bei der Wahl des bruchmechanischen Ansatzes werden entsprechend konservative Margen angesetzt. Die Klammervorrichtung wird dabei als Absicherungsmassnahme gegen das unerwartete Versagen der Schweissnähte angesehen.

Das KKM hat im Rahmen der Zustandsbeurteilung des Kernmantels sowie als Basis für den Langzeitbetrieb beantragt, die Klammervorrichtung als abschliessende Instandsetzung anzuerkennen, insbesondere auch für den hypothetischen Fall des Durchrisses aller Rundnähte. Die Kernmantelfunktion wird in diesem Fall von übereinander angeordneten, aber getrennten Kernmantelringen wahrgenommen. Diese werden radial und axial durch die Klammervorrichtung fixiert. Die Klammervorrichtung wird bei allen Betriebs- und Störfallzuständen als intakt vorausgesetzt. Sie muss daher mit der gleich hohen Sicherheit verfügbar sein wie die Kernmantelfunktion im rissfreien Zustand.

Bei der Bewertung der Klammervorrichtung spielen Konstruktion und die eingesetzten Werkstoffe eine bedeutende Rolle. Die Klammervorrichtung besteht aus insgesamt 240 Einzelteilen. Bei der Montage der Klammervorrichtung wird ein Teil ausserhalb des Reaktor Druckbehälters vormontiert. Eine grosse Anzahl von lokal zu positionierenden Baugruppen, Einzelteilen und Kleinstteilen sind über Manipulatoren direkt innerhalb des Reaktor Druckbehälters zu montieren. Die Konstruktionsbauteile der Klammervorrichtung bestehen aus Nickelbasiswerkstoffen, überwiegend aus dem Werkstoff Inconel X-750.

### HSK-Beurteilung

Die HSK-Bewertung der kerntechnischen Sicherheit des modifizierten Kernmantels (gerissener Kernmantel mit Klammervorrichtung) basiert auf HSK-eigenen Sicherheitsüberprüfungen, Massnahmen zur Begrenzung des Risswachstums an den Schweissnähten des Kernmantels (siehe Kap. 6.4.2.1) sowie auf einer Stellungnahme des TÜV NORD EnSys GmbH<sup>157</sup>.

### Grundlagen der Bewertung

Aus dem schweizerischen und internationalen Regelwerk lassen sich für die Klammervorrichtung des Kernmantels hinsichtlich nuklearer Sicherheit die wesentliche Anforderungen ableiten. Diese Anforderungen gehen insbesondere aus dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge gemäss IAEA

Safety Standard NS-R-1 hervor (siehe Tab. 10.2-1). Danach sind die Komponenten einer Kernkraftwerksanlage so auszulegen, dass Betriebsstörungen, Störfälle und Unfälle möglichst vermieden werden. Beim Eintreten eines Ereignisses müssen die Komponenten der Anlage gewährleisten, dass das Ereignis entweder im Rahmen der Auslegung beherrscht wird oder in einem auslegungsüberschreitenden Fall dessen Folgen gemildert werden.

Tab. 10.2-1: Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge und die Anforderungen im Zusammenhang mit Komponenten

<b>Sicherheitsebene</b>	<b>Ziele</b>	<b>Technische Anforderungen im Zusammenhang mit Komponenten</b>
1	Vermeidung von Betriebsstörungen und Fehlern	zuverlässiges und konservatives Design Qualitätssicherung vorbeugende Instandhaltung
2	Entdeckung von Fehlern	Online-Überwachung des Zustands oder der Belastung von Komponenten wiederkehrende Prüfung Alterungsüberwachung
	Behebung von Fehlern	Instandsetzung Ersatz
3	Beherrschung von Störfällen innerhalb der Auslegungsbasis	Aufrechterhaltung der Funktion bei störfallbedingten Belastungen innerhalb der Auslegung
4	anlageninterner Notfallschutz	keine komponentenbezogenen Anforderungen
5	Bevölkerungsschutz	keine komponentenbezogenen Anforderungen

In diesem Sinne hat die Klammervorrichtung zur Gewährleistung der Integrität der Kernstruktur bestimmte Anforderungen zu erfüllen, insbesondere hinsichtlich Konstruktion, Auslegung, Werkstoffe, Prüfbarkeit, Betriebsbewährung und betrieblicher Überwachung.

Für die Konstruktion ist eine möglichst geringe Anzahl von Bauteilen vorzusehen, die zudem einfache geometrische Formen aufweisen. Kerbwirkungen, Zwängungen oder Stauchungen sind weitgehend zu vermeiden.

Die Bauteile der Klammervorrichtung sind derart zu dimensionieren, dass alle aus dem Lastkollektiv resultierenden Belastungen sicher abgetragen werden können. Die Werkstoffauswahl ist unter Berücksichtigung der Einsatzbedingungen zu optimieren. Insbesondere ist den Mechanismen der Risskorrosion (Spannungs- und Schwingrisskorrosion) vorzubeugen.

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge setzt voraus, dass auftretende Fehler sicher erkannt werden können. Diese Vorgabe ist durch die Konstruktion der Klammervorrichtung hinsichtlich der Prüfbarkeit sicherzustellen. Insbesondere müssen die lastabtragenden Bauteile uneingeschränkt prüfbar sein, um von der Unversehrtheit der Bauteile Kredit nehmen zu können.

Die Betriebsbewährung der Klammervorrichtung ist ein wichtiges Element im Rahmen einer sicherheitstechnischen Beurteilung. Liegen keine Erfahrungen aus der Betriebspraxis vor, werden erhöhte Anforderungen an die Prüfbarkeit gestellt.

Eine weitere Anforderung im Hinblick auf die Fehlererkennung ist die betriebliche Überwachung der Konstruktionsbauteile. Es entspricht dem Stand der Technik, geeignete Systeme zur Schwingungs- und Körperschallüberwachung in Kernkraftwerken einzusetzen.

Im Hinblick auf die Kernmantelrisse und auf die dazugehörigen Massnahmen werden zwecks eindeutiger Zuordnung die Kernmantelzustände des KKM in die nachfolgend definierten Zustände I bis IV eingeteilt.

Tab. 10.2-2: Zustände des Kernmantels seit der Inbetriebnahme

<b>Zustand</b>	<b>KKM</b>	<b>Zustand Kernmantel</b>	<b>Funktion der Klammervorrichtung</b>	<b>wiederkehrend geprüfte Komponenten</b>	<b>Bruchmechanische Bewertung</b>
I	bis 1989	intakt	–	–	–
II	1990 bis 1995	angerissen	–	Kernmantel	Rissfortschritt
III	Betriebsbasis seit 1996	angerissen	Klammervorrichtung als Absicherung	Kernmantel und Klammervorrichtung	Rissfortschritt
IV	Antrag KKM	durchgerissen (Annahme)	Klammervorrichtung als abschliessende Reparatur	Klammervorrichtung	–

Auf die Zustände I und II wird nachfolgend nicht eingegangen, da diese heute nicht mehr aktuell sind. Diskutiert werden nachfolgend nur die Zustände III und IV.

### Sicherheitsbewertung nach dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge

#### *Zustand III*

Der Zustand III entspricht der aktuellen Situation im Kernkraftwerk Mühleberg seit dem Einbau der Klammervorrichtung. Im Zustand III dient die Klammervorrichtung der Absicherung und Kompensation der Schwächung der Sicherheitsebenen 1 und 2. Die Schwächung resultiert aus den Rissbefunden und der fehlenden Instandsetzung. Der sichere Betrieb erfolgt auf der Basis der bruchmechanischen Bewertung des angerissenen Kernmantels und unter der Voraussetzung sehr konservativ bemessener Margen. Die Tabelle 10.2-3 zeigt die Bewertung des Zustands III des Kernmantels.

Tab. 10.2-3: Bewertung des Zustands III des Kernmantels

<b>Gestaffelte Sicherheitsvorsorge</b>	<b>Anforderungen</b>	<b>Bewertung</b>
Sicherheitsebene 1	zuverlässiges und konservatives Design, Qualitätssicherung	Kernmantel mit Rissen, Vertikalnähte intakt
	vorbeugende Instandhaltung	Edelmetalleinspeisung zur Verlangsamung des Risswachstums: Wirkung bisher im KKM nicht nachgewiesen
Sicherheitsebene 2	Online-Überwachung des Zustands	nicht vorhanden
	wiederkehrende Prüfung und Alterungsüberwachung	Kernmantel: wiederkehrende Prüfung, bruchmechanische Bewertung, Verständnis des Schadensmechanismus, Unsicherheit hinsichtlich Risswachstum und Rissneubildung, konservative Bemessung der Margen bei den Riss-Zulässigkeitskriterien  Klammervorrichtung: wiederkehrende Prüfung
	Instandsetzung / Ersatz	keine Instandsetzung des Kernmantels  Klammervorrichtung als Kompensation für Instandsetzung des Kernmantels
Sicherheitsebene 3	Aufrechterhaltung der Funktion bei störfallbedingten Belastungen innerhalb der Auslegung	sichergestellt durch Klammervorrichtung als Absicherungsmassnahme gegen Versagen des Kernmantels
Sicherheitsebenen 4 und 5	keine komponentenspezifischen Anforderungen	

#### *Zustand IV*

Im Zustand IV hat die Klammervorrichtung im Gegensatz zum Zustand III nicht mehr nur die absichernde Funktion gegen das unerwartete vorzeitige Versagen der Schweißnähte. Die Klammervorrichtung der Kernmantelringe wird als funktionierende Basis für den Normalbetrieb vorausgesetzt.

Die Tabelle 10.2-4 zeigt die Bewertung des Zustands IV des Kernmantels.



Tab. 10.2-4: Bewertung des Zustands IV des Kernmantels

<b>Gestaffelte Sicherheitsvorsorge</b>	<b>Anforderungen</b>	<b>Bewertung</b>
Sicherheitsebene 1	zuverlässiges und konservatives Design, Qualitätssicherung	Kernmantel mit horizontalen Durchris- sen, getrennte Zylinderringe, axial und radial fixiert durch Klammervorrichtung als Voraussetzung der Kernmantelfunk- tion unter normalen Betriebsbedingun- gen
	vorbeugende Instandhaltung	Edelmetalleinspeisung zur Verlangsamung des Risswachstums: Wirkung bisher im KKM nicht nachgewiesen
Sicherheitsebene 2	Online-Überwachung des Zustands	nicht vorhanden
	wiederkehrende Prüfung und Alterungsüberwachung	Kernmantel: wiederkehrende Prüfung der Längsnähte Klammervorrichtung: wiederkehrende Prüfung
	Instandsetzung / Ersatz	keine Instandsetzung des Kernmantels Klammervorrichtung als Kompensation für Instandsetzung des Kernmantels
Sicherheitsebene 3	Aufrechterhaltung der Funktion bei störfallbedingten Belastungen innerhalb der Auslegung	sichergestellt durch Klammervorrichtung als Absicherungsmaßnahme gegen Versagen
Sicherheitsebenen 4 und 5	keine komponentenspezifischen Anforderungen	

Die Bewertung ergibt, dass die Anforderungen der gestaffelten Sicherheitsvorsorge nicht mehr erfüllt sind:

- Auslegung: Auf Sicherheitsebene 1 wird eine sichere Auslegung vorausgesetzt. Für den modifizierten Kernmantel (Kernmantel plus Klammerung) ist diese Voraussetzung nicht unbedingt erfüllt. Beim Zusammenspiel der losen Kernmantelringe und der Klammervorrichtung müssen Annahmen über das Bauteilverhalten getroffen werden, die eine sichere Auslegung nicht erfüllen. Es ist nicht vorhersehbar, welche Folgen (Verformungen) bei einem kompletten Durchriss der Schweissnähte auftreten würden.

- Ausfall der Klammerfunktion: Die Klammerfunktion ist die Voraussetzung für die Funktion des modifizierten Kernmantels. Der Ausfall der Klammerfunktion ist nicht abgedeckt. Es sind keine Vorrichtungen vorhanden, die die Klammerfunktion übernehmen würden. Demzufolge müsste die Klammerfunktion durch eine besonders sichere Auslegung und Konstruktion gewährleistet werden.
- Ausfall der Kernmantelfunktion: Mit dem Ausfall der Kernmantelfunktion könnte die Funktion mehrerer Sicherheitssysteme nicht mehr gewährleistet sein (Reaktorumwälzsystem, Steuerstabantrieb, Vergiftungssystem, Kernsprühsystem, Alternative Niederdrucksprühsystem).

Eine zusammenfassende Bewertung von Kernmantel und Klammervorrichtung ist in Tabelle 10.2-5 dargestellt.

Bezüglich Auslegung werden zwei Anforderungsstufen unterschieden, nämlich Standardanforderungen und erhöhte Anforderungen:

- Standardanforderungen sind Anforderungen, wie sie üblicherweise an die Auslegung von sicherheitsrelevanten mechanischen Komponenten im kerntechnischen Einsatz gestellt werden. Die Konstruktion ist einfach, zuverlässig, bewährt, rechnerisch sicher ausgelegt, hergestellt mit Qualitätssicherung, wiederkehrend prüfbar und frei von Befunden, z. B. Spannungsrisskorrosion. Bei der gestaffelten Sicherheitsvorsorge wird ohne besondere Umstände immer die Einhaltung der Standardanforderungen erwartet.
- Bei erhöhten Anforderungen wird zusätzlich von einer besonders sicheren, einfachen, zuverlässigen, bewährten, erfolgreich geprüften und besonders gut wiederkehrend prüfaren Konstruktion ausgegangen. Damit können Schwächen auf bestimmten Sicherheitsebenen kompensiert werden.

Tab. 10.2-5: Zusammenfassung der Bewertung nach dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge

Zustand	Kernmantel		Klammervorrichtung		Gesamtbewertung
	anwendbare Anforderungen	Bewertung	anwendbare Anforderungen	Bewertung	
Zustand I Kernmantel intakt	erhöhte Anforderungen (vgl. a)	Anforderungen erfüllt (vgl. b)	nicht anwendbar	nicht anwendbar	<b>Anforderungen erfüllt</b>
Zustand II Kernmantel angerissen	erhöhte Anforderungen	Anforderungen nur teilweise erfüllt (vgl. c)	nicht anwendbar	nicht anwendbar	<b>Anforderungen erfüllt</b>
Zustand III Kernmantel angerissen + Klammern	erhöhte Anforderungen	Anforderungen nur teilweise erfüllt (vgl. c)	Standard- anforderungen (vgl. d)	Anforderungen erfüllt (vgl. e)	<b>Anforderungen erfüllt</b>
Zustand IV Kernmantel durchgerissen + Klammern	erhöhte Anforderungen	Anforderungen nicht erfüllt (vgl. f)	erhöhte Anforderungen (vgl. g)	Anforderungen nicht erfüllt (vgl. h)	<b>Anforderungen nicht erfüllt</b>

- a) Die Kernmantelfunktion wird zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle vorausgesetzt. Der Ausfall der Kernmantelfunktion kann nicht durch andere Systeme kompensiert werden. Daraus folgen für den Kernmantel erhöhte Anforderungen an die Auslegung.
- b) Der Kernmantel weist eine sehr einfache Konstruktion auf. Er ist gut prüfbar und weist bei allen Last- und Störfällen ein sehr tiefes Spannungsniveau auf.
- c) Der Kernmantel erfüllt wegen der vorhandenen Risse die erhöhten Anforderungen nicht mehr uneingeschränkt. Der Rissfortschritt an den Schweissnähten muss wiederkehrend geprüft und bruchmechanisch bewertet werden. Die Sicherheit hängt vom bruchmechanischen Modell und von der Bemessung der Zulässigkeitskriterien ab.
- d) Die Klammervorrichtung hat lediglich die Funktion einer Absicherungsmaßnahme. Abgesichert wird der unwahrscheinliche Fall des vorzeitigen Versagens der Schweissnähte. Die Klammervorrichtung tritt normalerweise nie in Funktion. Es gelten Standardanforderungen.
- e) Die Klammervorrichtung ist ausreichend dimensioniert, um eine Absicherung und Stabilisierung des Kernmantels beim vollständigem Durchriss einer oder mehrerer Schweissnähte kurzzeitig zu garantieren.
- f) Der Kernmantel besteht aus rissgetrennten Kernmantelringen, die axial und radial durch

die Klammervorrichtung in Position gehalten werden. Diese Konstruktion entspricht nicht den Standardanforderungen. Risiken bestehen vor allem beim Abheben einzelner Ringe, bleibenden seitlichen Verschiebungen sowie beim Öffnen von Trennstellen.

- g) Beim Kernmantel wird jederzeit die Klammerfunktion vorausgesetzt. Die Klammerfunktion muss mit einer Konstruktion sichergestellt werden, die den gleichen Anforderungen genügt, wie sie für den intakten Kernmantel vorausgesetzt wurde. An die Klammervorrichtung sind deshalb erhöhte Anforderungen zu stellen.
- h) Bei vollständig durchgerissenem Kernmantel müssen für den dauerhaften Betrieb der heute vorhandenen Klammervorrichtung wesentliche Vorbehalte geltend gemacht werden. Die Vorbehalte betreffen die grosse Anzahl der Konstruktionsteile, die ungenügende Prüfbarkeit, die knappe Dimensionierung, die Unsicherheit betreffend Spannungsrisskorrosion und die noch unzureichende Betriebsbewährung. Massnahmen zur Kompensation der Defizite wie etwa eine Online-Überwachung und wiederkehrende Belastungstests im eingebauten Zustand sind nicht vorgesehen.

Die Auswertung nach den Prinzipien der gestaffelten Sicherheitsvorsorge ergab, dass die bestehende Klammervorrichtung von der HSK nicht als endgültige Instandsetzung anerkannt werden kann. Insbesondere für den Langzeitbetrieb ist deshalb eine neue Sicherheitsstrategie notwendig, die sowohl neue Sicherheitsnachweise wie auch konstruktive Massnahmen einschliessen kann.

### Schlussfolgerungen

Für den aktuellen Betrieb des rissbehafteten Kernmantels im KKM erfüllt der Kernmantel die ihm zugedachte sicherheitstechnische Aufgabe und das gestaffelte Sicherheitskonzept ist nicht geschwächt. Aus den zahlreichen bisher durchgeführten Messungen kann der weitere Rissfortschritt gut vorher bestimmt werden. Zudem wurden bis anhin ausreichend bemessene, konservative Margen im bruchmechanischen Ansatz zur Bewertung des Rissfortschritts und in den Zulässigkeitskriterien verwendet. Die Klammervorrichtung dient der zusätzlichen Absicherung des Kernmantels für den sehr unwahrscheinlichen Fall, dass die bruchmechanischen Voraussagen nicht zutreffen und die Schweissnähte vorzeitig versagen. Dennoch ist absehbar, dass für den Langzeitbetrieb die bruchmechanischen Zulässigkeitskriterien nicht mehr erfüllt sein werden. Für den Langzeitbetrieb ist damit eine neue Vorgehensweise für den Betrieb mit dem rissbehafteten Kernmantel notwendig.

Das im Rahmen der Nachweise für den Langzeitbetrieb vom KKM eingereichte und hier bewertete Konzept der Klammervorrichtung kann von der HSK nicht als endgültige Instandsetzung des Kernmantels anerkannt werden, insbesondere für den hypothetischen Fall der vollständig durchgerissenen horizontalen Schweissnähte am Kernmantel. Die sicherheitstechnische Bewertung der HSK orientiert sich im Wesentlichen an den Anforderungen der gestaffelten Sicherheitsvorsorge und zeigt auf, dass wichtige Anforderungen nicht erfüllt sind. Somit bedarf es prinzipieller Veränderungen in der Vorgehensweise, um den langfristigen Betrieb des rissbehafteten Kernmantels abzusichern und die notwendigen Sicherheitsnachweise zu erbringen.

### HSK-Forderung PSÜ-10.2-1:

*Um den sicheren Betrieb des rissbehafteten Kernmantels für den Langzeitbetrieb zu gewährleisten, sind neue Sicherheitskonzepte notwendig, die die Anforderungen des nationalen und internationalen Regelwerks berücksichtigen. Das KKM hat der HSK bis am 31. Dezember 2010 ein überarbeitetes Instandhaltungskonzept für den rissbehafteten Kernmantel einzureichen.*

### 10.3 Primärcontainment

#### Zusammenfassung der eingereichten Dokumente zur PSÜ 2005

Für den Langzeitbetrieb des Primärcontainments gelten die gleichen Aussagen wie in Kapitel 6.5. Aus der Dokumentation des Betreibers zur Alterungsüberwachung des Containments ergibt sich, dass verschiedene korrosive Alterungsmechanismen, die Versprödung von Elastomeren in den Dichtungsbereichen und die Beschädigung von Anstrichen die wesentlichen Schädigungsformen für das Containment darstellen. Die Alterungsüberwachung der Elastomer-Dichtungen und der Anstriche ist durch die Instandhaltung gewährleistet. Die schwer zugängliche Aussenseite der Stahldruckschale des Primärcontainments ist aufgrund periodischer Einwirkungen von Leckagewasser aus dem Reaktorbecken einem langsamen Prozess der Korrosion ausgesetzt. Wanddickemessungen zeigen bisher keine Unterschreitungen der nominellen Wandstärke. Der Betreiber hat Massnahmen eingeleitet, den Zustand der Stahldruckschale regelmässig zu prüfen und die Leckagen weiter einzudämmen.

#### HSK-Stellungnahme

Die Ergebnisse des Alterungsüberwachungsprogramms zeigen, dass das Primärcontainment heute noch dem Sollzustand entspricht und die Sicherheitsreserven nicht gemindert sind. Für den Langzeitbetrieb ist ein weiteres langsames Fortschreiten der Korrosion trotz der vom Betreiber eingeleiteten Massnahmen nicht auszuschliessen. Basierend auf den Ergebnissen des Alterungsüberwachungsprogramms für das Containmentsystem, insbesondere des Wanddickemessprogramms für die von Korrosion betroffenen Teile der Stahldruckschale, kann es in Zukunft erforderlich werden, erneute Betrachtungen zur Integrität des Primärcontainments anzustellen. Aus heutiger Sicht stellt der Zustand des Primärcontainments keine Begrenzung für die Lebensdauer des Kraftwerks dar.

### 10.4 Sicherheitstechnisch wichtige Bauten

#### Zusammenfassung der eingereichten Dokumente zur PSÜ 2005

KKM fasst den Stand der Erdbebenauslegung im Dokument „Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte, Erdbebenauslegung der Gesamtanlage“ zusammen. Darin werden keine Aussagen zu einem möglichen Betrieb von mehr als 40 Jahren gemacht.

Mit der Beurteilung des Zustands der Bauwerke stellt KKM in verschiedenen PSÜ-Dokumenten fest, dass die Alterung der Bauwerke für das KKW Mühleberg nicht lebensdauerbeschränkend ist:

- Mit dem Dokument „Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte Bautechnik“ wird die Zustandsbeurteilung der Bauwerke aufgrund der Inspektionen des Alterungsüberwachungsprogramms zusammengefasst. KKM kommt zum Schluss, dass die Baustrukturen in einem guten bis sehr guten Zustand sind. Die beschädigten Bauteile werden jeweils frühzeitig und vorbeugend instand gesetzt. An wichtigen Bauteilen wurden zusätzliche Oberflächenschutzsysteme aufgebracht. Dies wird entsprechend dem Alterungsüberwachungsprogramm auch so weitergeführt. KKM beurteilt deshalb für die Bauwerke eine Nutzungsdauer von 80 Jahren als erreichbar.
- Im Dokument „Betriebsführung und Betriebsverhalten – Betriebserfahrung der Gesamtanlage“ stellt KKM die Ergebnisse der Instandhaltung und Alterungsüberwachung dar. Für die Bauwerke steht heute eine breite Palette von erprobten Instandsetzungsverfahren zur Verfügung.

Bisher konnten alle angetroffenen Schäden und Mängel erfolgreich instand gesetzt werden. Die werkstofftechnische Alterung der Bauwerke ist aus heutiger Sicht nicht lebensdauerbeschränkend.

- Auch in der "Gesamtbewertung" bestätigt KKM die Bauwerke als dauerhaft. Im Rahmen der bisherigen Inspektionen wurden weder neue Alterungsphänomene noch gravierende Schäden entdeckt. Aus den bisherigen Resultaten des Alterungsüberwachungsprogramms wird geschlossen, dass das KKM weit über 2012 hinaus sicher betrieben werden kann.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK beurteilt den baulichen Zustand der für die Sicherheit massgebenden Gebäude als gut. Mit dem Alterungsüberwachungsprogramm werden die Bauwerke systematisch überwacht. Mängel werden frühzeitig erkannt und behoben. Die HSK hat bisher keine Prognose oder Beurteilung der möglicherweise erreichbaren Nutzungsdauer durchgeführt. Aufgrund des aktuellen Wissensstandes kann sie sich der Aussage von KKM anschliessen, dass die Alterung der Bauwerke für die Gesamtanlage voraussichtlich nicht lebensdauerbeschränkend ist.

Die HSK vermisst eine gesamtheitliche Beurteilung der Erdbebensicherheit für den Langzeitbetrieb. Grundsätzlich ist die bauliche Erdbebensicherheit als Verhältnis der Tragwiderstände zu den Beanspruchungen in den massgebenden Bauteilen definiert. Während die Tragwiderstände durch die Überwachung und die Instandhaltungsmassnahmen erhalten werden, können sich die im Erdbebenfall erwarteten Beanspruchungen aufgrund neuer Erkenntnisse oder neuer Berechnungsmethoden ändern.

Gegenwärtig stehen die folgenden neuen Erkenntnisse und Entwicklungen im Vordergrund:

- Untersuchungen zu der standortspezifischen Erdbebengefährdung, basierend auf dem Projekt PEGASOS<sup>84</sup>, das in den Jahren 2000-2004 durchgeführt wurde
- Die stetige Weiterentwicklung der Berechnungsmethoden und Rechenprogramme für dynamische Erdbebenanalysen.

Aufgrund der Ergebnisse der PEGASOS Studie<sup>78</sup> ist die Erdbebengefährdung für ein Erdbeben mit der Eintrittshäufigkeit von  $10^{-4}$ /Jahr höher als die früher bestimmte und heute noch gültige Erdbebengefährdung am Standort KKM, welche der seismischen Requalifikation zugrunde gelegt wurde. Im Hinblick auf eine Betriebsdauer von mehr als 40 Jahren erachtet die HSK eine vertiefte Beurteilung als erforderlich. Diese vertiefte Beurteilung ist auch aus Sicht der PSA zwingend und wird mit der HSK-Forderung PSÜ-8.3-1h verlangt.

Andererseits erlauben die heute verfügbaren Berechnungsmethoden und Rechenprogramme eine im Vergleich zu den früheren Auslegungsberechnungen wesentlich verfeinerte Modellierung der Tragwerke. Damit kann das Erdbebenverhalten realistischer simuliert werden. Ohne die zulässigen Spannungen und Dehnungen zu überschreiten, können die Tragreserven besser bestimmt werden, d.h. der Widerstand gegenüber der Erdbebeneinwirkung ist besser, als aufgrund bisheriger Analysen angenommen.



# 11 Gesamtbewertung und HSK-Forderungen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme zur PSÜ2005

## 11.1 Gesamtbewertung aus Sicht des Betreibers

Die Ausführungen in diesem Kapitel beinhalten eine Zusammenfassung der vom KKM als eigenständiger Bericht eingereichten PSÜ-Gesamtbewertung. Darin führt das KKM die Inhalte und die Ergebnisse der Bewertungen der übrigen eingereichten Bereiche zusammen. Dabei steht gemäss Vorgaben der Richtlinie HSK-R-48<sup>2</sup> der Nachweis der Einhaltung der Schutzziele als übergeordnetes Bewertungskriterium im Vordergrund. Weiterhin wird ein Ausblick auf die Betriebsperiode bis 2012 und darüber hinaus auf einen möglichen Betrieb bis 2032 gegeben. In einigen Fällen wird vom KKM in der Gesamtbewertung auch auf Themen detaillierter eingegangen, welche in den übrigen Berichten nicht oder nur am Rande angesprochen werden. Das KKM gliedert seine Gesamtbewertung in die folgenden erwähnenswerten Unterkapitel (in Klammer ist angegeben, wo diese KKM-Kapitel in dieser Stellungnahme eingeflossen sind):

- Übersicht über den erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005 (Kap. 11.1.1)
- Betrachteter Zeitraum (Kap. 1)
- Organisation der PSÜ (Kap. 1)
- Bewertungskriterien (Kap. 1)
- Erfüllung der Auflagen und Pendenzen (aus der Betriebsbewilligung 1992 und aus der HSK Stellungnahme 2002) (Kap. 2)
- Bewertung der Schutzielerfüllung (Kap. 11.1.2)
- Nachweisziele der R-48 (Kap. 11.1.3)
- Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) MUSA 2005 (Kap. 8 und 11.1.3)
- Organisation und Betriebsführung (Kap. 4 und 11.1.4)
- Personal (Kap. 4 und 11.1.5)
- Leistungserhöhung auf 110 % (Kap. 11.1.6)
- Alterungsüberwachung (Kap. 5.5)
- Radioaktive Abfälle und Brennelementtransporte (Kap. 5.8)
- Qualitätsmanagement (QM) (Kap. 4.6)
- Konventionelle Sicherheit, Arbeitssicherheit (Kap. 11.1.7)
- Umweltauswirkungen (Kap. 11.1.7)
- Nachrüstungen, Verbesserungen, Erneuerungen und Instandhaltung (Kap. 11.1.8)
- Ausblick auf die Betriebsperiode bis 2012 (Kap. 11.1.9)
- Ausblick auf die Betriebsperiode bis 2032 (Kap. 11.1.10)



Obwohl sich gegenüber der Beurteilung des Betreibers seit der Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2000 keine grundlegenden Änderungen ergeben haben, wird die Gesamtbewertung des Betreibers im Folgenden neu zusammengefasst, um der obigen Struktur besser Rechnung zu tragen. Dabei wird aber auf Teilkapitel, welche in anderen Kapiteln dieser Stellungnahme abschliessend abgehandelt werden, nachfolgend nicht mehr eingegangen.

### 11.1.1 Übersicht über den erweiterten Beurteilungszeitraum aus Sicht des KKM

Der in der PSÜ 2005 untersuchte Zeitraum umfasst ergänzend zur PSÜ 2000 die Zeitspanne zwischen Ende August 2000 und Ende August 2005.

In diesem erweiterten Beurteilungszeitraum waren aus Sicht des KKM die folgenden Punkte erwähnenswert:

- 2000: Noble Metal Chemical Application (Erstapplikation von Edelmetall-Komplexen in das Reaktorwasser), Modernisierung der Turbinensteuerung, Gesamtnotfallübung HERMES Teil 1, OSART-Mission
- 2001: letzte Transporte bestrahlter Brennelemente zu BNFL, Bildung der Abteilung Überwachung, Gesamtnotfallübung HERMES Teil 2, Abschluss der Dokumente zur PSÜ 2000
- 2002: OSART Follow-Up-Mission, Wechsel des Kraftwerkleiters, Sicherheitstechnische Stellungnahme 2002 der HSK zur PSÜ
- 2003: Erste Transporte bestrahlter Brennelemente zum ZZL Würenlingen, Hitzeperiode mit bedeutenden Produktionseinbussen, Zwischenabschaltung
- 2004: Validierung der SAMG im Rahmen der Notfallübung, Ersatz Hochdruckvorwärmer A und Vor-druckregler, integraler Leckratentest, Überarbeitung und Zertifizierung des Qualitätsmanagements (ISO 9001:2000, ISO14001:2004, OHSAS 18001:1999), höchstes Produktionsresultat in der Geschichte des KKM
- 2005: On-Line-Noble-Chem-Applikation (Ersatz der klassischen NMCA, Erstinjektion), Ersatz Hochdruckvorwärmer B, bis Ende des Jahres Erstellung der Dokumentation zur KKM PSÜ 2005

### 11.1.2 Bewertung der Schutzzielerfüllung

Das KKM stellt im Rahmen der Gesamtbewertung des aktuellen Sicherheitsstatus wie in der Richtlinie HSK-R-48<sup>2</sup> gefordert die Erfüllung der Schutzziele gemäss Anhang 5 der R-48 ausführlich dar und zeigt auf, dass die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“, „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ im Normalbetrieb und bei Auslegungsstörfällen eingehalten werden. Für den Nachweis der Erfüllung dieser Schutzziele macht KKM die nachfolgenden Feststellungen.

#### Schutzziel 1: Kontrolle der Reaktivität

Das KKM betrachtet im Rahmen des Nachweises dieses Schutzziels in Anlehnung an Anhang 5 der Richtlinie HSK-R-48<sup>2</sup> die drei Teilschutzziele

- Abschaltsicherheit (1.1),
- Kontrolle und Ablauf von Reaktivitätsstörungen (1.2),
- Kritikalitätssicherheit bei Brennelementhandhabung und Lagerung (1.3).

(1.1) Es wird dargelegt, dass die Anlage durch die Kernausslegung über einen naturgesetzlich funktionierenden, negativen Reaktivitäts-Leistungskoeffizienten verfügt, wodurch in allen Betriebszuständen Leistungsexkursionen selbsttätig begrenzt werden. Eine Reaktorschnellabschaltung wird durch das Reaktorschutzsystem eingeleitet, sobald ein Scram-Auslösegrenzwert gemäss Technischer Spezifikation erreicht wird. Mit dem zum SUSAN gehörenden ARSI-System verfügt die Anlage über eine redundante Reaktorschnellabschaltfunktion. Zusätzlich steht das Vergiftungssystem SLCS als weitere Abschaltmöglichkeit zur Verfügung. Die Abschaltsicherheit wird für jede Nachladung im Supplemental Reload Licensing Report nachgewiesen, mit dem Test der Abschaltsicherheit (SDM-Test) nach jedem Nachladen vor dem Anfahren verifiziert und der Behörde gemeldet. In der Berichtsperiode waren die Bedingungen der Abschaltsicherheit zu jedem Zeitpunkt erfüllt.

(1.2) Ein unbeabsichtigter langsamer Leistungsanstieg aus Teillastbetrieb wird durch das 1996 eingeführte „Tracking Overpower Protection System“ TOPPS über eine gleitende Scram-Auslösung beendet. Für den Fall eines Scramversagens (ATWS-Störfall) wurde im Bewertungszeitraum eine symptomorientierte Notfallanweisung erarbeitet, in Kraft gesetzt und bei der wiederkehrenden Ausbildung am Simulator regelmässig verwendet.

(1.3) Die Beladung des Reaktorkerns erfolgt nach vorgängig genehmigten Beladep länen. Jeweils nach Beladen einer Zelle wird die Unterkritikalität des Ladezustandes überprüft. Frische Brennelemente werden in einem Trockenbehälter mit nachgewiesener Unterkritikalität gelagert. Die abgebrannten Brennelemente werden im Brennelementbecken unter Wasser in eigenen Lagergestellen gelagert und gekühlt. Die ausreichende Unterkritikalität dieser Anordnung wurde letztmals 2004 analysiert und in einem diesbezüglichen Bericht dokumentiert.

## Schutzziel 2: Kühlung der Brennelemente

Im Rahmen des Nachweises dieses Schutzzieles beurteilt das KKM die Teilschutzziele

- Kühlmittleinspeisung in den Reaktordruckbehälter (2.1),
- Wärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter (Druckabbau und Druckentlastung, Wärmetransport und Naturumlauf, 2.2),
- Wärmeabfuhr aus dem Containment (Begrenzung der Temperatur in der Druckabbaukammer, d.h. beim KKM im Torus, 2.3),
- Bereitstellung und Erhalt des Kühlmittels (Integrität der Druckabbaukammer, d.h. beim KKM des Torus, 2.4),
- Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken (2.5).

(2.1) Die Kühlmittleinspeisung in den Reaktordruckbehälter erfolgt im Normalbetrieb mit dem Speisewassersystem. Zwischen 1990 und 2005 erfolgten insgesamt 6 Speisewasserpumpenausfälle. In einem Fall führte ein Speisewasserpumpenausfall zu einer Reaktorabschaltung, da die Reservepumpe C nach kurzer Betriebsphase ebenfalls ausfiel. Weiterhin waren einige Speisewassermengenänderungen infolge Reglerversagen zu verzeichnen. Massnahmen wurden ergriffen, um eine Wiederholung derartiger Ereignisse zu vermeiden oder deren Auswirkungen zu lindern. Sämtliche Speisewassertransienten wurden beherrscht. Die Noteinspeisesysteme standen gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikation immer zur Verfügung und verhielten sich bei einem Test auslegungsgemäss.

(2.2) Die auslegungsgemässe Wärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter im Leistungsbetrieb erfolgt mit dem Frischdampf. Als mögliche Störungen in der Wärmeabfuhr sind der Verlust einer oder

beider Turbogruppen, der Verlust beider Kondensatoren, der Verlust der letzten Wärmesenke sowie das unbeabsichtigte Schliessen aller Frischdampfisolationsventile zu betrachten. Zwischen 1990 und 2005 traten insgesamt 15 störungsbedingte Turbinenschnellschlüsse (Turbinenschnellabschaltungen) auf, wovon 4 direkt zu einer Reaktorabschaltung führten. Seit der Installation der neuen Turbinensteuerung in den Jahren 2003 und 2004 sind keine Fehlauslösungen mehr aufgetreten. Im erweiterten Berichtszeitraum trat der Verlust beider Kondensatoren insgesamt zweimal jeweils nach der Jahresrevision bei Teillast während Einstellarbeiten bzw. bei Tests auf. Alle Störungen wurden auslegungsgemäss beherrscht.

(2.3) Die Abfuhr der Verlustwärme aus der Containmentatmosphäre erfolgt über Kühler zum Reaktorgebäudezwischenkühlsystem. In der Berichtsperiode und im erweiterten Beurteilungszeitraum bis 2005 waren bei diesen Systemen keine Störungen zu verzeichnen.

(2.4) Die Funktion des Torus (Druckabbaukammer) stand in der Berichtsperiode inkl. dem erweiterten Beurteilungszeitraum uneingeschränkt zur Verfügung. Sicherheitsrelevante Leckagen oder sonstige Verluste von Kühlmittel sind nicht aufgetreten.

(2.5) Die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken stand in der Berichtsperiode inkl. dem erweiterten Beurteilungszeitraum uneingeschränkt zur Verfügung.

### Schutzziel 3: Einschluss radioaktiver Stoffe

Dieses Schutzziel umfasst die folgenden Teilschutzziele, welche von KKM beurteilt werden:

- Integrität der Brennstabhüllen (3.1),
- Integrität der druckführenden Umschliessungen des Reaktorkühlsystems (3.2),
- Integrität von Systemen, die an die druckführenden Umschliessungen des Reaktorkühlsystems anschliessen und sonstiger aktivitätsführender Systeme, z.B. Schnittstelle Nachkühl- und Zwischenkühlsysteme, Abgasreinigungsanlage (3.3),
- Integrität des Containments (3.4),
- Integrität sonstiger Bauwerke und Gebäudeteile, in denen radioaktive Stoffe behandelt und gelagert werden (z.B. Hilfsanlagegebäude, Heisse Werkstatt, 3.5).

(3.1) Einzig im Jahr 2002 trat ein einzelner Hüllrohrschaden auf, der durch einen Fremdkörper verursacht wurde. Ansonsten wurde die Anlage seit 1990 ohne Brennstabdefekte betrieben.

(3.2) Hinsichtlich der Integrität der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems weist KKM darauf hin, dass im Bewertungszeitraum weder Frischdampf noch Speisewasser in die Umgebung gelangte. Bei aufgetretenen geringfügigen Sitzleckagen an Sicherheits-/Abblaseventilen gelangte der Leckagedampf auslegungsgemäss in den Torus. Auch beim fehlerhaften Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils (1998) wurde der freigesetzte Dampf in den Torus geleitet. Das Ereignis führte zu Vorbeuge- und Korrekturmassnahmen. Im Jahr 2003 wurde ein geringfügiger Wasseraustritt am RDB-Stutzen N9 (CRD-Rückführung) festgestellt und mittels Overlay-Schweissung behoben. Die Wassereinspeisung via diesen Stutzen wurde anschliessend mit einer Systemmodifikation unterbunden. Der Stutzen N9 wurde in der Jahresrevision 2006 definitiv verschlossen. Die Leckagemenge am Stutzen N9 lag deutlich unter dem Grenzwert der Technischen Spezifikation.

(3.3) An Systemen, die an das Reaktorkühlsystem anschliessen (z. B. an den Verbindungsstellen zwischen den Nachwärmeabfuhrsystemen und deren Kühlsystemen) gab es im Bewertungszeitraum und im bis 2005 erweiterten Beurteilungszeitraum keine Undichtheiten.

(3.4) Die Anforderungen an die Integrität des Containments sind in der Technischen Spezifikation festgelegt. Die Dichtheit muss in vierjährigen Intervallen durch einen Dichtheitstest nachgewiesen werden. Die Dichtheitstests des Primärcontainments wurden im Bewertungszeitraum und im bis 2005 erweiterten Beurteilungszeitraum mit Erfolg durchgeführt.

(3.5) Die Integrität der übrigen Bauwerke, in denen radioaktive Stoffe behandelt oder gelagert werden (z. B. Reaktorgebäude, Aufbereitungsgebäude, Zwischenlager für radioaktive Abfälle) war im Bewertungszeitraum und ebenso im erweiterten Beurteilungszeitraum gewährleistet.

#### Schutzziel 4: Begrenzung der Strahlenexposition

Das KKM beurteilt unter dem Schutzziel 4 die Teilschutzziele

- Begrenzung und Kontrolle des Aktivitätsinventars und Aktivitätsflusses innerhalb des Kernkraftwerkes (4.1),
- Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe (4.2),
- Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung innerhalb des Kraftwerks und dessen Umgebung (4.3),
- baulicher und technischer Strahlenschutz (4.4),
- administrativer und personeller Strahlenschutz (4.5).

(4.1) Die Kontrolle des betrieblichen Aktivitätsinventars und Aktivitätsflusses erfolgt durch die Kreislauf- und Lüftungs- und Emissionsüberwachung, durch die Buchhaltung bei der Abfallkonditionierung und durch die Dosimetrie des KKM. Die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung innerhalb des Kernkraftwerks sowie die Instrumentierung zur Überwachung der Emissionen aus der Anlage standen während des Bewertungszeitraumes uneingeschränkt zur Verfügung und ergaben keine Beanstandungen. Dasselbe gilt für die Personendosimetrie und die Abfallbuchhaltung des KKM.

(4.2) Der Nachweis der Einhaltung der im Abgabereglement für das KKM auf Basis der Betriebsbewilligung festgelegten Abgabegrenzwerte ist in den Monatsberichten enthalten. In der Berichtsperiode und im erweiterten Beurteilungszeitraum wurden die Abgabegrenzwerte eingehalten.

(4.3) Die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung innerhalb des Kernkraftwerks wurden vom KKM bereits in Teilziel 4.1 angesprochen. Die Auswertungen des Umgebungsüberwachungsprogrammes, welches im Abgabereglement für das KKM festgelegt ist, zeigten während des Bewertungszeitraums und des erweiterten Beurteilungszeitraums keine Messwerte, welche auf unzulässige Emissionen des Kraftwerks hindeuten.

(4.4) Mit baulichen Massnahmen werden Räume und Komponenten mit erhöhter Ortsdosisleistung resp. Räumlichkeiten mit unterschiedlichen Kontaminationsverschleppungen gegeneinander abgetrennt. Komponenten mit erhöhter Ortsdosisleistung werden punktuell und temporär mobil abgeschirmt. Zur Einhaltung der Vorgaben des Artikels 59 StSV, dessen Übergangsfrist am 1. Oktober 2004 ablief, wurden zusätzliche Abschirmmassnahmen im Maschinenhaus ergriffen und eine Optimierung der bestehenden Turbinenabschirmung vorgenommen. Die Kollektivdosis konnte mit diesen Massnahmen im Berichtszeitraum erheblich gesenkt werden. Kontaminationsverschleppungen traten nur in Räumen der kontrollierten Zone auf. Diese konnten jeweils innerhalb eines Arbeitstages durch Dekontamination in den ursprünglichen Zustand zurückversetzt werden. Die Ortsdosisleistung und die Aktivität der Raumluft werden innerhalb der Anlage mit festinstallierten, permanent messenden Strahlenschutzmessgeräten überwacht.

(4.5) Die Grenzwerte für beruflich strahlenexponiertes Personal und die Abgabelimite wurden während des Bewertungszeitraums und im erweiterten Beurteilungszeitraum eingehalten. In den letzten Jahren wurden die Anstrengungen sowohl zur Aufrechterhaltung und zum Ausbau des Strahlenschutz-Knowhows kontinuierlich fortgesetzt. Im Rahmen der Weiterentwicklung des Qualitätsmanagements des KKM wurden im erweiterten Beurteilungszeitraum auch die Strahlenschutzprozesse an das überarbeitete System angepasst. Das Qualitätsmanagement im Strahlenschutz wird als Führungsinstrument eingesetzt und aktiv zur Verbesserung der Arbeitsabläufe genutzt.

### **11.1.3 Nachweisziele der Richtlinie HSK-R-48**

Das KKM macht in seiner Gesamtbewertung eine Aussage zur Erfüllung der Nachweisziele gemäss Kapitel 5.4 der Richtlinie HSK-R-48<sup>2</sup> in den Bereichen Betriebsführung und Betriebsverhalten und Deterministische Sicherheitsstatusanalyse. Es kommt dabei zum Schluss, dass die geforderten Nachweise in den eingereichten PSÜ-Berichten und Systembeschreibungen erbracht wurden. Zur Erfüllung der in der R-48 formulierten Nachweisziele zur Probabilistische Sicherheitsanalyse bemerkt KKM, dass die Ergebnisse das Bild einer ausgewogenen, zuverlässigen Anlage ohne besondere Risikospitzen zeige. Die Wirksamkeit des im Jahr 1992 nachgerüsteten Containmentdruckentlastungssystems und des Drywell Sprüh- und Flutsystems sowie die Zweckmässigkeit der während der erweiterten Beurteilungszeitraums entwickelten SAMG wird dabei besonders hervorgehoben. Diese Aussage stützt sich auf eine PSA ab, die bezüglich Erdbebenanalyse noch nicht abgeschlossen war.

### **11.1.4 Sicherheitskultur, OSART-Mission und -Folgemission**

Das KKM beschreibt und bewertet unter diesem Kapitel seine Organisation und Betriebsführung und die Sicherheitskultur unabhängig von den im voranstehenden Unterkapitel angesprochenen Nachweiszielen. Hinsichtlich der Sicherheitskultur erwähnt das KKM, dass diese in die übergeordnete Unternehmenskultur der BKW FMB Energie AG eingebettet ist. Diese Unternehmenskultur ist gemäss KKM geeignet, die Kraftwerksleitung zur Wahrnehmung ihrer Verantwortung für den sicheren, zuverlässigen, umweltschonenden und wirtschaftlichen Betrieb wirkungsvoll zu unterstützen. Der Kraftwerksleiter vertritt die Belange des KKM in der Unternehmensleitung der BKW, weiterführende Verantwortung in der Unternehmensleitung hat er nicht. Dafür fokussiert er sich ganz auf den sicheren Betrieb der Anlage.

Speziell eingegangen wird vom KKM auf die Bewertung verschiedener Aspekte durch die OSART-Mission<sup>23</sup> resp. OSART-Folgemission<sup>29</sup>. Das KKM hat sich im erweiterten Beurteilungszeitraum mit den Empfehlungen, welche aus der OSART-Mission<sup>23</sup> resultierten, intensiv auseinandergesetzt und daraus resultierende Massnahmen umgesetzt. Der Schlussbericht der OSART-Folgemission<sup>29</sup> attestiert dem KKM, dass 23 Empfehlungen inzwischen umgesetzt wurden und bei den vier übrigen zufriedenstellende Fortschritte zu verzeichnen sind. Bis zum Abschluss der PSÜ 2005 konnten davon drei weitere Empfehlungen abgeschlossen werden, die letzte verbleibende Empfehlung, welche sich mit Beinahe-Ereignismeldungen beschäftigt, erachtet das KKM als im täglichen Betrieb permanent wahrzunehmende Daueraufgabe.

Der Teamleader der OSART-Folgemission stellte anlässlich des Exit-Meetings fest, dass das KKM vor der Herausforderung stehe, den erreichten hohen Standard zu halten oder wenn möglich noch weiter zu erhöhen.

### 11.1.5 Personalentwicklung

Die Personalpolitik des KKM umfasst die folgenden beiden Schlüsselemente:

- Know-how-Erhalt durch rechtzeitige Ersatzanstellungen: Sich abzeichnenden Personalfluktuationen wird möglichst mit zeitgerechten Ersatzanstellungen begegnet. Dabei werden insbesondere lange interne Ausbildungszeiten und funktionsbezogen optimierte Überlappungszeiten berücksichtigt.
- Forderung einer selbstkritischen Grundhaltung verbunden mit ausgeprägtem Teamwork: Die Kraftwerksleitung fördert diese auf allen Stufen durch Vorbild, Motivation und Ausbildungsprogramme.

Diese Schlüsselemente der Personalpolitik haben sich gemäss Beurteilung von KKM bewährt.

### 11.1.6 Leistungserhöhung

Die 1993 durchgeführte Erhöhung der thermischen Reaktorleistung um 10 % hatte

- keinen Einfluss auf die Zuverlässigkeit der Anlage im Bewertungszeitraum
- keinen Einfluss auf die Brennstabintegrität
- keinen Einfluss auf die Jahreskollektivdosis
- keinen Einfluss auf die Strahlendosis am Areal und an den Grenzen des Areals
- keinen wesentlichen Einfluss auf die Biotope der Aare als Wärmesenke.

Im erweiterten Beurteilungszeitraum fand keine weitere Erhöhung der thermischen Reaktorleistung statt.

### 11.1.7 Konventionelle Sicherheit, Arbeitssicherheit und Umweltauswirkungen

Die Anlage wurde ohne schwere Personenunfälle betrieben und unterhalten. Die Zahl der Betriebs- und Betriebsbagatellunfälle ist wesentlich geringer als der Industriedurchschnitt und kleiner als der Mittelwert reiner Bürobetriebe. Im zertifizierten QM wird die Arbeitssicherheit als eigener Prozess geführt.

Hinsichtlich Umweltauswirkungen wird die Anlage mit vernachlässigbaren Sekundärauswirkungen betrieben. Im Verbesserungsprozess des QM werden Massnahmen zur Steigerung der Umweltleistung abgeleitet.

### 11.1.8 Nachrüstungen, Verbesserungen, Erneuerungen und Instandhaltung

Im Bewertungszeitraum wurde eine grosse Anzahl von Nachrüstungen, Verbesserungen, Erneuerungen und Instandhaltungen im KKM durchgeführt. KKM erwähnt insbesondere:

- Zur Milderung der Auswirkungen von schweren Unfällen mit Kernbeschädigung sind die Systeme DSFS und CDS seit 1992 einsatzbereit.
- Aufgrund der im Kernmantel festgestellten Risse wurde dieser mit Zugstangen gesichert. Zusätzlich wurde durch Veränderung der Reaktorwasserchemie ein Korrosionsschutz eingeführt, dessen Wirksamkeit noch zu bewerten sein wird.
- Die Wärmeschutzhülsen der Speisewasserstutzen wurden konstruktiv verbessert.
- Die Torusringleitung wurde komplett erneuert.

- Die Saugsiebe der Torusringleitung wurden so vergrössert, dass die Funktionsfähigkeit der Kernnotkühlsysteme bei einem Kühlmittelverluststörfall gewährleistet ist.
- Der gesamte Reaktorschutz und die Neutronenleistungsmessung wurden erneuert.
- Die Leittechnik der Anlage wurde in wichtigen Bereichen erneuert.
- Ein verbessertes Brandschutzkonzept wurde erarbeitet. Die Umsetzung der erforderlichen Massnahmen ist erfolgt.
- Das durch die schweizerischen Kernkraftwerke gemeinsam erarbeitete Alterungsüberwachungsprogramm wurde eingeführt und gilt seitdem als Basis für die anlagespezifische Umsetzung.
- Ein integriertes Betriebsführungssystem (IBFS) wurde als zentrales Instrument für die tägliche Kontrolle der Betriebsführung sowie der Prüf-, Unterhalts- und Instandhaltungsarbeiten eingeführt.

Im erweiterten Beurteilungszeitraum sind folgende Punkte zusätzlich zu erwähnen:

- Der Schutz der Kerneinbauten vor Spannungsrisskorrosion wurde mit neuer Technik (Online Noble Chem OLCNC) weitergeführt.
- Die beiden Hochdruck-Vorwärmer sowie die Vordruckregler wurden ersetzt.
- Die Kreislaufstrahlenüberwachung wurde erneuert. Weitere nennenswerte Instrumentierungs-erneuerungen erfolgten im Bereich der Aerosolmonitore und Kaminüberwachung.
- Die mechanisch-hydraulischen Vordruckregler (Turbinen-Vordruckregelung) wurden durch elektronische Regler mit elektro-hydraulischen Wandlern ersetzt. Weitere nennenswerte Steuerungserneuerungen erfolgten im Bereich CVRS, KRA und Betriebsgebäudelüftung.
- Im Bereich Starkstromtechnik wurden die beiden Generator-Lastschalter ersetzt und der Generator-Wicklungskopf B saniert.
- Die Betriebsfunkanlage wurde erneuert.
- Das IBFS wurde unter Beibehaltung der Originalfunktionalität vollständig erneuert und ist softwaretechnisch auf modernem Stand.

#### **11.1.9 Ausblick auf die Betriebsperiode 2003 bis 2012**

Zur vorausschauenden Bewertung des zukünftigen Sicherheitsstatus macht KKM folgende wichtige Aussagen:

- KKM verfolgt die Entwicklung der Kerntechnik unter anderem durch Auswerten von Fachliteratur, Teilnahme an Fachkonferenzen, Erfahrungsaustausch mit anderen Betreibern und Vergleiche mit anderen Anlagen der gleichen oder ähnlichen Bauart. Aus diesen Aktivitäten kann die Feststellung abgeleitet werden, dass aus heutiger Sicht keine wesentlichen Anlageänderungen und Nachrüstungen erforderlich sein werden.
- Die Anlage ist in einem einwandfreien Zustand. KKM wird die Anlage im nächsten PSÜ-Intervall so betreiben und unterhalten, dass aus technischer Sicht der Weiterbetrieb auch im übernächsten PSÜ-Intervall (Einreichungstermin: Ende 2010) ohne Vorbehalte möglich ist.

- Die Personalvorkehrungen auf allen Ebenen sind derart, dass eine bestmögliche Wissens- und Erfahrungsweitergabe erfolgt. Die personellen Voraussetzungen für den verantwortungsvollen Weiterbetrieb der Anlage sind daher ebenfalls vorhanden.

#### **11.1.10 Ausblick auf eine Betriebsperiode bis 2032**

Seit der PSÜ 2000 hat sich das Augenmerk des KKM auf einen Weiterbetrieb bis 2032 konzentriert. In dieser Zeitspanne wird der Ersatz von Komponenten zentral werden. Mit dem bis heute erreichten Sicherheitsstandard und dem klaren Bekenntnis der Unternehmensleitung zugunsten des sicheren Weiterbetriebs des KKM sowie dem Bestreben jedes einzelnen Mitarbeitenden zur kontinuierlichen Verbesserung ist das KKM nach seiner eigener Beurteilung für die künftigen Herausforderungen bestens gerüstet.

### **11.2 Gesamtbewertung aus der Sicht der HSK**

Die HSK hat eine unabhängige Prüfung und Beurteilung der vom KKM eingereichten Dokumente zur PSÜ durchgeführt. Dabei hat sie die vom KKM im Rahmen der PSÜ dargelegte Betriebserfahrung im Bewertungszeitraum (1990-2000) sowie im erweiterten Beurteilungszeitraum (2000 – 2005) berücksichtigt und den aktuellen Zustand des Kernkraftwerks mit dem Stand von Wissenschaft und Technik verglichen. Neben der Prüfung und Beurteilung der PSÜ-Dokumente berücksichtigte die HSK weitere Dokumente, welche im Rahmen der ordentlichen Aufsicht von KKM eingereicht worden waren, und führte eine Reihe von Fachgesprächen und Inspektionen im KKM durch.

#### **11.2.1 Organisation und Betrieb**

Die Organisation und das Qualitätsmanagement des KKM bilden wichtige Voraussetzungen für den sicheren Betrieb der Anlage. Der Personalbestand wurde in den betrachteten 15 Jahren signifikant erhöht, wobei der Schwerpunkt im Bereich Ingenieurkapazität lag. Diese Personalaufstockung ist ein wichtiger Beitrag zum langfristigen Wissenserhalt.

Mit dem neuen KKM-Simulator wurde das Simulatortraining des Betriebspersonals verbessert. Der neu gestaltete Kommandoraum und das neue Prozessvisualisierungssystem dienen einer funktionsorientierten Arbeitsumgebung.

Die Auswertung der Betriebserfahrung des KKM während den betrachteten 15 Jahren zeigt gute Resultate. Die hohe Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit, die sehr geringe Zahl von Brennelementschäden (ein einzelner Hüllrohrschaden im Jahr 2002) sowie eine geringe Anzahl störungsbedingter Abstellungen sind klare Hinweise auf eine gute Anlage und eine gute Betriebsführung. Im Bewertungszeitraum wurde keine Störung verzeichnet, die zu einem Hüllrohrschaden führte. Dies bedeutet, dass die Kühlung der Brennelemente jederzeit gewährleistet war.

Die im internationalen Vergleich niedrigen Kollektivdosen sowie ihre Halbierung im Bewertungszeitraum und die gegenüber den erlaubten Werten sehr geringen Abgaben an radioaktiven Stoffen deuten auf einen im Sinne der Strahlenschutzverordnung optimierten Strahlenschutz hin.

Die 1993 durchgeführte Erhöhung der thermischen Reaktorleistung um 10 % verlief erfolgreich und zeigte keine negativen Auswirkungen auf den Normalbetrieb.



Bereits während der OSART-Mission<sup>23</sup> beurteilten Experten den Anlagenzustand als hervorragend und wiesen speziell auf die gute Zusammenarbeit des KKM-Personals hin. Bei der 2002 durchgeführten Follow-Up-Mission<sup>29</sup> wurde überprüft, wie und auf welche Weise die OSART-Empfehlungen<sup>23</sup> umgesetzt wurden. Die Experten äusserten sich anerkennend zum Engagement und zur konsequenten Vorgehensweise des KKM bei der Erfüllung der Empfehlungen. Die Beobachtungen der HSK bestätigen diese externe Beurteilung.

### **11.2.2 Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten**

Die Gebäude des KKM werden systematisch überwacht und instand gehalten. Die notwendigen Sanierungsmassnahmen wurden meist präventiv durchgeführt.

Die korrekte Funktion der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme wird periodisch mit Funktionsprüfungen, die in der Technischen Spezifikation festgelegt sind, überwacht. Aufgrund von Ergebnissen der Wiederholungsprüfungen wurden Verschlechterungen des Zustandes sicherheitstechnisch relevanter mechanischer Komponenten rechtzeitig erkannt und saniert. Notwendige Instandhaltungsmassnahmen wurden durchgeführt. Der bedeutsamste Prüfbefund im Berichtszeitraum war die fortschreitende Spannungsrisskorrosion am Kernmantel. Der Kernmantel wurde daraufhin mit Zugankern ausgerüstet, welche nach Beurteilung der HSK insbesondere im Hinblick auf einen Betrieb über 40 Jahre hinaus aber nicht als endgültige Instandsetzung des Kernmantels betrachtet werden können. Eine ausführliche Beurteilung im Hinblick auf einen Betrieb über 40 Jahre hinaus wird in Kapitel 10 vorgenommen. Um die Situation hinsichtlich Spannungsrisskorrosion in Griff zu bekommen, wurde die Reaktorwasserchemie zum Schutz der RDB-Einbauten geändert (NMCA, OLNC). Die Auswirkungen der Wasserchemieänderung konnten zum Zeitpunkt der Erstellung dieser sicherheitstechnischen Stellungnahme noch nicht abschliessend beurteilt werden.

Als Ergebnis von Ermüdungsanalysen wurden die Wärmeschutzhülsen der Speisewasserstutzen am Reaktordruckbehälter konstruktiv verbessert. Aufgrund eines Vorkommnisses in der Anlage Barsebäck wurden die Ansaugsiebe der Kernnotkühlsysteme im Torus vergrössert. Dadurch kann eine unzulässige Verstopfung der Saugsiebe während eines Kühlmittelverluststörfalls ausgeschlossen werden. KKM unterzieht nach Auffassung der HSK Ereignisse in fremden Anlagen einer systematischen Überprüfung und leitet die daraus notwendigen Verbesserungsmassnahmen ab.

Im Bereich der Elektro- und Leittechnik betreibt KKM eine gründliche, durch vorbeugende Massnahmen und verschiedene Prüfstufen gekennzeichnete Instandhaltung. In der Sicherheitsleittechnik wurden die meisten Systeme (z. B. Reaktorschutz und Neutronenflussmessungen) im Bewertungszeitraum resp. dem erweiterten Beurteilungszeitraum ersetzt oder kurz zuvor (z. B. SUSAN-Sicherheitsleittechnik) neu installiert.

KKM hat im Zeitraum zwischen 1990 und 2005 mit der Umsetzung des Alterungsüberwachungsprogramms, das 1991 von der HSK für alle Schweizer Kernkraftwerke gefordert wurde, begonnen. Dieses Programm hat zum Ziel, die sicherheitsrelevanten Gebäude und Komponenten der einzelnen Systeme bezüglich Schädigung infolge Alterungsmechanismen systematisch zu bewerten, Lücken in Wiederholungsprüfungen und Instandhaltungsmassnahmen zu erkennen und Massnahmen zu deren Schliessung festzulegen. Dazu werden theoretische Überlegungen, Berechnungen, Informationsrückfluss aus Instandhaltung und Prüfungen, sowie Kontrollen und Prüfungen zentral zusammengeführt. Das Alterungsüberwachungsprogramm wird vom KKM in sinnvoller Weise in die Instandhaltung integriert und erfüllt die Erwartungen der HSK.

Die HSK bewertet das Funktions- und Wiederholungsprüfprogramm, die vorbeugenden und störungsbedingten Instandhaltungsmassnahmen im KKM als gut und dem Stand der Technik entsprechend. Die Gebäude, Systeme und Komponenten des KKM befinden sich in einem sehr guten Zustand.

### 11.2.3 Deterministische Störfallanalysen

Im Rahmen der deterministischen Störfallanalysen erbrachte KKM die Nachweise, dass ein abdeckendes Spektrum von Auslegungsstörfällen durch die Sicherheitssysteme wirksam und zuverlässig beherrscht wird, dass die Beanspruchungen der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile innerhalb der spezifizierten Sicherheitsgrenzen bleiben und dass der Dosisgrenzwert gemäss der Strahlenschutzverordnung resp. der Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> für die Sicherheitsebene Auslegungsstörfälle eingehalten wird. Für drei Auslegungsstörfälle, die ohne Berücksichtigung des Einzelfehlers der Störfallkategorie 2 zuzuordnen sind, hat die HSK Nachweise gefordert. Bei diesen Auslegungsstörfällen handelt es sich um das Sicherheitserdbeben (SSE) und um Brüche an Leitungen des Speisewasser- und Frischdampfsystems ausserhalb des Containments.

Die Erdbebengefährdung wurde im Rahmen des Projekts PEGASOS (Probabilistische Erdbeben-Gefährdungsanalyse für die KKW-Standorte der Schweiz) 2004/2005 neu beurteilt. Nach Ansicht der HSK zeigen die Ergebnisse, dass das der Auslegung zugrunde gelegte Sicherheitserdbeben (SSE) gegenüber der Vergangenheit mit einer höheren Häufigkeit auftritt. Die Einordnung des Sicherheitserdbebens in die Störfallkategorie 3 unter Berücksichtigung des Einzelfehlers entsprechend der Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> ist korrekt. Die Nachweise dazu liegen vor. Nachweise sind für den Störfall SSE ohne Berücksichtigung eines Einzelfehlers noch zu erbringen.

Ein ähnlicher Sachverhalt gilt auch für die Einordnung der Störfälle mit Brüchen an Leitungen des Speisewasser- und Frischdampfsystems ausserhalb des Containments. Die Einordnung dieser Störfälle in die Störfallkategorie 3 unter Berücksichtigung des Einzelfehlers ist entsprechend der Richtlinie HSK-R-100<sup>118</sup> korrekt. Nachweise ohne Berücksichtigung des Einzelfehlers liegen nicht vor und sind noch zu erbringen.

Besonders erwähnenswert sind die bis Ende 2002 durchgeführten detaillierten Untersuchungen zum Flugzeugabsturz im Nachgang zum Terroranschlag von New York vom 11. September 2001. Die Ergebnisse lassen den Schluss zu, dass für das KKM, das anfangs der 70er Jahre entsprechend dem damaligen Stand des Wissens und des damaligen Vorgehens noch nicht explizit auf einen Flugzeugabsturz ausgelegt wurde, dank der Nachrüstungen (SUSAN-Notstandssystem) und dank der ursprünglichen konservativen Auslegung der Baustrukturen über einen angemessenen Schutzgrad für einen Flugzeugabsturz verfügt. Die HSK kommt aufgrund der Überprüfung der von KKM eingereichten Analysen und aufgrund eigener, unabhängiger Untersuchungen zum Ergebnis<sup>128</sup>, dass für das KKM bei mittleren Geschwindigkeiten eines Passagierflugzeuges ein guter Schutz der im Reaktorgebäude installierten Einrichtungen gegen die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes besteht. Dank der inneren, massiven Strukturen ist auch bei einem Durchstanzen des äusseren Gebäudes ein hoher Schutzgrad gegen eine Beschädigung der für die Kernkühlung relevanten Systeme vorhanden. Weiterhin zeigt die Untersuchung, dass die Tragfähigkeit des Reaktorgebäudes sowie die Tragfähigkeit und Dichtheit des SUSAN-Gebäudes auch nach einem grösseren Kerosinbrand erhalten bleiben. Die Analyse zeigt, dass die Wahrscheinlichkeit für eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung gering ist.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass (bis auf SSE ohne Einzelfehler) die Nachweise für den ausreichenden Schutz gegen Auslegungsstörfälle im Rahmen der deterministischen Störfallanalyse von KKM erbracht wurden.

#### **11.2.4 Probabilistische Sicherheitsanalysen**

KKM legte umfassende probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) der Stufe 1 für Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb sowie der Stufe-2 für Leistungsbetrieb zur Untersuchung des Anlageverhaltens bei Störfällen ausserhalb der Auslegung vor.

Die KKM-Stufe-1-PSA bescheinigt der Anlage bei Vollastbetrieb ein ausgewogenes Risikoprofil ohne besondere Spitzen. Gemäss KKM liegt die gesamte Kernschadenshäufigkeit bei rund  $1,2 \cdot 10^{-5}$ /Jahr, was im internationalen Vergleich ein niedriger Wert ist. Die Hauptbeiträge zum Kernschadensrisiko stammen von Erdbeben und internen Bränden. Signifikante Anlagenschwächen konnten nicht identifiziert werden.

Die Überprüfung der KKM-PSA durch die HSK erbrachte als wesentliches Ergebnis, dass die Studie in verschiedenen Bereichen – genannt sei insbesondere das Erdbebenrisiko – einen Verbesserungsbedarf aufweist. Aus diesem Grund sind die vom KKM ausgewiesenen Ergebnisse aus Sicht der HSK als vorläufig zu betrachten.

Gemäss KKM zeigt die eingereichte Stufe-2-PSA für Vollastbetrieb, dass das KKM über ein robustes Containment verfügt, welches den Belastungen während der frühen Phase eines schweren Unfalls mit hoher Wahrscheinlichkeit standhält. Ferner zeigt die Analyse, dass dem KKM mit dem Drywell-Sprüh- und Flutsystem sowie mit der gefilterten Containment-Druckentlastung zwei Systeme zur Verfügung stehen, mit denen die Auswirkungen eines Kernschmelzunfalls deutlich gemildert werden können. Strategien zum optimalen Einsatz dieser Systeme wurden vom KKM im Rahmen der Entwicklung von „Severe Accident Management Guidance“ (SAMG) erarbeitet.

Nach Auffassung der HSK entspricht die Stufe-2-PSA des KKM methodisch dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die Einschätzung der Unfallphänomene und der Containmentbelastungen sind akzeptabel. Da die Stufe-2-PSA jedoch auf einer verbesserungsbedürftigen Stufe-1-PSA aufbaut, sind die ermittelten Resultate mit Vorbehalt zu betrachten. Nach der Aufdatierung der Stufe-1-PSA können sich die Ergebnisse der Stufe-2-PSA noch substantiell ändern.

Für das Anlagenrisiko im Stillstand wird durch das KKM eine Brennstoffschadenshäufigkeit von etwa  $5 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr ermittelt. Sie wird dominiert durch das auslösende Ereignis „Brand“ gefolgt von internen Ereignissen (d.h. Transienten und Kühlmittelverlusten). Signifikante Schwächen der Anlage im Stillstandsbetrieb wurden nicht gefunden.

Aus Sicht der HSK stellt die aktuelle KKM-Stillstandsstudie einen eindeutigen Fortschritt im Vergleich mit der Vorgängerstudie dar. Viele Bereiche der Stillstands-PSA sind akzeptabel. Dennoch sind die ausgewiesene Brennstoffschadenshäufigkeit sowie das Risikoprofil als vorläufig zu betrachten, da relevante Teile der Studie, insbesondere zum Erdbebenrisiko, zu überarbeiten sind.

#### **11.2.5 Notfallorganisation**

Die Notfallorganisation ist mit ihren Führungsprozessen und -einrichtungen geeignet, um Störfälle in der Anlage zu beherrschen und die rechtzeitige Alarmierung der externen Stellen (Behörde, NAZ usw.) zu gewährleisten. Auch zeigten die im Bewertungszeitraum durchgeführten Notfallübungen, dass KKM in der Lage ist, bei Störfällen die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung zu mindern.

### 11.2.6 Schlussfolgerungen

Zusammenfassend kommt die HSK zum Ergebnis, dass im Kernkraftwerk Mühleberg ein hohes Mass an technischer und organisatorischer Sicherheitsvorsorge getroffen ist, dass die Anlage während der vergangenen 15 Jahre zuverlässig betrieben wurde und die Voraussetzungen für einen sicheren Weiterbetrieb erfüllt sind. Damit das KKM der Erfahrung und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik noch besser entspricht, hat die HSK vom Betreiber sowohl in ihrer sicherheitstechnischen Stellungnahme<sup>1</sup> 2002 wie in der vorliegenden Stellungnahme zur PSÜ 2005 verschiedene Verbesserungsmassnahmen (in der Stellungnahme 2002 als PSÜ-Pendenzen, in der vorliegenden Stellungnahme als HSK-Forderungen) gefordert. Die PSÜ-Pendenzen aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme 2002 konnten inzwischen alle erledigt werden, soweit es sich um terminierte, nicht wiederkehrende Pendenzen handelt. Die Gründe für die in der vorliegenden Stellungnahme zur PSÜ 2005 geforderten Verbesserungsmassnahmen (siehe Zusammenstellung der Forderungen im Kapitel 11.3), die in den jeweiligen Kapiteln ausführlich dargelegt sind, stellen den sicheren Betrieb der Anlage nicht in Frage. Viele Verbesserungsmassnahmen betreffen die Vervollständigung von Nachweisen. Der Betreiber hat alle von der HSK geforderten Verbesserungsmassnahmen akzeptiert. Sie werden bis zu deren Abschluss durch die HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit verfolgt.

### 11.3 HSK-Forderungen aus der KKM PSÜ 2005

Auf Grund der Bewertung der PSÜ 2005 durch die HSK in der vorliegenden sicherheitstechnischen Stellungnahme stellt die HSK im Bereich der Betriebserfahrungen der Gesamtanlage die folgenden Forderungen:

1. Bei der laufenden Überarbeitung der Dokumentation zur Alterungsüberwachung hat das KKM die wesentlichen Alterungsmechanismen an den sicherheitsklassierten Behältern und Rohrleitungen identifiziert. Weitere Ergänzungen der Dokumentation sind bei den Massnahmen zur Alterungsüberwachung notwendig. Weiterhin ist zu dokumentieren, dass die eingesetzten Methoden, Verfahren und Techniken für die Altersüberwachung geeignet und aussagefähig sind. KKM wird aufgefordert, die Dokumentation zur Alterungsüberwachung Maschinenteknik bis Ende 2012 hinsichtlich der genannten Ergänzungen zu vervollständigen (HSK-Forderung PSÜ-5.5-1).
2. Bei der Überprüfung der Komponentenlisten für die mechanischen Systeme auf Vollständigkeit ergab sich, dass für die Reaktordruckbehälter-Einbauten und für das Steuerluft-System keine Komponentenlisten eingereicht waren. KKM wird aufgefordert, diese Komponentenlisten bis Ende 2008 nachzureichen (HSK-Forderung PSÜ-5.5-2).
3. Der HSK ist bis zum 31. Dezember 2008 ein schriftlicher Bericht mit den Ergebnissen der Überprüfung der Umsetzung des Zonenkonzeptes hinsichtlich möglicher unerfasster Abgaben radioaktiver Stoffe aus den kontrollierten Zonen des KKM vorzulegen (HSK-Forderung PSÜ-5.6-1).
4. Das KKM hat Massnahmen zu ergreifen, um die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser ab Ende 2010, unter Wahrung der Verhältnismässigkeit, auf einen Zielwert von weniger als 1 GBq pro Jahr (ohne Tritium) zu reduzieren. Der HSK ist dazu jährlich ein Fortschrittsbericht einzureichen (HSK-Forderung PSÜ-5.7-1).

Im Bereich der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, Systeme und Komponenten stellt die HSK die folgenden Forderungen:

5. Von KKM ist bis Ende 2010 ein Projektplan vorzulegen, der neben der Versuchsplanung aufzeigt, mit welchen Methoden die bruchmechanischen Kennwerte aus den Materialproben der Bestrahlungssätze 1-4 bestimmt werden und wie diese Werte bei der Behandlung der Spröbruchsicherheitsnachweise Berücksichtigung finden (HSK-Forderung PSÜ-6.4-1).
6. Zur Überwachung der Schweissnähte der Bodendurchführungen des RDB wird KKM aufgefordert, bis Ende 2008 ein geeignetes Überwachungskonzept aufzustellen, das die Fehlerauffindwahrscheinlichkeit zum bisherigen Vorgehen verbessert (HSK-Forderung PSÜ-6.4-2).
7. Bei Verwendung der eingesetzten Modelle zur Berechnung der zulässigen Risslänge besteht in folgenden Punkten noch Klärungsbedarf:
  - Dass der Kernmantel auf Grund der Steifigkeit seiner Ringe und Abschlüsse hinsichtlich der Risse an den Rundnähten 4 und 11 als sehr langer Zylinder behandelt werden kann, ist nicht offensichtlich und muss nachgewiesen werden.
  - Die zulässigen Rissgrößen der Rundnähte 4 und 11 sind hinsichtlich der Auswirkung benachbarter Risse auf den Spannungsintensitätsfaktor sowie der Anwendung des Risslängen-Kombinationskriterium (LEBM) und des Risslängen-Verteilungskriteriums (Grenzlast-Analyse) zu überprüfen.

Die Abklärungen sind bis Ende 2009 durchzuführen (HSK-Forderung PSÜ-6.4-3).

8. Das KKM muss bis Ende 2009 das Messsystem 17MR010A so nachrüsten, dass es für die bei einer Containment-Druckentlastung auftretenden Umgebungsbedingungen geeignet ist. (HSK-Forderung PSÜ-6.13-1)
9. Die HSK verlangt bis Mitte 2008 ein Befestigungskonzept für die fahrbaren Gestelle, in denen die Monitore zur Überwachung der Abluft aus Räumen hinsichtlich radioaktiver Aerosole installiert sind, damit diese Gestelle den Anforderungen an die Standfestigkeit bei einem Erdbeben genügen (Seismic Housekeeping). Das Konzept ist anschliessend bis Ende 2008 umzusetzen (HSK-Forderung PSÜ-6.13-2).

Im Bereich der deterministischen Sicherheitsanalysen ergeben sich die folgenden Forderungen:

10. Die HSK fordert vom KKM eine Analyse für Brüche an Leitungen des Speisewasser- und Frischdampfsystems ausserhalb des Containments ohne Unterstellung eines Einzelfehlers. Kann die gemäss StSV einzuhaltende Störfalldosis von 1 mSv für Störfälle der Ereigniskategorie 2 nicht eingehalten werden, sind Vorschläge für Nachrüstungen auszuarbeiten und zu bewerten. Die Analyse und Bewertung der Ergebnisse sind der HSK bis Ende 2008 einzureichen (HSK-Forderung PSÜ 7.4-1).
11. Die HSK fordert vom KKM eine SSE-Analyse ohne Unterstellung eines Einzelfehlers. Kann die gemäss StSV einzuhaltende Störfalldosis von 1 mSv für Störfälle der Ereigniskategorie 2 nicht eingehalten werden, sind Vorschläge für Nachrüstungen auszuarbeiten und zu bewerten. Die Analyse und Bewertung der Ergebnisse sind der HSK bis Ende 2008 einzureichen (HSK-Forderung PSÜ 7.6-1).

Im Bereich der probabilistischen Sicherheitsanalysen stellt die HSK die folgenden Forderungen:

12. a) Im Zusammenhang mit den Zuverlässigkeitsdaten sind bis zum 31. März 2008 folgende Arbeiten durchzuführen (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1a):
  - Sämtliche Komponentenzuverlässigkeitskenngrößen inkl. CCF-Parameter sind unter Berücksichtigung der werkspezifischen Erfahrung aufzudatieren. Es ist ein Bayes-Verfahren zu verwenden, das die Nullfehlerstatistik ohne die Annahme von künstlichen Fehlern beherrscht. Ferner ist die Unsicherheit der CCF-Parameter zu berücksichtigen.
  - Das KKM-Datenerfassungskonzept ist zu überarbeiten: Die Gruppierung von Komponenten für die Bestimmung von Zuverlässigkeitskenngrößen ist zu begründen und die Übertragbarkeit der generischen Daten auf die anlagenspezifischen Daten ist darzulegen. Ferner soll das Datenerfassungskonzept die Art und Weise festlegen, mit der die Ergebnisse zur Komponentenzuverlässigkeit untersucht und bewertet werden.
- b) Die folgenden Punkte zur MUSA2005-HRA sind bis zum 30. Juni 2008 zu überarbeiten (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1b):
  - Sämtliche in der HRA relevanten Zeitfenster sind mittels thermohydraulischer Analysen zu belegen. Diese Analysen sind in die MUSA2005-Dokumentation zu integrieren.
  - Sollten die thermohydraulischen Analysen das in der MUSA2005 angenommene, kurze Zeitfenster für die Operateurhandlungen OPER\_FWS\_RXINJ und OPER\_FWS\_CAIR bestätigen, so sind diese beiden Handlungen als garantiert fehlgeschlagen anzunehmen.
  - Eine detaillierte Analyse ist für sämtliche Operateurhandlungen der Kategorie C durchzuführen.
  - Die Operateurhandlung OPER\_XADS zur ADS-Blockierung und Kontrolle des Wasserstandes an der Obergrenze des aktiven Kernbereichs in ATWS-Szenarien ist neu zu quantifizieren. Dabei sind die Ausführungsschritte zur Kontrolle des Wasserstandes an der Obergrenze des aktiven Kernbereichs mit zu berücksichtigen. Zusätzlich ist die mögliche Abhängigkeit zwischen den beiden Operateurhandlungen OPER\_SLCS und OPER\_XADS zu analysieren und ggf. im Modell zu berücksichtigen.
  - Der Einfluss von Erdbeben auf die Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen ist zu berücksichtigen.
  - Die Anpassung der Versagenswahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen an die geänderten Bedingungen (bzgl. Zugänglichkeit, Zeitfenster, etc.) bei internen systemübergreifenden und externen Ereignissen ist zu dokumentieren. Wo angezeigt, ist die Versagenswahrscheinlichkeit neu zu bestimmen.
  - Es ist zu überprüfen, inwieweit die bestehenden Vorschriften aufgrund der von der HSK identifizierten Verbesserungsmöglichkeiten zu ändern und/oder zu ergänzen sind.
- c) Sämtliche Erfolgskriterien in der MUSA2005 sind durch entsprechende (anlagenspezifische) thermohydraulische Analysen zu belegen und zu dokumentieren. Sollten sich dabei Änderungen gegenüber den aktuell modellierten Erfolgskriterien ergeben, so sind diese im PSA-Modell zu berücksichtigen. Änderungen gegenüber den in der Vergangenheit bereits von der HSK akzeptierten Erfolgskriterien sind detailliert zu begründen (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1c, Termin: 31. März 2008).

- d) Bei der Quantifizierung der Häufigkeit interner auslösender Ereignisse in der MUSA2005 sind bis zum 31. März 2008 folgende Verbesserungen vorzunehmen (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1d):
- Die Unsicherheitsverteilungen für die Häufigkeiten der generischen auslösenden Ereignisse sind mit einem dem Stand der Technik entsprechenden Verfahren zu bestimmen. Anschliessend sind die Häufigkeiten der anlagenspezifischen auslösenden Ereignisse neu zu berechnen.
  - Die KKM-Studie zum „Break Outside Containment“ ist aufzudatieren. Zu betrachten sind dabei alle relevanten Brüche (z. B. der Speisewasser- und Frischdampfleitungen). Die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses ist anschliessend entsprechend im PSA-Modell anzupassen.
- e) Das KKM hat eine Aktionsliste mit Verbesserungsmöglichkeiten der MUSA2005 vorzulegen. Basis dieser Aktionsliste sind die von der HSK während der Überprüfung erstellten Fragelisten sowie die in der HSK-Stellungnahme zur PSÜ aufgeführten Punkte. Nach Abstimmung der Listeninhalte mit der HSK ist die MUSA2005 entsprechend zu aktualisieren und die Kernschadenshäufigkeit auszuweisen (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1e, Termin 30. Juni 2008).
- f) Die im Rahmen der MUSA2005 erstellte Brandanalyse ist in folgenden Punkten bis 31. Dezember 2008 zu überarbeiten:
- Die Versagenswahrscheinlichkeit der Brandschutzmassnahmen ist bei allen als relevant identifizierten Brandszenarien einheitlich, mit Hilfe eines Brandereignisbaumes, zu bestimmen.
  - Die in NUREG CR-6850<sup>136</sup> dargestellten Brandeintrittshäufigkeiten sind insbesondere für die Abschätzung der Häufigkeit von Bränden in Schaltschränken zu verwenden.
  - Die Annahme, dass Brände auf der „-4,2 m“-Ebene und der 0-m-Ebene im Reaktorgebäude auf die definierten Brandbereiche begrenzt bleiben, ist anhand von Brandausbreitungsanalysen zu unterlegen.
  - Die Erkenntnisse aus der im Rahmen der PSÜ-Pendenz P46 (PSÜ 2000) durchgeführten Analyse eines Brandes im Raum BG+8.0.10 sind bei der Abschätzung des Beitrags dieses Raumes zur brandbedingten CDF zu berücksichtigen.
- Zudem ist im Zuge der Überarbeitung des internen Modells der quantitative Auswahlprozess der im Detail zu analysierenden Brandabschnitte zu überprüfen und ggf. nochmals durchzuführen sowie nachvollziehbar zu dokumentieren. Ferner sind die nachträglich durchgeführten Brandausbreitungsrechnungen in die Brandanalyse einzubinden (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1f).
- g) Die im Rahmen der MUSA2005 erstellte Analyse interner Überflutungen ist bis 31. Dezember 2008 in folgenden Punkten zu überarbeiten:
- Die Häufigkeiten von Speisewasserleitungsbrüchen im Maschinenhaus sind abzuschätzen und deren Auswirkungen zu bewerten. Der Beitrag dieser Flutszenarien an der überflutungsbedingten CDF ist auszuweisen.
  - Die kritischen Volumina der Überflutungsbereiche sind unter Berücksichtigung der Anlagegegebenheiten realistischer zu bewerten. In diesem Zusammenhang ist zu untersuchen, inwieweit Leitungsleckagen oberhalb der „-11 m“-Ebene des Reaktorgebäudes

die Funktion der Komponenten auf der „-11 m“-Ebene unmittelbar (durch herabstürzende Wassermassen) gefährden können.

- Die Versagenswahrscheinlichkeiten für die Erkennung und Absperrung der Leckagen sowie für den Erhalt der Funktion des Kondensatsystems bzw. für die Wiederherstellung der Funktion des Speisewassersystems sind auf Basis einer umfassenden Analyse szenario-spezifisch zu bestimmen.

Die Analysen für Frischdampf- und Speisewasserleitungsleckagen im Reaktorgebäude sind in die Überflutungsanalyse einzubinden (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1g).

- h) Die Erdbebenanalyse in der MUSA2005 ist bis 31. Dezember 2008 so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht. Insbesondere sind:
- Die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauten (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen.
  - Die Fragilityanalysen insgesamt zu aktualisieren.
  - Die Erdbeben-PSA als integraler Bestandteil vollständig in das PSA-Modell aufzunehmen.
  - Die Erdbebenanalyse umfassend und nachvollziehbar zu dokumentieren.

Mit dem überarbeiteten PSA-Modell sind allfällige seismische Schwachstellen in der Anlage systematisch zu identifizieren und potenzielle Nachrüstungen risikotechnisch zu bewerten. Dabei sind auch die Mauerwerkswände im Betriebsgebäude zu betrachten (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1h).

- i) Die als Teil der MUSA2005 erstellte Analyse von extremen Winden und Tornados ist dem Stand der Technik entsprechend bis 30. Juni 2008 zu überarbeiten (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1i). Insbesondere sind
- die Überschreitungshäufigkeit von extremen Winden, die Trefferhäufigkeit von Tornados sowie die Widerstandsfähigkeit der Gebäude gegen die Einwirkung von extremen Winden und Tornados angemessen realistisch abzuschätzen und
  - die zum Anlagenrisiko beitragenden Szenarien im PSA-Modell detailliert abzubilden.
- j) Die verschiedenen Versagensmechanismen der Wohlensee-Staumauer sind mit modernen Methoden zu analysieren. Ferner ist die Unfallablaufmodellierung detailliert im PSA-Modell zu implementieren (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1j, Termin 31. März 2008).
- k) Das externe Ereignis „unfallbedingter Flugzeugabsturz“ ist detailliert im PSA-Modell abzubilden. Ferner ist die Unfallablaufanalyse bezüglich der virtuellen Absturzfläche, betrachteter Flugzeugtypen und Absturzgeschwindigkeiten sowie unter Berücksichtigung direkter und indirekter Beschädigungen durch Trümmerflug und Brände zu verfeinern. (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1k, Termin 31. Dezember 2008)
- l) Die Unsicherheits- sowie die Importanzanalyse in der MUSA2005 sind bis 31. Dezember 2008 unter Berücksichtigung des gesamten Spektrums auslösender Ereignisse durchzuführen. Im Rahmen der Importanzanalyse sind Fussell-Vesely- sowie Risk Achievement Worth-Importanzen auf der Ebene von Basisereignissen, Komponenten sowie auf Systemebene anzugeben (HSK-Forderung PSÜ-8.3-1l).



13. a) Nach Überarbeitung des Stufe-1-Modells sind die Kernschadenzustände in der MUSA2005 unter Berücksichtigung des gesamten Spektrums auslösender Ereignisse neu zu quantifizieren und das Stufe-2-Modell entsprechend aufzudatieren (HSK-Forderung PSÜ-8.4-1a, Termin 31. Dezember 2009).
- b) Wird in der Stufe-2-PSA 48 Stunden nach Eintritt des Unfalls kein stabiler bzw. klar definierter Endzustand erreicht (z. B. Drywelldruck unterhalb Versagensdruck, aber mit steigender Tendenz) so ist dieser Endzustand hinsichtlich seiner weiteren Entwicklung und der zur Verfügung stehenden Gegenmassen zu diskutieren. Ggf. ist ein Endzustand zu unterstellen, der sich im Zeitraum nach 48 Stunden einstellen wird (HSK-Forderung PSÜ-8.4-1b, Termin 31. Dezember 2009).
14. a) Nach Überarbeitung der MUSA2005-Komponentenzuverlässigkeitsdaten sind diese auch in der SMUSA2005 zu berücksichtigen (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1a, Termin: 31. März 2008).
- b) Im Zusammenhang mit der SMUSA2005-HRA sind bis 31. März 2008 folgende Arbeiten erforderlich (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1b):
- Eine detaillierte Analyse ist für sämtliche Operateurhandlungen der Kategorie C durchzuführen.
  - Der Einfluss von Erdbeben auf die Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen ist zu berücksichtigen.
  - Es ist zu überprüfen, inwieweit die schriftlichen Anweisungen für Stör- und Notfälle während des Anlagenstillstands zu ergänzen oder neu zu erstellen sind.
- c) Die in der SMUSA2005 verwendeten Erfolgskriterien sind durch (anlagenspezifische) thermohydraulische Analysen zu belegen und zu dokumentieren (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1c, Termin: 31. Dezember 2009).
- d) Das KKM hat eine Aktionsliste mit Verbesserungsmöglichkeiten der SMUSA2005 vorzulegen. Basis dieser Aktionsliste sind die von der HSK während der Überprüfung erstellten Fragelisten sowie die in der HSK-Stellungnahme zur PSÜ aufgeführten Punkte. Nach Abstimmung der Listeninhalte mit der HSK ist die SMUSA2005 entsprechend zu aktualisieren und die Brennstoffschadenshäufigkeit auszuweisen (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1d, Termin 31. Dezember 2009).
- e) Die im Rahmen der SMUSA2005 erstellte Brandanalyse ist entsprechend den Punkten zu überarbeiten, die aus der Überprüfung der im Rahmen der MUSA2005 erstellten Brandanalyse resultieren (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1e, Termin: 31. Dezember 2009).
- f) Die im Rahmen der SMUSA2005 erstellte Überflutungsanalyse ist bis 31. Dezember 2009 in folgenden Punkten zu überarbeiten (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1f):
- Die kritischen Volumina der Überflutungsbereiche sind unter Berücksichtigung der Anlagengegebenheiten realistischer zu bewerten. In diesem Zusammenhang ist zu untersuchen, inwieweit Leitungsleckagen oberhalb der „-11 m“-Ebene des Reaktorgebäudes die Funktion der Komponenten auf der „-11 m“-Ebene unmittelbar (durch herabstürzende Wassermassen) gefährden können.
- Die Versagenswahrscheinlichkeiten für die Erkennung und Absperrung der Leckagen sind auf Basis einer umfassenden Analyse szenariospezifisch zu bestimmen.

- Das Überflutungspotenzial von Leckagen im Abfahr- und Toruskühlsystem ausserhalb des Drywells ist zu untersuchen und in die Überflutungsanalyse zu integrieren. Die Schnittstelle zwischen der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen und der Überflutungsanalyse ist eindeutig zu definieren.
- g) Die SMUSA2005-Erdbebenanalyse ist bis 31. Dezember 2009 so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1g). Insbesondere sind:
- Die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauten (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen.
  - Die Fragilityanalysen insgesamt zu aktualisieren und
  - die Erdbeben-PSA als integraler Bestandteil vollständig in das PSA-Modell aufzunehmen.
- h) Die SMUSA2005-Analyse extremer Winde und Tornados ist bis 30. Juni 2008 entsprechend der Volllast-Studie zu überarbeiten. Zusätzlich ist der Einfluss stillstandspezifischer Anlagenkonfigurationen zu diskutieren und es sind die einzelnen Analyseschritte, insbesondere die getroffenen Annahmen, explizit in der SMUSA2005 zu dokumentieren (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1h).
- i) Die Analyse der Eintrittshäufigkeit von externen Überflutungsereignissen ist zu überarbeiten und die Unfallablaufmodellierung ist detailliert im Stillstandsmodell zu implementieren (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1i, Termin: 31. März 2008).
- j) Das externe Ereignis „unfallbedingter Flugzeugabsturz“ ist bis 31. Dezember 2008 mit Fehler- und/oder Ereignisbaumtechnik im PSA-Modell für den Anlagenstillstand zu implementieren. Bei der Unfallablaufanalyse sind unterschiedliche Flugzeugtypen und Absturzgeschwindigkeiten, direkte Auswirkungen sowie indirekte Beschädigungen durch Trümmerflug und Brände zu berücksichtigen (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1j).
- k) Die Unsicherheits- sowie die Importanzanalyse in der SMUSA2005 sind bis 31. Dezember 2009 unter Berücksichtigung des gesamten Spektrums auslösender Ereignisse durchzuführen. Im Rahmen der Importanzanalyse sind Fussell-Vesely- sowie Risk Achievement Worth-Importanzen auf der Ebene von Basisereignissen, Komponenten sowie auf Systemebene anzugeben (HSK-Forderung PSÜ-8.5-1k).
15. Bis 31. Dezember 2010 ist – analog zur Stufe-1-PSA – eine Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb zu entwickeln (HSK-Forderung PSÜ-8.6-1).

Im Bereich Beurteilung von Schlüsselkomponenten im Hinblick auf einen Betrieb von mehr als 40 Jahren stellt die HSK die folgende Forderung:

16. Um den sicheren Betrieb des rissbehafteten Kernmantels für den Langzeitbetrieb zu gewährleisten, sind neue Sicherheitskonzepte notwendig, die die nationalen und internationalen Regelwerke berücksichtigen. Das KKM hat der HSK bis am 31. Dezember 2010 ein überarbeitetes Instandhaltungskonzept für den rissbehafteten Kernmantel einzureichen (HSK-Forderung PSÜ-10.2-1).

Würenlingen, den 12. November 2007

HAUPTABTEILUNG FÜR DIE  
SICHERHEIT DER KERNANLAGEN

A handwritten signature in black ink, appearing to read 'U. Schmocker'. The signature is written in a cursive style with a large initial 'U'.

U. Schmocker  
Direktor

## Anhang A: Abkürzungen

3D-MONICORE	Rechenprogramm für die Kernüberwachung
ACWS	Auxiliary Cooling Water System Hilfskühlwassersystem
ADAM	Thermohydraulik-Computerprogramm der HSK
ADR	Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse
ADS	Automatic Depressurization System Automatisches Druckentlastungssystem
AEB	Apparate-Entwässerungsbehälter
AG	Aufarbeitungsgebäude
ALARA	As Low As Reasonably Achievable So tief wie vernünftigerweise erreichbar
ALPS	Alternate Low Pressure Spray Niederdruckeinspeisesystem
AMM	Accident-Management-Massnahmen
ANA	Allgemeine Notfallanweisungen
ANETZ	Messnetz der MeteoSchweiz
ANIS	Anlageninformationssystem
ANPA	Anlage-Parameter Periodische Übermittlung von Anlage-Parametern an MADUK
ANS	American Nuclear Society
ANSI	American National Standards Institute Amerikanisches Institut für Normen
APLHGR	Average Planar Linear Heat Generation Rate Über den BE-Querschnitt gemittelte lineare Stableistung
APET	Accident Progression Event Tree Ereignisbaum für den Unfallablauf
APRM	Average Power Range Monitor Neutronenfluss-Messsystem zur Bestimmung des mittleren Neutronenflusses im Leistungsbereich
ARSI	Alternate Reactor Shutdown and Isolation Alternatives Reaktorabschalt- und Isolationssystem
ART	Adjusted Reference Temperature Sprödbruch-Referenz-Temperatur
ASEP	Accident Sequence Evaluation Program Programm zur Ermittlung der Unfallsequenz

ASME	American Society of Mechanical Engineers Amerikanische Gesellschaft der Maschinenbauingenieure
ASSET	Assessment of Safety Significant Events Team
AtG	Atomgesetz
ATHEANA	A Technique for Human Error Analysis Methode zur Quantifizierung ungeplanter Operateurhandlungen
AtV	Atomverordnung
ATWS	Anticipated Transient without Scram Transiente mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung
AÜP	Alterungsüberwachungsprogramm
BAG	Bundesamt für Gesundheitswesen
BASY	Betriebliches Auftragssystem
BE	Brennelement
BEB	Brennelementbecken
beco	Volkswirtschaftsdirektion des Kantons Bern, Berner Wirtschaft (hervorgegangen 2003 aus KIGA und WEKO)
BFE	Bundesamt für Energie
bfu	Beratungsstelle für Unfallverhütung
BG	Betriebsgebäude
BKW	BKW FMB Energie AG
BNA	Betriebsnotfallanweisung
BNFL	British Nuclear Fuels, Sellafield, England
BOP	Balance of Plant
BWG	Bundesamt für Wasser und Geologie
BWR	Boiling Water Reactor Siedewasserreaktor
BWROG	Boiling Water Reactor Owners Group
Ca-Wert	Richtwert für den Aufenthalt in kontaminierter Luft ( $\text{Ci}/\text{m}^3$ ) gemäss StSV <sup>20</sup>
CAFTA	Computer Assisted Fault Tree Analysis Computerunterstützte Fehlerbaum-Analyse
CBT	Computer basiertes Training
CCDF	Complementary Cumulative Distribution Function Komplementäre Häufigkeitsverteilungsfunktion
CCF	Common Cause Failure Ausfall (von Komponenten) aufgrund einer gemeinsamen Ursache

CDF	Core Damage Frequency Kernschadenshäufigkeit
CDS	Containment-Druckentlastungssystem
CESA	Commission Error Search and Assessment Methode zur Quantifizierung ungeplanter Operateurhandlungen
CET	Containment Event Tree Containment-Ereignisbaum
CFR	Code of Federal Regulations (USA)
CIS/DAISY	Chemie Informationssystem/Daten-Analyse- und Informationssystem
COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires, La Hague, Frankreich
CPR	Critical Power Ratio Kritisches Leistungsverhältnis
CR	Control Rod Steuerstab
CRD	Control Rod Drive Steuerstabantriebssystem
CRS	Containment Refill System Containment-Rückpumpsystem
CS	Core Spray Niederdruck-Kernsprühsystem
CS-Wert	Richtwert für die Oberflächenkontamination ( $\text{Bq}/\text{cm}^2$ ) gemäss StSV <sup>20</sup>
CVRS	Cement Volume Reduction Solidification Abfallverfestigungsanlage
CWS	Cooling Water System SUSAN-Kühlwassersystem
DCH	Direct Containment Heating Direkte Containment-Aufheizung durch Kernschmelzfragmente
DIN	Deutsches Institut für Normung
DSFS	Drywell Spray and Flooding System Drywell-Sprüh- und -Flutsystem
DWR	Druckwasserreaktor
DZO	Depleted Zinc Oxide Bezüglich Zn-64 abgereichertes Zinkoxid
EAWAG	Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz
EBL	Elektronische Brennelement-Lageübersicht
ECCS	Emergency Core Cooling System Kernnotkühlssystem

ECP	Elektrochemisches Potential
EDM	Erweitertes dynamisches Magnetkernsystem (Leittechniksystem)
EDV	Elektronische Datenverarbeitung
EHW	Elektro-hydraulische Wandler
EK	Erdbebenklasse
EMG	Elektrizitätsmarktgesetz
ENIQ	European Network for Inspection Qualification
EOC	Errors of Commission Ungeplante Operateurhandlungen
EOR	Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität
EPD	Elektronische Personendosimeter
EPG	Emergency Procedure Guidelines
EPRI	Electric Power Research Institute
EPS	Emergency Procedure Guidelines Richtlinien für das Vorgehen bei Notfällen
ERIS	Emergency Response Information System Bildschirmdarstellung von Anlagegrössen
ET	Zerstörungsfreie Wirbelstromprüfung
EVED	Eidg. Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartement
EXLOCA	Excessive LOCA
FD	Frischdampf
FDF	Fuel Damage Frequency Brennstoffschadenshäufigkeit
FLI	Failure Likelihood Index Fehlerwahrscheinlichkeitsindex
FPCS	Fuel Pool Cooling System BE-Becken-Kühl- und Reinigungssystem
GE	General Electric Company (USA)
GESTAR	Grundlagen für die Auslegung des Reaktorkerns
GFK	Glasfaserverstärkter Kunststoff
GSKL	Gruppe der Schweizerischen Kernkraftwerksleiter
HD	Hochdruck
HEP	Human Error Probability Fehlerwahrscheinlichkeiten für menschliche Handlungen

HCF	High Cycle Fatigue Zyklische thermische Ermüdungsbelastung
HDSFR	High Density Storage Fuel Racks Dichtgepackte Lagergestelle
HIGHBU	Projekt des KKM zum Brennstoffverhalten bei Hochabbrand
HPES	Human Performance Enhancement System System zur Erhöhung der menschlichen Leistungsfähigkeit
HPME	High-Pressure Melt Ejection Hochenergetisches Herausschleudern von Schmelze
HRA	Human Reliability Analysis Analyse zur Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
HWC	Hydrogen Water Chemistry Wasserstoff-Wasserchemie
IAEA	International Atomic Energy Agency Internationale Atomenergie Agentur
IBFS	Integriertes Betriebsführungssystem
ICRP	International Commission on Radiological Protection Internationale Strahlenschutzkommission
ICWS	Intermediate Cooling Water System SUSAN-Zwischenkühlwassersystem
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers (USA)
INES	International Nuclear Event Scale
INPO	Institute of Nuclear Power Operations
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group Internationales Beratergremium für nukleare Sicherheit (der IAEA)
IRA	Institut de radiophysique appliquée (Lausanne)
IRM-Funktion	Intermediate Range Monitor Übergangsbereichsfunktion des WRM
ISA	Interne Sicherheitsausschuss
ISA-A	ISA-Arbeitssicherheit
ISA-N	ISA-Nukleare Sicherheit
ISA-V	ISA-Vollversammlung
ISO	International Standards Organisation
JHR	Jahreshauptrevision
KAKO	Kaltkondensatbehälter
KATAM	Katalog von Alterungsmechanismen von mechanischen Ausrüstungen



KE	Sektion Kernenergie des BFE
KEG	Kernenergiegesetz
KEV	Kernenergieverordnung
KKM	Kernkraftwerk Mühleberg (Anlage oder Betreiber)
KKW	Kernkraftwerk
KMV	Kühlmittelverluststörfall, vgl. auch LOCA
KOMAC	Eidg. Kommission für AC-Schutz
KRA	Kondensatreinigungsanlage
KSA	Kommission für die Sicherheit der Kernanlagen
KSR	Kommission für Strahlenschutz und Überwachung der Radioaktivität
KTA	Kerntechnischer Ausschuss (BRD)
KueR	Eidg. Kommission zur Ueberwachung der Radioaktivität
LAN	Local Area Network örtliches Verbindungsnetz
LEBM	Linear-elastische Bruchmechanik
LHGR	Linear Heat Generation Rate Lineare Stabileistung
LLS	Low Level Solid Waste
LOCA	Loss of Coolant Accident Kühlmittelverluststörfall
LPRM	Local Power Range Monitor Neutronenflussmessung im Leistungsbereich
LTA	Lead Test Assemblies gemäss Richtlinie HSK-R-61
MADUK	Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung von Kernkraftwerken
MAPLHGR	Maximum Average Planar Linear Heat Generation Rate Maximale, über den BE-Querschnitt gemittelte lineare Stabileistung
Mark I	Containmentkonzept
MCPR	Minimum Critical Power Ratio Minimales kritisches Leistungsverhältnis
MCR	Main Control Room Hauptkommandoraum
MCWS	Main Cooling Water System Hauptkühlwassersystem
MELCOR	Thermohydraulik-Computerprogramm für schwere Unfälle
MH	Maschinenhaus

MLHGR	Maximum Linear Heat Generation Rate Maximale lineare Stabileistung
MMI	Man-Machine-Interface Mensch-Maschine-Schnittstelle
MSIV	Main Steam Isolation Valve Frischdampf-Isolationsventil
MSU	Massnahmen gegen schwere Unfälle in schweizerischen Kernkraftwerken
MTO	Mensch, Technik, Organisation
MUSA	Mühleberg Safety Assessment Mühleberg Sicherheitsanalyse
NAGRA	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle
NAZ	Nationale Alarmzentrale
NDT-Temperatur	Nil Ductility Transition Temperature Sprödbrech-Übergangstemperatur
NEA	Nuclear Energy Agency
NMCA	Noble Metal Chemical Addition Edelmetalleinspeisung
NMS	Neutron Monitoring System Neutronenflussüberwachungssystem
NPSH	Net Positive Suction Head Notansaughöhe (von Pumpen)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA) Nukleare Sicherheitsbehörde der USA
NUREG	Regulatory Guides der US-NRC
NUSS	Nuclear Safety Standard Nukleare Sicherheitsnorm (der IAEA)
NWC	Normal Water Chemistry Normale Wasserchemie
OBE	Operating Basis Earthquake Betriebserdbeben
OECD	Organisation for Economic Cooperation and Development
OLC	Operational limits and conditions
OLNC	On-Line NobleChem; Online-Einspeisung von Edelmetall
OSART	Operational safety Assessment Review Team der IAEA
PANAC 11	Rechenprogramm, Bestandteil von 3D-Monicores
PARCOM	Paris-Commission
PASS	Post Accident Sampling System Nachunfall-Probenahmesystem

PDS	Plant Damage States Anlagenschadenzustände
PEGASOS	Probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die KKW-Standorte in der Schweiz
PRA	Probabilistic Risk Assessment Probabilistische Risikoabschätzung
PRNM	Power Range Neutron Monitoring System Neutronenflussmesssystem für den Leistungsbereich
PRV	Pressure Relief Valve Druckentlastungsventil
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSI	Paul Scherrer Institut, Würenlingen
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PVC	Polyvinylchlorid
PVS	Prozessvisualisierungssystem
Q	Qualität
QM	Qualitätsmanagement
QMH	QM-Handbuch
QMK	QM-Koordinator
QMP	QM-Programm
QMS	QM-System
QUASI	Datenbank und Datenerfassungsprogramm im Strahlenschutz
QS	Qualitätssicherung
RABE	Rasches Alarmsystem für die Bevölkerung
RBM	Rod Block Monitor Steuerstabfahrbegrenzung
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling Kernisolationssystem
RDA	Rod Drop Accident Steuerstabfall
RDB	Reaktordruckbehälter
REQUA	Projekt zur seismischen Requalifikation mechanischer Ausrüstungen
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RIA	Reactivity Initiated Accident Reaktivitätsstörfall

RID	Regulations concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Rail Europäisches Übereinkommen über die Beförderung von gefährlichen Gütern mit der Eisenbahn
RG	Reaktorgebäude
RMCS	Reactor Manual Control System Reaktorhandsteuerung
RPIS	Rod Position Information System Steuerstabpositionsanzeigesystem
RPS	Reactor Protection System Reaktorschutzsystem
RPT	Recirculation Pump Trip automatische Abschaltung der Umwälzpumpen
RSD	Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter mit der Eisenbahn
RTAD	Real Time Analysis and Display
RT <sub>NDT</sub>	Reference Nil-Ductility-Transition Temperature Referenz-Sprödbbruch-Übergangstemperatur
RWCU	Reactor Water Cleanup Reaktorwasserreinigungssystem
RWE	Rod Withdrawal Error Fehlverhalten eines Steuerstabes
RWM	Rod Worth Minimizer Stabwertbegrenzer
SAMAG	Severe Accident Management Advisory Group
SAMG	Severe Accident Management Guidance
SBO	Station Blackout Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung der Anlage
SCBL	Sekundärcontainment-Bypassleckage
SCR	SUSAN Control Room SUSAN Kommandoraum
SCRAM	Reaktorschnellabschaltung
SDR	Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse
SECO	Staatssekretariat für Wirtschaft
SEV	Schweizerischer Elektrotechnischer Verein
SGTS	Standby Gas Treatment System Notabluftsystem
SIA	Schweizerischer Ingenieur- und Architekten-Verein
SIB	Sicherheitsbericht

SIMON	Stabilitätsmonitor
Sit ASK	Situative Analyse der Sicherheitskultur
SIZ	Sicherungszentrale
SK	Sicherheitsklasse
SLCS	Standby Liquid Control System Vergiftungssystem
SLIM	Success Likelihood Index Methodology
SLMCPR	Safety Limit of Minimum Critical Power Ratio Sicherheitsgrenze für das minimale kritische Leistungsverhältnis
SMUSA	Stillstands-und Schwachlast-PSA
SOL	Sicherheit durch organisationales Lernen
SPDS	Safety Parameter Display System
SRI	Select Rod Insertion Einwurf einzelner Steuerstäbe
SRM-Funktion	Source Range Monitor Quellbereichsfunktion des WRM
SRV	Safety Relief Valve Sicherheits-/Abblaseventil
SSE	Safe Shutdown Earthquake Sicherheitserdbeben
STAR	Stop, Think, Act, Review Verhaltensregel
STCS	Shut Down and Torus Cooling System Abfahr- und Toruskühlsystem
STP	Stimulated Thermal Power
StSG	Schweizerisches Strahlenschutz-Gesetz <sup>18</sup>
StSV	Schweizerische Strahlenschutz-Verordnung <sup>20</sup>
SU	Strahlenschutz
SueR, heute BAG/URA	Sektion Umgebungsüberwachung (URA) des Bundesamtes für Gesundheitswesen (BAG)
SUSAN	Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme
Suva	Öffentlich rechtliche Unfallversicherung der Schweiz
SV	Safety Valve Sicherheitsventil
SVTI	Schweizerischer Verein für Technische Inspektionen
SVTI-N	SVTI-Nuklear

SWR	Siedewasserreaktor
SWS	Service Water System Hilfskühlwassersystem
TCS	Torus Cooling System Toruskühlsystem
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction
TLD	Thermolumineszenz-Dosimeter
TMI	Three Mile Island
TOPPS	Tracking Over Power Protection System Leistungsschutzsystem mit gleitendem Grenzwert
TRA	Transient Recording and Analysis
TSS	Turbinenschnellschluss
UAK	Unterausschuss Kernenergie des VSE
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
USNRC	Nuclear Regulator Commission (USA) Nukleare Sicherheitsbehörde der USA
USV	Unterbruchslose Stromversorgungsanlage
UT	Zerstörungsfreie Ultraschallprüfung
UVEK	Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (früher EVED)
VEOR	Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität
VSE	Verband Schweizerischer Elektrizitätswerke
VT-Prüftechnik	Visual testing, Sichtprüfung
WANO	World Association of Nuclear Operators Weltorganisation der Kernkraftwerksbetreiber
WRM	Wide Range Monitoring Weitbereichsmesssystem des Neutronenflusses
ZWILAG	Betreibergesellschaft des Zentralen Zwischenlagers in Würenlingen
ZZL	Zentrales Zwischenlager in Würenlingen



## Referenzen

- 1 HSK 11/800: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg, Dezember 2002
- 2 Richtlinie HSK-R-48: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken, November 2001
- 3 Kernenergiegesetz (KEG), SR 732.1, 21. März 2003
- 4 Kernenergieverordnung (KEV), SR 732.11, 10. Dezember 2004
- 5 HSK 11/250: Gutachten zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das Kernkraftwerk Mühleberg, Oktober 1991
- 6 Richtlinie HSK-R-101: Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Mai 1987
- 7 Richtlinie HSK-R-06: Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Mai 1985
- 8 Richtlinie HSK-R-11: Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen, Mai 2003
- 9 Richtlinie HSK-R-41: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen, Juli 1997
- 10 Richtlinie HSK-R-102: Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz, Dezember 1986
- 11 Richtlinie HSK-R-13: Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen, Februar 2002
- 12 Richtlinie HSK-R-31: Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen, Oktober 2003
- 13 Richtlinie HSK-R-46: Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken, April 2005
- 14 Richtlinie HSK-R-49: Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen, Dezember 2003)
- 15 Richtlinie HSK-R-50: Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen, März 2003
- 16 Richtlinie HSK-R-52: Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung, Juli 2003
- 17 Richtlinie HSK-R-60: Überprüfung der Brennelementherstellung, März 2003
- 18 Strahlenschutzgesetz (StSG), SR 814.50, 22. März 1991
- 19 SVTI-Festlegung NE-14, Rev. 1 bis 6: Konzept für die Wiederholungsprüfungen und die betriebliche Überwachung der abnahmepflichtigen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4 von Kernkraftwerken, 15. Juni 1988
- 20 Strahlenschutzverordnung (StSV), SR 814.501, 22. Juni 1994 (Stand 12. Juli 2005)



- 21 IAEA Safety Standards Series, Requirement NS-R-2: Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Vienna 2000
- 22 Übereinkommen über nukleare Sicherheit, SR 0.732.020, 17. Juni 1994
- 23 IAEA-NSNI/OSART/00/109: Report of the OSART Mission to the Mühleberg Nuclear Power Plant Switzerland 6 to 23 November 2000
- 24 Richtlinie HSK-R-17: Organisation und Personal von Kernkraftwerken, Juni 2002
- 25 Richtlinie HSK-R-15: Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, November 2004
- 26 KSA 7/75: Sicherheitskultur in einer Kernanlage, Würenlingen, Februar 1997
- 27 IAEA Safety Series No. 75-INSAG-4: Safety Culture, Vienna, 1991
- 28 Richtlinie HSK-R-27: Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken, Mai 1992
- 29 IAEA-NSNI/OSART/00/109F: Report of OSART Mission to the Mühleberg Nuclear Power Plant Switzerland 6 to 23 November 2000 and Follow Up Visit 9 to 14 June 2002
- 30 American National Standard ANSI/ANS-3.5-1998: Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training and Examination
- 31 IAEA Safety Standards Series, Safety Guide NS-G-2.2: Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, November 2000
- 32 KTA 3904: Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken, August 1988
- 33 IAEA Safety Standards Series, Requirement NS-R-1: Safety of Nuclear Power Plants: Design, September 2000
- 34 EN-ISO Norm 9001:2000: Quality Management Systems – Requirements, Ed.3, 8.12.2000
- 35 IAEA Safety Series No. 50-C/SG-Q, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations, Vienna, 1996
- 36 EN-ISO Norm 14001:2004: Environmental Management Systems – Requirements with Guidance for use, Ed.2, 15.11.2004
- 37 OHSAS 18001:1999: Arbeitssicherheitssysteme
- 38 KSA-Report No. 04-01, Sicherheitskultur in einer Kernanlage. Erfassung, Bewertung, Förderung, Villigen 2004
- 39 INES: The International Nuclear Event Scale, User's Manual, Revised and Extended Edition 1992, Vienna 1992
- 40 IAEA Report INSAG 12: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Vienna 1999
- 41 IAEA Report INSAG 13: Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants, Vienna 1999
- 42 Aktennotiz HSK 11/995, Schwerpunktsinspektion Vorkommnisbearbeitung KKM, 21. Oktober 2005

- 43 Richtlinie HSK-R-18: Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen, Dezember 2000
- 44 Richtlinie HSK-R-23: Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen, Januar 2003
- 45 Richtlinie HSK-R-35: Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik, Mai 1996
- 46 Richtlinie HSK-R-51: Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen, November 2004
- 47 Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, § 50.55a: Codes and Standards, January 1999
- 48 European Commission EUR 16802 EN, Rev. 1 (1997): Common Position of European Regulators on Qualification of NDT Systems for Pre- and In-Service Inspection of Light Water Reactor Components
- 49 Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie (Atomgesetz, AtG), SR 732.0, 23. Dezember 1959 (Ersetzt am 1. Februar 2005 durch das Kernenergiegesetz<sup>3</sup>)
- 50 Verordnung über das Rahmenbewilligungsverfahren für Atomanlagen mit Standortbewilligung (Atomverordnung, AtV), SR 732.11, 11. Juli 1979 (Ersetzt am 1. Februar 2005 durch die Kernenergieverordnung<sup>4</sup>)
- 51 Verordnung über die Ausbildung und die erlaubten Tätigkeiten im Strahlenschutz (Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung), SR 814.501.261, 15. September 1998
- 52 Verordnung über die Personendosimetrie (Dosimetrieverordnung), SR 814.501.42, 7. Oktober 1999
- 53 Richtlinie HSK-R-12: Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts, Oktober 1997
- 54 Richtlinie HSK-R-37: Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen im Aufsichtsbereich der HSK, Juli 2001
- 55 Verordnung vom 9. Juni 2006 über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK), SR 732.143.1
- 56 OECD Manual: Work Management in the Nuclear Power Industry, 1997
- 57 Richtlinie HSK-R-07: Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes, Juni 1995
- 58 EUR 5055 d: Erfahrungen mit Inspektion, Wartung, Reparatur und Dekontamination in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Kommission der Europäischen Gemeinschaften, 1974 (Lahmeyer-Bericht)
- 59 Richtlinie HSK-R-47: Prüfung von Strahlmessgeräten, Oktober 1999
- 60 ICRP-75: General Principles for the Radiation Protection of Workers, January 1997
- 61 Medizinischer Notfallplan für Strahlenunfälle im Kontrollbereich der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK), Suva, Neuanpassung Juni 1997

- <sup>62</sup> IAEA Technical Report Series No. 325: Particulate Filtration in Nuclear Facilities, 1991
- <sup>63</sup> KTA 3601: Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken, Nov. 2005
- <sup>64</sup> Verfügung betreffend Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung beim Kernkraftwerk Mühleberg vom 14. Dezember 1992
- <sup>65</sup> HSK 11/400: Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Mühleberg, Januar 1996
- <sup>66</sup> United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly: Sources and Effects of Ionizing Radiation, Volume I: Sources, 2000
- <sup>67</sup> Gewässerschutzverordnung (GSchV), SR 814.201, 28. Oktober 1998
- <sup>68</sup> Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen, SR 814.201.81, 10. Januar 2000
- <sup>69</sup> PARCOM-Empfehlung 91/4 über radioaktive Ableitungen, Bezugsquelle: BUWAL, 3003 Bern
- <sup>70</sup> Übereinkommen zum Schutz der Meeresumwelt des Nordatlantik, Paris, 22. September 1992, SR 0.814.293
- <sup>71</sup> Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz, jährlicher Bericht, Bezugsquelle: Sektion Überwachung der Radioaktivität, Chemin du Musée 3, 1700 Fribourg
- <sup>72</sup> Richtlinie HSK-R-14: Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle, Dezember 1988, ersetzt im März 2004 durch die Richtlinie HSK-R-29<sup>73</sup>)
- <sup>73</sup> Richtlinie HSK-R-29: Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle, März 2004
- <sup>74</sup> HSK 11/83: Gutachten zum Projekt der Bernischen Kraftwerke AG über die Erweiterung des Zwischenlagers für radioaktive Abfälle im Kernkraftwerk Mühleberg, 18. November 1982
- <sup>75</sup> Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse (SDR), SR 741.621, 29. November 2002
- <sup>76</sup> Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter mit der Eisenbahn (RSD), SR 742.401.6, 3. Dezember 1996
- <sup>77</sup> Verordnung vom 17. August 2005 über den Lufttransport (LTrV), SR 748.411, 17. August 2005
- <sup>78</sup> HSK-AN-3504: Stellungnahme zu den Kontaminationen beim Transport abgebrannter Brennelemente, März 1999
- <sup>79</sup> IAEA Safety Series No. 6: Regulations for the Safe Transport of Radioactive material, Edition 1985 (as Amended 1990). Seit 1. Juli 2001 gültig: IAEA Safety Standards Series No. TS-R-1: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 1996 Edition (Revised)
- <sup>80</sup> Europäisches Übereinkommen über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse/Bahn: ADR/RID, Stand 1. Juli 2001
- <sup>81</sup> IAEA Safety Reports Series SRS-15: Implementation and Review of a Nuclear Power Plant Ageing Mana-

gement Programme, 1999

- 82 USNRC Standard Review Plan NUREG-0800, Chapter 3.9.2: Components, Component Supports and Core Support Structures, Rev. 1, July 1981
- 83 Basler&Hofmann, Schweizerischer Erdbebendienst: Erdbebenrisikokarte der Schweiz, September 1977
- 84 UAK/NAGRA: Probabilistic Seismic Hazard Analysis for Swiss Nuclear Power Plant Sites (PEGASOS Project), Final Report, July 2004
- 85 SIA 160: Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Überwachung der Bauten, Ausgabe 1956)
- 86 SIA 162: Norm für die Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton, Entwürfe der Ausgabe 1968
- 87 SIA 260: Grundlagen der Projektierung von Tragwerken (2003)  
SIA 261: Einwirkungen auf Tragwerke (2003)  
SIA 262: Betonbau (2003)  
SIA 263: Stahlbau (2003)  
SIA 264: Stahl-Beton-Verbundbau (2003)  
SIA 265: Holzbau (2003)  
SIA 266: Mauerwerk (2003)  
SIA 267: Geotechnik (2003)
- 88 USNRC Standard Review Plan NUREG-0800, Chapter 4.2: Fuel System Design, Rev. 2, July 1981
- 89 American National Standard ANSI/ANS-57.5-1981: Light Water Reactors Fuel Assembly Mechanical Design and Evaluation, American Nuclear Society, May 14, 1981
- 90 Richtlinie HSK-R-61, Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren, Juni 2004
- 91 USNRC Regulatory Guide 1.99: Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials Rev. 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, May 1988
- 92 Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, Appendix G: Fracture Toughness Requirements, January 2001
- 93 Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, Appendix H: Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements
- 94 ASTM Standard E 185-02: Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels
- 95 ASTM Standard E 1921-05: Standard Test Method for Determination of Reference Temperature  $T_0$  for Ferritic Steels in the Transition Range, Annual Book of ASTM Standards, Vol. 03.01, Version ASTM E 1921-05
- 96 ASME Code Case N-629: Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials for Section XI, ASME, New York, May 7, 1999

- <sup>97</sup> ASME Code Case N-631, Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials other than Bolting for Class 1 Vessels, Section III, Div. 1, ASME, New York, Sep 24, 1999
- <sup>98</sup> Verordnung vom 9. Juni 2006 über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK), SR 732.13, 9. Juni 2006
- <sup>99</sup> BWR Vessel and Internals Project, BWR Core Shroud Inspection and Flaw Evaluation Guidelines, BWRVIP-76, EPRI TR-114232, Palo Alto, USA, November 1999
- <sup>100</sup> BWR Vessel and Internals Project, Updated Assessment of the Fracture Toughness of Irradiated Stainless Steel for BWR Core Shrouds, BWRVIP-100, EPRI 1003016, Palo Alto, USA, December 2001
- <sup>101</sup> USNRC Regulatory Guide 1.7: Control of Combustible Gas Concentrations in the Containment Following a Loss-of-Coolant Accident, Rev. 2, November 1978
- <sup>102</sup> US Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, § 50.44: Standards for Combustible Gas Control System in Light-Water-Cooled Power Reactors, December 1981
- <sup>103</sup> Richtlinie HSK-R-16: Seismische Anlageninstrumentierung, Februar 1980
- <sup>104</sup> KTA 3902: Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken, Juni 6/99
- <sup>105</sup> USNRC Regulatory Guide 1.13: Spent Fuel Storage Facility Design Basis, Proposed Revision 2, December 1981
- <sup>106</sup> IAEA Safety Guide No. NS-G-2.1: Fire Safety in the Operation of Nuclear Power Plants, July 2000
- <sup>107</sup> Richtlinie HSK-R-103: Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle, November 1989
- <sup>108</sup> Richtlinie HSK-R-40: Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung, März 1993
- <sup>109</sup> USNRC-Report NUREG-1433: Standard Technical Specifications for General Electric Plants, BWR/4, Rev. 2, June 2001
- <sup>110</sup> Richtlinie HSK-R-45: Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken, Januar 2004
- <sup>111</sup> KTA 3603: Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in KKW, Juni 1991
- <sup>112</sup> DIN 25476: Primärkühlmittelreinigungsanlagen im KKW, April 1987
- <sup>113</sup> DIN 25416: Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in KKW, Teil 1: März 1981, Teil 2: Entwurf vom April 1996
- <sup>114</sup> IAEA Technical Reports Series No. 274: Design of Off-Gas and Air Cleaning Systems at Nuclear Power Plants, 1987
- <sup>115</sup> NRC Regulatory Guide 1.97: Instrumentation for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident, Mai 1983

- <sup>116</sup> KTA 1501: Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken, November 2004
- <sup>117</sup> KTA 1503.2: Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener Stoffe, Teil 2: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen, Juni 1999
- <sup>118</sup> Richtlinie HSK-R-100: Nachweis ausreichender Vorsorge gegen Störfälle in Kernkraftwerken, Dezember 2004
- <sup>119</sup> IAEA Report INSAG-10: Defense in Depth in Nuclear Safety, 1998
- <sup>120</sup> USNRC Regulatory Guide 1.70: Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, LWR edition, Rev. 3, Table 15-1: Representative Initiating Events, November 1978
- <sup>121</sup> Bericht der OECD Nuclear Energy Agency NEA/CSNI/R(99)25: Fuel Safety Criteria; Technical Review, 20 July 2000
- <sup>122</sup> HSK-Bericht AN-5208, Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in schweizerischen Kernkraftwerken, 15. Juli 2004
- <sup>123</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, §50.62: Requirements for Reduction of Risk from Anticipated Transients without Scram (ATWS) Events for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants, June 1984
- <sup>124</sup> USNRC Standard Review Plan NUREG-0800, Chapter 4.2: Fuel System Design, Rev. 2, July 1981
- <sup>125</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, §50.46: Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light Water Nuclear Power Reactors, USNRC, January 1974
- <sup>126</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, Appendix K: ECCS Evaluation Models, November 1988
- <sup>127</sup> USNRC Standard Review Plan NUREG-0800: Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, LWR edition, Chapter 3.6.1, Plant Design for Protection against Postulated Piping Failures in Fluid Systems outside Containment, Rev. 2, October 1990
- <sup>128</sup> HSK-Bericht AN-4626, Stellungnahme der HSK zu Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz, März 2003
- <sup>129</sup> USNRC Regulatory Guide 1.183: Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, July 2000
- <sup>130</sup> American National Standard ANST/ANS-18.1/N237: Source Term Specification, 1976
- <sup>131</sup> D. C. Kocher, Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure to Photons and Electrons, NUREG / CR-1918, July 1981
- <sup>132</sup> ICPR-60: Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, 1990
- <sup>133</sup> HSK 12/420: Gutachten zum Gesuch des Kernkraftwerks Leibstadt um Leistungserhöhung auf 3600 MWth, März 1996

- <sup>134</sup> Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR, Bundesanzeiger Nr. 245a (31.12.1983) und Neufassung des Kapitels 4, Bundesanzeiger Nr. 222a, 26. November 1994
- <sup>135</sup> Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR), SR 732.32, 26. Juni 1991 (Stand am 16. Februar 1999)
- <sup>136</sup> EPRI/NRC-RES: "Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities", NUREG/CR-6850, September 2005.
- <sup>137</sup> Electric Power Research Institute (EPRI): "Characteristics of Pipe System Failures in Light Water Reactors", NP-438, August 1997.
- <sup>138</sup> USNRC: "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications", NUREG/CR-1278, August 1983.
- <sup>139</sup> Fleming, Lydell: "Database development and uncertainty treatment for estimating pipe failure rates and rupture frequencies", Reliability Engineering & System Safety, January 2004.
- <sup>140</sup> USNRC: "PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants", NUREG/CR-2300, 1983.
- <sup>141</sup> Electric Power Research Institute (EPRI): "A Methodology for Assessment of Nuclear Plant Seismic Margin," EPRI NP-6041,SL, Revision 1, August 1991.
- <sup>142</sup> Electric Power Research Institute (EPRI), "Methodology for Developing Seismic Fragilities," EPRI TR-103959, June 1994.
- <sup>143</sup> USNRC, "Procedure and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities," U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1407, May 1991.
- <sup>144</sup> USNRC, "Fire Risk Scoping Study: Investigation of Nuclear Power Plant Fire Risk, Including Previously Unaddressed Issues," NUREG/CR-5088, Sandia National Laboratory, January 1989.
- <sup>145</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Perspective gained from the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program, NUREG-1742, April 2001.
- <sup>146</sup> K. Jamali: "Pipe Failures in U.S. Commercial Nuclear Power Plants", EPRI TR-100380, July 1992.
- <sup>147</sup> K. Jamali: "Pipe Failure Study Update", EPRI TR-102266, April 1993.
- <sup>148</sup> Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung), SR 732.33, 28. November 1983
- <sup>149</sup> Verordnung über die Warnung, Alarmierung und Verbreitung von Verhaltensanweisungen an die Bevölkerung vom 5.12.2003 (Alarmierungsverordnung), SR 520.12
- <sup>150</sup> KomABC 2006-03-D, Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen, Eidgenössische Kommission für ABC-Schutz, 1. Januar 2006

- 
- <sup>151</sup> Verordnung über die Versorgung der Bevölkerung mit Jodtabletten vom 1. Juli 1992 (Stand vom 26.2.2003) SR 814.52
- <sup>152</sup> HSK-Empfehlung E-03: Empfehlung für die Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken, Mai 1990
- <sup>153</sup> KTA 3203: Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren, Sicherheitstechnische Regel des KTA, Juni 2001
- <sup>154</sup> EN-ISO Norm 14556: Steel – Charpy-V pendulum impact test – Instrumented test method
- <sup>155</sup> EN-ISO Norm 12135: Metallic Materials – Unified method of test for the determination of quasi-static fracture toughness
- <sup>156</sup> BWR Vessel and Internals Project, BWR Core Shroud Repair Design Criteria, BWRVIP-02-A, Rev. 2, EPRI, Palo Alto, USA, Oktober 2005
- <sup>157</sup> TÜVNORD EnSys GmbH: Gutachten zur Sicherheitsbewertung der Klammervorrichtung im Hinblick auf Kernmantel-Durchrisse, Hannover, Dezember 2006