

**Grenzüberschreitende UVP
gemäß Art. 7 UVP-RL
zum
Standortzwischenlager Isar
(KKI BELLA)**

Bericht an das
Österreichische Bundesministerium für Land- und
Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft
sowie an die
Landesregierungen von Oberösterreich, Salzburg, Tirol
und Vorarlberg



Federal Environment Agency – Austria

Wien, November 2001

Projektkoordination Umweltbundesamt

Karl Kienzl & Franz Meister

Satz/Layout

Elisabeth Lössl (Umweltbundesamt)

Projektleiter

Emmerich Seidelberger (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Autoren

Helmut Hirsch (Wissenschaftlicher Konsulent, Hannover)

Oda Becker (Wissenschaftliche Konsulentin, Hannover)

Andreas Frank (Institut f. Meteorologie u. Physik der Universität f. Bodenkultur, Wien)

Wolfgang Neumann (Wissensch. Konsulent, Gruppe Ökologie e.V., Hannover,
Mitarbeit an Kapitel 3 u. 4)

Wolfgang Kromp (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Peter Hofer (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Roman Lahodynsky (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Shaheed Hossain (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Barbara Rappl (Österreichisches Ökologie Institut, Wien)

Petra Seibert (Institut f. Meteorologie u. Physik der Universität f. Bodenkultur, Wien)

Geert Weimann (Forschungszentrum Seibersdorf, Wien)

Antonia Wenisch (Österreichisches Ökologie Institut, Wien)

Christian Baumgartner (Bundesministerium f. Land- u. Forstwirtschaft, Umwelt
und Wasserwirtschaft)

Franz Meister (Umweltbundesamt)

Der vorliegende Bericht wird aus Mitteln des Bundesministeriums für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft und der Bundesländer Oberösterreich, Salzburg, Tirol und Vorarlberg finanziert.

Impressum

Herausgeber: Umweltbundesamt GmbH (Federal Environment Agency Ltd.)

Spittelauer Lände 5, A-1090 Wien, Austria

Eigenvervielfältigung

© Umweltbundesamt GmbH (Federal Environment Agency Ltd.), Wien,

November 2001

Alle Rechte vorbehalten

ISBN 3-85457-617-X

INHALTSVERZEICHNIS

	Seite
ZUSAMMENFASSUNG	7
Allgemeine Gesichtspunkte	8
Standortwahl	8
Erdbeben	9
Lagerkonzept	9
Dichtungsproblem	10
Restfeuchteproblem	10
Spaltstoffinventar	11
Auslegung des Lagers	11
Organisation	12
Nachweise	12
Quelltermüberlegungen	15
Cäsium-Freisetzung	15
Auswirkungen auf Österreich	16
1 EINLEITUNG	17
1.1 Rechtliche Grundlagen	17
1.2 Veranlassung	18
1.3 Technische Dokumentation	18
1.4 Beurteilungsgrundlagen	18
1.5 Quellenangaben zu Kapitel 1	18
2 VOLLSTÄNDIGKEIT DER UNTERLAGEN	19
2.1 Einleitung:	19
2.2 Standortfragen (Kapitel 1 des SB):	19
2.3 Beschreibung des Brennelementebehälterlagers (Kapitel 2 des SB):	20
2.4 Organisation und Betrieb (Kapitel 3 des SB):	22
2.5 Sicherheitsanalyse f. d. bestimmungsgemäßen Betrieb (Kapitel 4 des SB):	23
2.6 Störfallanalyse und Restrisikobetrachtung (Kapitel 5 des SB):	25
2.7 Stilllegung (Kapitel 6 des SB):	28
2.8 Kurzbeschreibung des Brennelementebehälterlagers (Kapitel 2.1 der UVU)	28
2.9 Daten- und Kenntnislücken bzw. Probleme bei der Bearbeitung (Kapitel 3.4 der UVU)	28

2.10	Strahlenexposition im Normalbetrieb (Kapitel 7.4.2.2 der UVU)	28
2.11	Kommentar zum SB und zur UVU betreffend Geologische und hydrogeologische Verhältnisse:	29
2.12	Quellenangaben zu Kapitel 2:	29
3	BEWERTUNG DES VERFAHRENS FÜR HANDHABUNG UND LAGERUNG DER BRENNELEMENTE	31
3.1	Verfügbare Zwischenlager-Konzepte	31
3.1.1	Vergleichende Bewertung	32
3.2	Erfahrungen mit der Brennelementezwischenlagerung in Behältern	33
3.2.1	Abschirmung der Neutronenstrahlung	34
3.2.2	Dichter Einschluss des radioaktiven Inventars	34
3.2.3	Überwachung des dichten Einschlusses	35
3.3	Langzeitdichtheit von Transport- und Lagerbehältern	35
3.3.1	Mögliche Dichtheitsprobleme	36
3.3.1.1	Mechanische Belastungen	36
3.3.1.2	Thermische Belastungen	37
3.3.1.3	Versprödung	37
3.3.1.4	Korrosion	37
3.3.2	Herstellung des spezifikationsgerechten Zustands des Dichtungssystems	38
3.3.3	Restfeuchte Kriterium	39
3.3.4	Dichtungsmaterial	41
3.4	Freisetzungüberwachung	42
3.4.1	Überwachung durch Aktivitätsmessung	42
3.5	Zwischenlagerhallen-Konzept	44
3.6	Quellenangaben zu Kapitel 3:	46
4	SICHERHEITSASPEKTE VERFÜGBARER BRENNELEMENTELAGERBEHÄLTER	48
4.1	Elemente des Sicherheitsnachweises für Transport- und Lagerbehälter	48
4.2	Verkehrsrechtlicher Sicherheitsnachweis	49
4.2.1	Grundsätzliche Probleme	49
4.2.2	Sicherheitsnachweise für CASTOR V/19 und V/52	51
4.2.2.1	Integrität der Gesamtkonstruktion	51
4.2.2.2	Bezug zu Extremtests	54
4.2.2.3	Sprödbrechtsicherheit	55
4.3	Sicherheitsnachweis für Zwischenlagerung	55
4.4	Flugzeugabsturz	56
4.5	Einwirkungen Dritter	58
4.6	Quellenangaben zu Kapitel 4:	59

5	UNTERSUCHUNG DER ABHÄNGIGKEITEN KKW – ZWISCHENLAGER	62
5.1	Einleitung	62
5.2	Infrastrukturelle und betriebliche Verknüpfung	62
5.3	Verknüpfungen mit möglichen Auswirkungen auf die Sicherheit	63
5.4	Bedeutung schwerer Kernkraftwerksunfälle für das Zwischenlager	63
6	SEISMISCHE UND ANDERE EXTERNE GEFAHREN	66
6.1	Darstellung externer Gefahren im Sicherheitsbericht:	66
6.2	Erdbeben	66
6.3	Flugzeugabsturz	67
6.3.1	Darstellung im Sicherheitsbericht	67
6.3.2	Grundsätzliches zum Schutz gegen Flugzeugabsturz	69
6.3.3	Gefahren durch Absturz von Kampfflugzeugen	69
6.3.4	Absturz von Verkehrsflugzeugen.....	70
6.3.5	Besondere Bedeutung für den Standort Isar	71
6.4	Einwirkungen Dritter (terroristische Angriffe)	72
6.4.1	Darstellung im Sicherheitsbericht	72
6.4.2	Mögliche Einwirkungen Dritter	72
6.4.3	Herbeigeführter Flugzeugabsturz auf das Zwischenlager	73
6.4.4	Einsatz panzerbrechender Mittel von innen	73
6.4.5	Beschuss des Lagers und seiner Umgebung von außen.....	74
6.5	Risikoerhöhende Faktoren	74
6.5.1	Radioaktives Inventar	74
6.5.2	Ungeklärte Endlagerung	75
6.5.3	MOX-Brennelemente	75
6.5.4	Alterungsvorgänge	76
6.6	Mögliche Belastungspfade für Österreich	76
6.7	Quellenangaben zu Kapitel 6	76
7	CÄSIUM-FREISETZUNG NACH ABSTURZ EINES VERKEHRSFLUGZEUGES	78
7.1	Einleitung	78
7.2	Brandszenario	79
7.2.1	Branddauer.....	79
7.2.2	Flammentemperatur	80
7.3	Dichtungsversagen der Behälter	82

7.4	Ermittlung der Freisetzung	83
7.4.1	Cs-137 Freisetzung beim 1000°C/3 h Feuer.....	84
7.4.2	Cs-137 Freisetzung beim 1000°C/5 h Feuer.....	84
7.4.3	Zusammenfassung der freigesetzten Mengen.....	85
7.5	Quellenangaben zu Kapitel 7	86
8	UNFALLVERLÄUFE MIT ALLFÄLLIGEN AUSWIRKUNGEN AUF ÖSTERREICH	87
8.1	Zusammenfassung	87
8.2	Luftpfad	87
8.3	Wasserpfad	89
8.3.1	Hochwasser.....	89
8.3.1.1	Brandfall, Freisetzung ins Löschwasser.....	90
8.4	Literaturverzeichnis	92
9	ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS	93

ZUSAMMENFASSUNG

Das Standortzwischenlager KKI (BELLA), etwa 100 km nordnordöstlich der bayerischen Landeshauptstadt München soll für die beiden KKW in Isar die zwischenzeitliche Lagerung abgebrannter Brennelemente sicherstellen und dadurch auch den Weiterbetrieb der Anlagen, weil die Nasslager in den beiden KKW dadurch sukzessive die darin gelagerten Brennelemente an das Zwischenlager abgeben können.

Aus dem Genehmigungsantrag folgt eine Kapazität von 1.800 Mg Schwermetall (der Antragsteller plant offenbar, diese Menge auf 1.500 Mg zu reduzieren (EON, 2001)).

Die gemäß Energiekonsens vorgesehenen Laufzeiten erforderliche Kapazität läge bei ca. 270 Mg, wenn die Nasslager (Lagerbecken im Reaktorgebäude) voll genutzt würden. Wenn der gesamte zukünftige Anfall an abgebranntem Brennstoff im Zwischenlager eingelagert würde, ergäbe sich eine Anforderung von ca. 850 Mg, bei kompletter Räumung der Nasslager (die aus technischen Gründen keineswegs sofort bei Stilllegung des Kernkraftwerkes erforderlich wird) ca. 1.150 Mg.

Die Gesamtmenge radioaktiver Stoffe im abgebrannten Brennstoff und in den Strukturmaterialien ermöglichen insbesondere bei Störfällen, die als Folge von unterschiedlichen auslösenden Ereignissen auftreten können, die Freisetzung von Teilen des vorhandenen radioaktiven Inventars. Auswirkungen dieser Freisetzungen auf die unmittelbare Umgebung, aber auch die Verfrachtung der Emissionen ist nach den Gegebenheiten der geplanten Anlage für eine Reihe von Störfällen nicht auszuschließen.

Daher sind Fernwirkungen mit radiologischen Konsequenzen auch für das österreichische Bundesgebiet bei derartigen Ereignissen zu erwarten.

Nach eingehender Prüfung der vorgelegten Dokumentation ergibt sich für die Einschätzbarkeit der Gefährdungspotenziale folgendes Bild:

Die vom Betreiber vorgelegte Dokumentation ist in mehrfacher Weise unvollständig und ergänzungsbedürftig. Dies wird im Folgenden erläutert und es werden Schlussfolgerungen für die Aussagen des Sicherheitsberichtes zur Anlage und zur Umweltverträglichkeitsuntersuchung gezogen.

Zusammenfassende Anmerkungen zu folgenden Themenkreisen und Teilaspekten werden in dem Bericht für die österreichische Bundesregierung und Landesregierungen gemacht:

- Allgemeine Gesichtspunkte
- Standortwahl
- Erdbeben
- Lagerkonzept
 - Dichtungsproblem
 - Restfeuchteproblem
- Spaltstoffinventar
- Auslegung des Lagers
- Organisation
- Nachweise
 - „Großbrandversuch“
 - Treibstoffbrand
 - Falltests ohne Stoßdämpfer
 - Beschussversuche
 - Flugzeugabsturz

- Quelltermüberlegungen
- Cäsium-Freisetzung
- Auswirkungen auf Österreich

Allgemeine Gesichtspunkte

Der *Sicherheitsbericht (SB)*, als zentrales technisches Dokument im UVP-Verfahren, ist unvollständig und daher für eine solide Beurteilung nicht ausreichend. Dies betrifft Aspekte des Standortes, die Beschreibung der Anlage, die Darstellung von Organisation und Betriebsabläufen und ganz besonders die Behandlung von Störfällen und die Restrisikobetrachtungen.

In der *Umweltverträglichkeitsuntersuchung (UVU)* fehlen wichtige Informationen zur Berechnung der Strahlenexposition und zur Geo- und Hydrologie.

Im Hinblick auf die in anderen Abschnitten des SB erfolgende Bewertung von Einwirkungen von außen weist das Kapitel 1 ungeachtet der Ausführlichkeit in vielen Punkten gravierende Lücken auf:

Weiterhin bleibt die Behandlung möglicher Auswirkungen des Zwischenlagers unvollständig, da auf Auswirkungen von Einwirkungen Dritter nicht eingegangen wird. Speziell für mögliche radiologische Auswirkungen des Zwischenlagers auf Regionen in größerer Entfernung ist dieses Thema von größter Bedeutung.

So wird vom Betreiber festgestellt, dass der Absturz eines schnellfliegenden Militärflugzeuges für alle Flugzeugabstürze abdeckend sei. Eine belastbare Begründung dieser Aussage fehlt. Insbesondere wird nicht nachgewiesen, dass der Absturz eines Militärflugzeuges im Hinblick auf Stoßlast, Trümmerwirkung und Treibstoffbrände gegenüber dem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges abdeckend ist.

Auf mögliche Folgen des Absturzes eines Verkehrsflugzeuges wird im SB überhaupt nicht eingegangen.

In diesem Zusammenhang ist zu erwähnen, dass der Standort des Zwischenlagers als auch der beiden KKW sich in unmittelbarer Nähe der Anflugrouten des Münchner Flughafens befinden. Die Vielzahl an Anflugbewegungen zu diesem Flughafen machen daher eine Betrachtung eines Absturzereignisses eines typischen Verkehrsflugzeuges in den UVP-Einreichdokumenten notwendig.

Standortwahl

Es fehlen die für eine fundierte Darstellung der geologischen, tektonischen, ingenieurgeologischen und hydrogeologischen Verhältnisse notwendigen Karten, Profile und Messdaten

Eine sehr dürftige Beschreibung des überregionalen Schichtaufbaues wurde vorgelegt. Es fehlt eine genaue Schilderung der Lagerungsverhältnisse am Standort.

Es fehlt eine Begründung für die Behauptung der Eignung des Baugrundes.

Eine ausführliche hydrologische Dokumentation der Pegel fehlt.

Genauere Angaben über tiefere Grundwasserstockwerke und mögliche Verbindungen sind nicht vorhanden.

Die Wasserversorgungsanlage ist nur dürftig beschrieben, daher können auch keine Angaben über mögliche Gefährdungspfade (z.B. im Brandfall durch kontaminiertes Löschwasser) und Aussagen über Risiken im Schadensfall gemacht werden.

Erdbeben

Eine ausführliche Begründung für die Annahme eines Bemessungsbebens mit der Intensität von 6° MSK liegt nicht vor.

Die Bezeichnung «ungestörter Raum» entspricht nicht den tatsächlichen tektonischen Verhältnissen.

Die Behauptung einer erdbebenfreien Zone lässt sich schon allein aufgrund der historischen Erdbeben im Raume von Regensburg nicht aufrechterhalten.

Die Behauptung, alle Bewegungen am Landshut-Neuöttinger Hoch, auf dem sich der Standort befindet, seien abgeschlossen, wird wissenschaftlich nicht belegt.

Aus den vorgelegten Dokumentationen geht hervor, dass die Bestimmung des Bemessungsbebens für den Standort nicht unter Berücksichtigung des «Standes der Technik» durchgeführt wurde und somit die ausreichende Sicherheit gegenüber Erdbebeneinwirkungen in Frage zu stellen ist.

Lagerkonzept

Für die Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente gibt es international gegenwärtig drei grundsätzliche Konzepte, die eingesetzt werden: Nasslager, Blocklager und Behälterlager.

Für schwere Unfälle (z.B. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, terroristischer Anschlag) besitzt keines der drei Lagerkonzepte ein wirksames Mehrbarrierensystem gegen mechanische und thermische Einwirkungen.

Das Risiko der unerlaubten Weitergabe von spaltbarem Material ist bei der Behälterlagerung am höchsten einzuschätzen.

Die trockenen Lagerkonzepte mit dem passiven System bieten weniger Störfallmöglichkeiten. Die Robustheit gegen Störfälle ist daher für die Behälterlagerung am größten.

Nach derzeitigem Kenntnisstand erscheint für eine langfristige Zwischenlagerung hinsichtlich möglicher Freisetzungen radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb und bei Unfällen sowie der Störfallanfälligkeit die Behälterlagerung als diejenige mit dem größten Potenzial für eine Risikobegrenzung. Wie im folgenden dargestellt, wird dieses Potenzial bei den bisherigen Konzepten (einschließlich der Zwischenlagerung in CASTOR) allerdings nicht genutzt.

Bei der Behälterlagerung wird die Freisetzung in bundesdeutschen und US-amerikanischen Zwischenlagern nur indirekt über den Druck zwischen Primär- und Sekundärdeckel des Behälters überwacht.

Erfahrungen bestehen mit der Trockenlagerung in Behältern in nur sehr eingeschränktem Umfang. Die integrale Zwischenlagerzeit für die bisher zwischengelagerten Behälter beträgt bis August 2001 ca. 47 Jahre und damit weniger als ein Promille der bisher in der Bundesrepublik Deutschland genehmigungstechnisch vorgesehenen Lagerdauer für bestrahlte Brennelemente von ca. 80.000 Behälterbetriebsjahren. Dies ist, gemessen an in der Technik allgemein üblichen Erfahrungswerten vor großtechnischer Einführung einer Technologie, eine relativ geringe Erfahrung.

Erfahrungen mit der Zwischenlagerung von Brennelementen in verschweißten Behältern (sind für die Zukunft vorgesehen), die unter vergleichbaren Randbedingungen beladen wurden, liegen bisher nicht vor.

Als Anmerkung für den Bereich des Neutronenmoderatorskonzeptes ist festzustellen, dass es über die bisher veröffentlichten Untersuchungen hinaus Untersuchungs- und Erfahrungsbedarf gibt, der verwertet werden sollte.

Dichtungsproblem

Bei den bisherigen Beladungen verschiedener CASTOR-Typen sind bereits fast alle denkbaren Probleme aufgetreten. Mehrfach wurden Beschädigungen von Dichtungen (bisher nur für Elastomere) und/oder Dichtflächen festgestellt. Die Schädigungen konnten festgestellt werden, da die Deckel aus Gründen, für die meist nicht diese Schädigungen ursächlich waren, wieder abgenommen wurden. Dies bedeutet, dass bei einem Teil der Fälle die Schädigungen unentdeckt geblieben wären. Dadurch ist nicht auszuschließen, dass auch Behälter, die bei der Abfertigung alle Zwischenlagerkriterien erfüllen, Schädigungen aufweisen.

Aluminium als Dichtungswerkstoff ist unter bestimmten Umgebungsbedingungen anfällig für Korrosion. Durch einen Dichtungsmantel aus Silber soll der Verbleib von Feuchtigkeit in den Dichtungen akzeptabel gemacht werden. Der Sicherheitsnachweis muss berücksichtigen, dass Silber ein sehr viel edleres, weiches Metall als Aluminium ist. Bei Verwendung von Silber, anstatt Aluminium ist im allgemeinen das unedlere Kontaktmaterial stärker korrosionsgefährdet. Im Sinne der Vorsorge sollte vergleichend untersucht werden, welche Metallkombinationen im Dichtungsbereich in bezug auf die oben angeführten Probleme die höchste Gewähr für Unfallsicherheit und Langzeitdichtheit bieten.

Die Dichtungen sind durch die von den Brennelementen abgegebene Wärme ständig einer thermischen Belastung ausgesetzt. Langfristiges Versagen, zum Beispiel durch Unterstützung von Werkstoffermüdungserscheinungen, ist zu befürchten. Für den Einsatz ist festzuhalten, dass lediglich von theoretisch prognostiziertem Werkstoffverhalten ausgegangen wird.

Die Funktionsfähigkeit des Druckschalters über den vorgesehenen Zwischenlagerzeitraum von 40 Jahren wird ebenfalls durch eine Prognose des Werkstoffverhaltens postuliert. Erfahrungen über lange Zeiten liegen in der Kerntechnik nicht vor.

Insgesamt ist festzustellen, dass durch Schädigungen oder Ablagerungen im Dichtungssystem für die Langzeitdichtheit Probleme auftreten können. Wie wahrscheinlich ein Nachlassen der Dichtungen auf Grund dieser Probleme ist, kann derzeit nicht quantifiziert werden.

Restfeuchteproblem

Die exakte Ermittlung des tatsächlichen Restfeuchtegehaltes in den Lagerbehältern ist wegen der komplizierten Geometrie und des Volumens der Hohlräume im Behälterinnenraum (z.B. Struktur der Brennelemente) und in den Dichtungszwischenräumen (Aufbau der Dichtung) in Frage zu stellen

Jedes nach dem Einladen der Brennelemente angewendete Behälterabfertungsverfahren musste bisher nach praktischem Einsatz geändert werden. Ein wichtiger Teilaspekt soll hier erwähnt werden: Die mehrfache Abänderung der Anforderungen für einen möglichst geringen Restfeuchteinhalt bedeutet den Abbau von Konservativitäten hinsichtlich der Vermeidung von Korrosionsversagen der Behälterdichtung. Als Konsequenz ergibt sich folgende Beurteilung: Aus der Vermeidung jeglicher Korrosion wurde eine zulässige Korrosion in bestimmtem Umfang.

Die Annahmen zur chemischen Zusammensetzung (korrosive Wirksamkeit) der Restfeuchte sowie zur Anwesenheit korrosionsfördernder Stoffe im Dichtungsbereich müssen konservativ sein, da im Einzelnen nicht konkret vorhergesagt werden kann, wie die Eigenschaften des eingeschlossenen Wassers sein werden und welche korrosionsfördernden Stoffe auf den Dichtflächen vorhanden sind.

Es ist weiters zu prüfen, ob bei der Festlegung des Wertes für das Restfeuchte Kriterium durch den Trocknungsvorgang nicht zu erfassende Feuchtigkeit unterstellt und berücksichtigt werden muss.

Diese Vorgänge zeigen die Komplexität der Probleme für das Dichtungssystem und die Gewährleistung der Langzeitdichtheit. Es ist eine mangelnde Zuverlässigkeit der Voraussagen festzustellen. Im Rahmen der laufenden Genehmigungsverfahren sollten die festgelegten Randbedingungen für das Restfeuchte Kriterium daher eingehend geprüft werden.

Grundlegende technische Verbesserungen des Dichtsystems sowie Vorsorge durch eine sichere Überwachung von gelagerten Behältern sind erforderlich.

Spaltstoffinventar

Das radioaktive Inventar eines Zwischenlagers für bestrahlte Brennelemente ist mit mehr als 10^{20} Bq an mittel- und langlebigen Radionukliden höher als in einem Reaktor der 1.300 MW-Klasse. Eine diversitäre Überwachung zur Feststellung von Freisetzungen radioaktiver Stoffe ist daher dringend geboten. Die vorgesehene Überwachung ist unter anderem aus folgenden Gründen unzureichend:

- Eine Überwachung zum Schutz vor Freisetzungen bzw. zum Nachweis nicht erfolgter Freisetzungen muss in einer kerntechnischen Anlage mit hohem Nuklidinventar durchgängig erfolgen. Für Behälter mit Doppeldeckelsystem (CASTOR) existiert beim gegenwärtigen Konzept keine Freisetzungsüberwachung, wenn die Druckschalter versagen oder wegen der Handhabung der Lagerbehälter keine Überwachung der Dichtungszone stattfindet.
- Eine kontinuierliche Messung der Raumluft im Lagergebäude bzw. der Abluft würde somit ein diversitäres und potenziell redundantes Element in der Überwachung des Zwischenlagers darstellen. Es käme zudem dem berechtigten Interesse der Bevölkerung entgegen, möglichst umfassend und transparent über die Umweltauswirkungen des Zwischenlagers informiert zu werden.
- International ist eine Überwachung der Raumluft in Zwischenlagern für bestrahlte Brennelemente mit vergleichbarem Lagerkonzept durchaus üblich.
- Einwirkungen von Außen werden in bezug auf das WTI-Konzept keine Barrierewirkung von Dach oder Wänden bei Flugzeugabsturz, Druckwellen oder Einwirkungen Dritter entgegengesetzt.
- Vor allem die Auslegung nach WTI-Konzept ist damit völlig unzureichend, da u.a. für das vorgesehene Lagerbehälterkonzept kein wirksames Mehrbarrierensystem existiert.

Auslegung des Lagers

Ein Kerosinbrand ist in Folge eines Flugzeugabsturzes möglich, der deutlich höhere Lasteinträge verursachen kann als die für Brände unterstellten 800 °C über 30 Minuten bzw. 600 °C über eine Stunde.

Die IAEA Anforderungen bezüglich der mechanischen und thermischen Belastbarkeit sind in das bundesdeutsche Verkehrsrecht für Gefahrguttransporte übernommen worden

Beide Nachweise wurden für die Behälter der CASTOR V-Serien in den bisherigen Genehmigungsverfahren in der Bundesrepublik Deutschland – unter Einbeziehung von Versuchsergebnissen mit Testbehältern bzw. Modellen anderer Behältertypen – rechnerisch geführt.

Die IAEA-Anforderungen orientieren sich an den bei schweren Unfällen auftretenden Belastungen, erfüllen aber nicht den Anspruch, jede mögliche Unfallbelastung abzudecken. Mit Bezug auf die IAEA-Anforderungen sei darauf verwiesen, dass nicht die völlige Beibehaltung der Intaktheit des Behälters verlangt wird, sondern nur bestimmte Schäden begrenzt sein müssen.

Der Nachweis der Kühlbarkeit der Lagerbehälter bei deren Verschüttung ist nicht schlüssig.

Die Notwendigkeit eines Einschlusses durch ein Mehrbarrierensystem erfordert eine Auslegung von Behälter und Lagergebäude gegen Einwirkungen von Außen. Für das Lagergebäude sollte die Auslegung einen Vollschutz bieten. Dass heißt, auch Abplatzungen von größeren Betonteilen und das Eindringen von Kerosin in das Gebäude sind sicher zu vermeiden.

Organisation

Praktisch die gesamte Infrastruktur des Lagers wird von KKI-1 gestellt. Fragen des Personaleinsatzes werden im Sicherheitsbericht nur in sehr allgemeiner Form behandelt, insbesondere wird das Ineinandergreifen des Einsatzes in den Kernkraftwerken bzw. im Zwischenlager nicht dargestellt.

Grundsätzlich bestehen zahlreiche Verknüpfungen, die sicherheitsmäßige Auswirkungen haben und zu kritischen Situationen führen können: Blockierung der Zufahrtswege, Nicht-Verfügbarkeit von Personal, konkurrierende Anforderungen bei Störfallereignissen wie Bränden und Explosionen auf dem Anlagengelände. Diese Verknüpfungen werden sich insbesondere bei Unfällen mit radioaktiven Freisetzungen auswirken. Diese sind sowohl in den Kernkraftwerken als auch im Zwischenlager möglich. Solche Unfälle können zu erheblichen Freisetzungen führen, die starke Kontamination der anderen Anlagen bewirken.

Ein weiteres Problem, das schwere Unfälle im Zwischenlager oder im KKW nach sich ziehen kann, ist, dass ein großer Teil des auf dem Standort verfügbaren Personals im Störfallbereich benötigt wird (Reaktorunfall mit Kernschmelze und schwerwiegenden radioaktiven Freisetzungen).

Sollte ein ausreichender Zugang zu dem Zwischenlager längerfristig nicht möglich sein, sind z.B. Gegenmaßnahmen bei Undichtigkeiten an Behältern nicht realisierbar, und es kann zu Freisetzungen aus dem Zwischenlager kommen. Darüber hinaus ist am Standort Isar zusätzlich eine hohe Wahrscheinlichkeit von Unfällen mit frühzeitigen, hohen Freisetzungen gegeben, da das Containment des Blockes Isar-1 besondere Schwächen aufweist. Trotz der sich hieraus ergebenden relativ hohen Wahrscheinlichkeit eines schweren Unfalles (zu der auch ein Beitrag von Isar-2 hinzukommt, auf den hier nicht eingegangen werden kann) werden die Auswirkungen solcher Unfälle auf das Zwischenlager im Sicherheitsbericht nicht behandelt.

Nachweise

Sicherheitsnachweise werden nach den Regeln der Technik erstellt und tragen den untersuchten Problemstellungen durch Modellierung, Berechnungsvorgänge, Modelle und Versuche im erforderlichen Detail Rechnung.

Die Abstützung von Sicherheitsnachweisen nur auf Berechnungen ist problematisch.

Berechnungen dieser Art sind zwar ingenieurtechnisch durchaus üblich, die Ergebnisse müssen aber – insbesondere bei sicherheitstechnisch relevanten Komponenten – zudem durch praktische Tests bestätigt werden.

Voraussetzung für die Nutzung von Computersimulationen mit FEM als wesentlicher Bestandteil des Sicherheitsnachweises ist, dass die Programme ausreichend durch praktische Versuche überprüft sind. Die ausreichende Validierung der Computerprogramme nach gegenwärtigem Kenntnisstand wird bezweifelt.

Die Darstellungen in diesem Abschnitt konzentrieren sich auf Behälter vom Typ CASTOR V/19 bzw. V/52, da diese Behälter zur Zeit als einzige von allen genannten Typen in Deutschland eingesetzt werden und der Einsatz der anderen Behältertypen derzeit nicht absehbar ist. Bei diesen anderen Behältertypen ist noch nicht einmal vorhersehbar, wann sie die verkehrsrechtliche Zulassung bekommen werden, die eine notwendige Bedingung für die Einlagerung ins Zwischenlager darstellt (jedenfalls nach der bisherigen und derzeitigen Praxis).

Unter der Annahme, dass als Lagerbehälter die Typen CASTOR V/19 und V/52 verwendet werden sollen ist festzustellen, dass der Sicherheitsnachweis für die Validierung der Rechenmodelle nicht auf Versuchen mit einem Originalbehälter vom Typ CASTOR V/19 oder V/52 beruht.

Die Versuche mit CASTOR-Typen in den Jahren 1978 bis 1983 sind überwiegend mit Modellen, wenige mit Behältern in Originalgröße und keine mit Behältern, die alle Konstruktionsmerkmale besaßen, durchgeführt worden.

Aus den Unterschieden in den Konstruktionsmerkmalen und Versuchsbedingungen ergibt sich, dass eine Übertragbarkeit der Testergebnisse für die alten CASTOR-Typen auf die neuen CASTOR-Typen problematisch ist. Die POLLUX-Versuche sind ebenfalls nur bedingt geeignet, den rechnerischen Sicherheitsnachweis für CASTOR V/19 und V/52 zu stützen. Auch die in Japan durchgeführten Versuche sind für die Validierung hinsichtlich der Nachweise zur Erfüllung der IAEA-Falltest-Anforderungen nicht ausreichend.

In der einschlägigen Literatur und den zugänglichen Gutachten zur Zwischenlagerung des CASTOR V/19 in Gorleben gibt es keine Ausführungen zum thermischen Sicherheitsnachweis.

Die IAEA fordert den Nachweis der Behälterintegrität für drei Testunfallereignisse aufeinanderfolgend mit dem gleichen Behälter durchgeführten Belastungen. Sollten tatsächlich keine schlüssigen Versuchsreihen oder aneinander anknüpfende Berechnungen mit allen drei Belastungssituationen durchgeführt worden sein, entsprechen die Sicherheitsnachweise nicht den IAEA-Anforderungen. Diesem Punkt ist in Zukunft größere Aufmerksamkeit zu schenken.

Der Nachweis der Widerstandsfähigkeit der Behälter soll auch mit sogenannten Extremtests erbracht worden sein:

Diese Versuche sind nicht geeignet, die Einhaltung des IAEA-Freisetzungskriteriums nachzuweisen, da entsprechende Untersuchungen nicht Ziel der Versuche waren. Insbesondere ist keine Übertragbarkeit auf CASTOR V-Behälter möglich, da sich konstruktiver Aufbau, geometrische Abmessungen, Massen und Behälterwerkstoff drastisch unterscheiden.

Großbrandversuch: Eine Versuchsanordnung zur Simulation eines maximalen Brandereignisses wird verwendet, um die Dichtheit des Behälters zu belegen. Es ist eine Übertragbarkeit des Ergebnisses für das Aufrechterhalten der Dichtheit daraus nicht ohne weiteres gegeben.

Sprödbrechtsicherheit: In den USA sind CASTOR-Behälter wegen des nicht klassisch führbaren Sprödbrechtsicherheitsnachweises aus sicherheitstechnischen Gründen nur zur Zwischenlagerung (geringere Belastungen im Falle von Unfällen), nicht aber zum Transport zugelassen.

Treibstoffbrand: Es wird nicht nachgewiesen, dass diese Annahmen für den Absturz eines Militärflugzeuges abdeckend sind. Für den Absturz eines großen Zivilflugzeuges sind sie zweifellos nicht abdeckend.

Falltests ohne Stoßdämpfer: Da zusätzlich die Verhältnisse verschiedener Abmessungen und die geometrische Form des CASTOR Ic nicht mit den CASTOR V/19 und V/52 übereinstimmen (s. o.), können diese Versuche weder direkt übertragen, noch dürften sie für ein Benchmarking von Rechenprogrammen verwendet werden.

Beschussversuche: Beim senkrechten Beschuss des CASTOR-Modells wurde die Schutzplatte des Behälters zerstört und der Sekundärdeckel so stark bleibend verformt, dass keinerlei Dichtwirkung mehr zu unterstellen war. Der Primärdeckel wurde nur elastisch verformt. Seine Leckagerate erhöhte sich jedoch erheblich. Es ist anzuzweifeln, ob die Versuchsbedingungen für einen Vergleich mit einem stehenden Behälter ausreichend konservativ waren.

Die Ermittlung der dynamischen Kennwerte für die Beurteilung des Deckel- und Dichtungsverhaltens auf Grund des alten Beschussversuches wird von den Autoren als problematisch angesehen.

Es besteht allgemeiner Konsens darüber, dass mit einer Panzer brechenden Waffe die Wand eines CASTOR-Behälters durchschlagen werden würde.

Drei Beschussversuche wurden mit Hohlladungssprengkörpern durchgeführt. Für die benutzten Hohlladungskörper werden weder Typenbezeichnung noch Durchschlagskraft angegeben. Die Auswirkungen auf Behälter und Brennelemente sind jedoch gerade davon abhängig. Auf Grund der Beschreibungen in LANGE et al. (1994) muss von einer eher geringen Durchschlagskraft der dabei eingesetzten Waffe ausgegangen werden.

Flugzeugabsturz: Für das Verhalten eines CASTOR-Behälters beim Absturz eines kleinen Flugzeuges wird glaubhaft interpretiert, dass keine unzulässigen Freisetzungen stattfinden.

Im SB wird ausschließlich der Absturz von militärischen Flugzeugen behandelt. Die Argumentation ist überwiegend falsch, sowie lückenhaft. Der Nachweis, dass diese Belastungen abdeckend sind, wurde nicht erbracht.

Die Angaben im Sicherheitsbericht sind somit nicht einmal dafür ausreichend, die Beherrschung des Absturzes eines Militärflugzeuges (Phantom) nachzuweisen.

Bei der anzunehmenden Absturzhäufigkeit von Verkehrsflugzeugen wurde von praktisch vernachlässigbaren Wahrscheinlichkeiten ausgegangen. Eine solche Annahme lässt sich heute nicht mehr aufrechterhalten, insbesondere nicht am Standort Isar.

Beim Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges ist auf Grund der Abmessungen und der Verteilung mehrerer massiver Körper über das gesamte Flugzeug (u. a. vier Turbinen) in einem Zwischenlager davon auszugehen, dass nicht nur ein Behälter von mechanischem Lasteintrag betroffen sein wird.

Auch bei einer niedrigeren Aufprallgeschwindigkeit führt ein großes oder auch ein mittleres Verkehrsflugzeug wie der Airbus A-320 integral zu einer erheblich stärkeren Stoßlast auf ein Gebäude als ein Kampfflugzeug. Die Auswirkungen durch Trümmerflug und durch Kerosin-Brand gehen beim Absturz eines Verkehrsflugzeuges offensichtlich sehr viel weiter als beim Absturz eines Kampfflugzeuges. Bei Treibstoffmengen in der Größenordnung von Hunderttausenden Litern sind mehrstündige Brandereignisse zu erwarten.

In den Genehmigungsverfahren für Zwischenlager wird bei einem Flugzeugabsturz ein nachfolgender Brand mit einer Temperatur von 600 °C und einer Dauer von 60 Minuten unterstellt. Die Annahmen gehen vom Tankinhalt (ca. 6 Mg) einer Militärmaschine aus.

Die Kenndaten für das zu unterstellende Brandereignis erscheinen nicht ausreichend konservativ gewählt zu sein. Dies gilt insbesondere, wenn Verkehrsflugzeuge mit wesentlich größeren Kerosinmengen an Bord auf das Zwischenlager stürzen

Damit wird von dem in der Kerntechnik ansonsten angewandten Mehrfachbarrierenprinzip abgegangen. Im Sinne dieses Prinzips wäre als bestmögliche Vorsorge gegen Gefahren zu fordern, dass das Gebäude gegen Flugzeugabsturz ausgelegt wird. Das bedeutet ausreichende Standfestigkeit, kein Durchschlagen von Wänden bzw. Dach und auch kein Abplatzen von Trümmern im Inneren durch die Stoßwirkung sowie Schutz gegen Eindringen von Kerosin (oder eine gleichwertige Lösung).

Der Schutz gegen Flugzeugabsturz ist bei dem WTI-Hallenkonzept, wie es in Isar vorgesehen ist, besonders schlecht.

Quelltermüberlegungen

Überlegungen, die im Folgenden getroffen werden beziehen sich auf den Beschuss eines Lagerbehälters und auf die daraus entstehenden Unfallfolgen.

Die Mehrzahl von relevanten auslösenden Ereignissen mit nachfolgenden Freisetzungen führen in erster Konsequenz zur Pulverisierung einiger Zehntelprozent des Inventars des Behälterlagers. Die Freisetzung eines nennenswerten Anteils des zerstörten Brennstoffes erzeugt eine sehr stark verstrahlte Zone.

Die Konservativität der ermittelten Quelltermangaben wird unter anderem aus den folgenden drei Gründen angezweifelt:

- Die bei den Versuchen im Behälter verwendeten Brennelement-Dummies waren zu jeweils drei Stück Brennelemente gekapselt.
- Die hinteren Brennelemente waren durch eine Metallplatte abgeschirmt. Ablagerungen (Crud) auf den Brennelementen wurden nicht berücksichtigt.
- Der Quellterm ist bei dem US-amerikanischen Versuch allerdings im Vergleich zu den drei deutschen Versuchen um einen Faktor 2,5 bis 9,5 größer.

Dies ist ein weiteres Indiz, dass die Quelltermangaben – soweit ersichtlich – keinesfalls konservativ sind.

Zwei Anmerkungen zum generellen Risiko, das durch den Betrieb eines BE-Lagers hervorgerufen wird:

Während also bei der Lagerung über Jahrzehnte einerseits das Gefahrenpotenzial durch radioaktiven Zerfall und Verringerung des radioaktiven Inventars absinkt, kann andererseits die Unfallgefahr durch Alterungsvorgänge erhöht werden.

Müsste das Lager länger als 40 Jahre ab Einlagerung der ersten Behälter betrieben werden, zum Beispiel wegen der Verlängerung der Lagerzeit für MOX-Brennelemente, werden damit auch die Gefahren zeitlich nachhaltiger, die von dem Standort ausgehen.

Cäsium-Freisetzung

Der Absturz eines Verkehrsflugzeuges und daraus möglicherweise resultierende Brände bei hoher Temperatur und langer Dauer werden bei der Sicherheitsanalyse von Brennelemente-Zwischenlagern bisher ausgeschlossen.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die Versagenstemperatur bei dem untersuchten thermischen Belastungsfall in Zusammenhang mit einem Brand nach Absturz eines Verkehrsflugzeuges im Dichtungsbereich bei einem Teil der Behälter nach drei Stunden und

bei fast allen Behältern nach fünf Stunden erreicht wird. Diese Annahme ist nicht unbedingt konservativ. Als Richtwert wird dabei eine Versagenstemperatur der metallischen Dichtungen von ca. 400°C angenommen.

Für die Berechnung der Freisetzungsmengen wird angenommen, dass bei einer Flammentemperatur von ca. 1000°C und einer Branddauer von drei Stunden die Hälfte der Dichtungen und bei einer Branddauer von fünf Stunden alle Dichtungen der auf der Brandfläche befindlichen Behälter versagen.

Bei einer Behälterinnentemperatur von 400°C errechnet sich der Behälterinnendruck zu 3,35 bar und bei 500°C zu 3,85 bar. Für die Bestimmung der druckabhängigen Leckrate wird von einer laminar viskosen Strömung durch eine „Normpore“ ausgegangen.

Die Temperatur im Behälterinnerraum ist für die Angabe der Freisetzungsmengen wesentlich, da die Cäsium-Konzentration in der Behälteratmosphäre mit der Temperatur stark ansteigt.

Nach einem dreistündigen Feuer werden im Innenbereich der Behälter, aus denen die Freisetzung erfolgt, Temperaturen von mindestens 400°C, nach einem fünfständigen Feuer werden Temperaturen von mindestens 500°C im Inneren des Brennelemente-Lagerbehälters erreicht.

	Szenario I	Szenario II	Szenario IIa
Freisetzung innerhalb der ersten 10 h	90 TBq	600 TBq	1200 TBq
Freisetzung innerhalb der ersten 24 h	120 TBq	750 TBq	1500 TBq

Auswirkungen auf Österreich

Da in den Unterlagen zur UVU für das Standortzwischenlager Isar keine Unfälle mit Auswirkungen außerhalb des Lagergebäudes analysiert werden, wurden beide potentiellen Wege auf denen Radionuklide aus dem Behälterlager bei Restrisikounfällen nach Österreich gelangen könnten, analysiert.

Aus diesen eigens angestellten Untersuchungen ergeben sich zwei Schlussfolgerungen:

1. Beim Absturz eines großen Flugzeugs mit anschließendem Treibstoffbrand kann **eine Kontamination kleiner Gebiete in Österreich** mit radioaktivem Cäsium - etwa in der Größenordnung wie sie in Österreich 1986 nach der Katastrophe von Tschernobyl aufgetreten ist - über den Luftpfad nicht ausgeschlossen werden.
2. Auf dem Wasserweg ist hingegen wegen der langen Fließstrecke und der Staustufen **mit keiner nachweisbaren Verseuchung der Donau in Österreich** zu rechnen, obwohl ein Eindringen von z.B. verseuchtem Löschwasser aus dem Brennelementelager Isar in den Grundwasserkörper nicht grundsätzlich auszuschließen ist.

1 EINLEITUNG

1.1 Rechtliche Grundlagen

Gemäß § 6 i.V.m. § 23 des deutschen Atomgesetzes i.d.F. vom 15. Juli 1985 (dBGBI. I S. 1565), zuletzt geändert durch das Gesetz vom 27. Juli 2001 (dBGBI. I S. 1950), ist für die Aufbewahrung von Kernbrennstoffen außerhalb der staatlichen Verwahrung eine Genehmigung des Bundesamtes für Strahlenschutz erforderlich. Ein solches Genehmigungsverfahren läuft derzeit für das Standortzwischenlager Isar in Niederaichbach.

Gemäß § 3 i.V.m. Anlage 1 des deutschen Umweltverträglichkeitsprüfungsgesetzes vom 12. Februar 1990 (dBGBI. I S. 205, UVPG), zuletzt geändert durch das Gesetz vom 27. Juli 2001 (dBGBI. I S. 1950), ist für das Vorhaben eine UVP durchzuführen.

Für die Errichtung und den Betrieb des Zwischenlagers ist außerdem eine baurechtliche Genehmigung durch das Landratsamt Landshut erforderlich, federführende Behörde für die Durchführung des UVP-Verfahrens ist jedoch gemäß § 14 Abs. 1 UVPG das Bundesamt für Strahlenschutz.

Gemäß Art. 7 UVP-Richtlinie 85/3378/EWG i.d.g.F. (die das Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen = Espoo-Konvention, öBGBI. III Nr. 201/1997, für den EU-Bereich umgesetzt) hat ein Staat ein Vorhaben zu notifizieren, wenn ein Mitgliedstaat, der möglicherweise erheblich davon betroffen ist, dies verlangt. Österreich hat ein solches Verlangen gestellt, nachdem es vom laufenden Genehmigungsverfahren erfahren hat. Mit Notifizierung des Vorhabens wurde ein Verfahren nach Art. 7 der UVP-Richtlinie eingeleitet.

Der Öffentlichkeit des betroffenen Staates ist in diesem Fall dieselbe Möglichkeit zur Stellungnahme zu geben wie der Öffentlichkeit des Staates, in dem das Vorhaben verwirklicht werden soll. Für die Beteiligung der österreichischen Öffentlichkeit sind daher die entsprechenden deutschen Verfahrensvorschriften relevant. Die §§ 4 bis 7a der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVfV) i.d.F. der Bekanntmachung vom 3. Februar 1995 (dBGBI I S. 180), zuletzt geändert durch das Gesetz vom 27. Juli 2001 (dBGBI. I S. 1950), enthalten nähere Regelungen zum atomrechtlichen Genehmigungsverfahren. Demnach sind der Genehmigungsantrag, eine Kurzbeschreibung des Vorhabens, der Sicherheitsbericht und die Umweltverträglichkeitsuntersuchung während einer Frist von zwei Monaten öffentlich aufzulegen. In dieser Zeit kann jedermann Einwendungen dazu erheben. Frühestens einen Monat nach Ende der Auflage ist ein Erörterungstermin abzuhalten.

Gemäß § 10 Abs. 6 des österreichischen Bundesgesetzes über die Prüfung der Umweltverträglichkeit – UVP-G 2000, BGBl. Nr. 697/1993 i.d.F. BGBl. I Nr. 108/2001, ist für die Öffentlichkeitsbeteiligung in Österreich die betroffene Landesregierung zuständig. Einzelheiten der Auflage und Kundmachung regelt § 9 UVP-G 2000.

Die Unterlagen wurden entsprechend möglicher spezifischer Betroffenheit in den Bundesländern Oberösterreich, Salzburg und Tirol aufgelegt. Jedermann konnte innerhalb von zwei Monaten zu den Unterlagen Stellung nehmen und beim Bundesamt für Strahlenschutz Einwendungen erheben.

Die vorliegende Stellungnahme wurde für das Bundesministerium für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft sowie die Bundesländer Oberösterreich, Salzburg, Tirol und Vorarlberg ausgearbeitet und wird dem BfS übergeben.

Der weitere Ablauf des Verfahrens obliegt der Vereinbarung zwischen den zuständigen Behörden Deutschlands und Österreichs. Auf die Durchführung eines Erörterungstermins für die österreichischen EinwenderInnen werden Konsultationen über das Vorhaben zwischen Deutschland und Österreich folgen.

Die Ergebnisse des Verfahrens einschließlich der Konsultationen sind bei der Entscheidung der deutschen Behörden über den Genehmigungsantrag zu berücksichtigen.

1.2 Veranlassung

Das Errichtungsvorhaben für das BE-Zwischenlager in Isar tritt in die Entscheidungsphase. Im Falle eines schweren Unfalles können Auswirkungen auf das österreichische Bundesgebiet nicht ausgeschlossen werden. Aus diesem Grund hat die österreichische Bundesregierung die deutsche Bundesregierung um die Eröffnung eines grenzüberschreitenden UVP-Verfahrens ersucht.

Die ausgearbeiteten Dokumente zur Umweltwirksamkeit des BE-Zwischenlagers in Isar (BELLA) werden geprüft und das Ergebnis bewertet.

1.3 Technische Dokumentation

Grundlage der Stellungnahme sind folgende öffentlich gemachte Dokumente:

- Sicherheitsbericht Brennelementbehälterlager Isar (KKI BELLA)
- Umweltverträglichkeitsuntersuchung Brennelementbehälterlager Isar KKI BELLA
- Weiter Dokumentationen wurden zur Detailbeurteilung herangezogen und sind in den einzelnen Teilabschnitten zitiert.

1.4 Beurteilungsgrundlagen

Die gegenständliche Stellungnahme zu den für dieses Verfahren zur Verfügung gestellten Unterlagen überprüft deren Inhalt und die Vollständigkeit der enthaltenen Feststellungen und Angaben. Nach Maßgabe der Regeln und des Standes der Technik werden die mit dem Sicherheitsbericht (SB) und der Umweltverträglichkeitsuntersuchung (UVU) vorgelegten Antworten kritisch bewertet und - wo erforderlich - sachlichen Erkenntnissen gegenübergestellt.

Das Zusammenwirken einerseits der Brennelementbehälter mit den Brennelementen, andererseits der Brennelementbehälter mit dem Behälterlager wird kritisch beurteilt. Ebenso werden die Transportvorgänge, die für das Ein- und Auslagern erforderlich sind, anhand der vorgelegten Unterlagen als unzureichend bewertet.

Die international geübte Praxis bei der Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente wird zur Erhebung der sicherheitstechnischen Implikationen und zu deren Bewertung herangezogen. Vergleichbare Einrichtungen dienen dabei zur Klarstellung von Anforderungen und Lösungsansätzen.

Die Ableitung des überregional wirksamen Risikos aus den unterschiedlichen Störfallszenarios, die betrachtet wurden, wird anhand von Störfallrandbedingungen getroffen, die aus der einschlägigen Literatur genommen wurden und einer dokumentierten Plausibilitätsuntersuchung standhalten.

1.5 Quellenangaben zu Kapitel 1

EON Kernkraft, 2001: Sicherheitsbericht Brennelementbehälterlager Isar (KKI BELLA), Stand 02/2001
SCHALLER, 2000: Umweltverträglichkeitsuntersuchung Brennelementbehälterlager Isar KKI BELLA, Dezember 2000

2 VOLLSTÄNDIGKEIT DER UNTERLAGEN

2.1 Einleitung

Die Unterlagen, auf die sich die gegenständlichen Arbeiten zum Standort-Zwischenlager Isar stützen können, sind die Umweltverträglichkeitsuntersuchung (UVU) (SCHALLER, 2000) und der Sicherheitsbericht (SB) (EON KERNKRAFT, 2001).

Detaillierte technische Angaben sind im Sicherheitsbericht zusammengestellt. Dieser ist daher ein wesentlicher Ausgangspunkt für die Prüfung der zu bearbeitenden Fragen. Der nicht zugängliche Auslegungsbericht oder möglicherweise die Auslegungsberichte wären in vielen Sachzusammenhängen geeignet, wesentlich zu deren Klarstellung beizutragen.

Die Umweltverträglichkeitsuntersuchung kann dagegen kaum essentielle Informationen liefern. Die technische Darstellung, insbesondere auch die Diskussion von Störfällen bleibt hinter der Darstellung im Sicherheitsbericht zurück; – auf diesen wird explizit als Hintergrundinformation verwiesen – insbesondere auch im Hinblick auf detaillierte Angaben zum Vorhaben und bei den Störfallbetrachtungen.

Weiters ist anzumerken, dass der Untersuchungsraum der Umweltauswirkungen in der UVU in keinem Fall über deutsches Staatsgebiet hinaus reicht..

In diesem Abschnitt wird daher der Frage nachgegangen, inwieweit der Sicherheitsbericht als angemessene Grundlage für das Verfahren akzeptiert werden kann und inwieweit dieser Bericht das Vorhaben in seinen technischen Aspekten insgesamt angemessen und hinreichend genau beschreibt.

In den folgenden Absätzen 2.2 bis 2.8 wird der Frage nachgegangen, inwieweit der SB als angemessene Grundlage für das Verfahren angesehen werden kann und inwieweit dieser Bericht das Vorhaben in seinen technischen Aspekten insgesamt angemessen und ausreichend genau beschreibt.

In den folgenden Absätzen 2.9 bis 2.11 werden Mängel der UVU zum Brennelementbehälterlager Isar gegliedert nach Kapitelnummern dargestellt.

Im folgenden Absatz 2.12 wird auf die Vollständigkeit der geologischen und hydrologischen Informationen zum Standort eingegangen.

2.2 Standortfragen (Kapitel 1 des SB):

In Kapitel 1 des Sicherheitsberichtes wird der Standort ausführlich beschrieben. Die dort gemachten Angaben zu geographischer Lage, Besiedlung, Boden- und Wassernutzung u.a. werden im Rahmen der gegenständlichen Arbeiten nicht im Einzelnen geprüft und diskutiert werden.

Im Hinblick auf die in anderen Abschnitten des SB erfolgende Bewertung von Einwirkungen von Außen, weist das Kapitel 1 ungeachtet dessen Ausführlichkeit in vielen Punkten gravierende Lücken auf:

- In Abschnitt 1.5 fehlen Angaben zur Dichte des Flugverkehrs, insbesondere im nahegelegenen Tieffluggebiet und in der Umgebung des 46 km entfernten Flughafens München. Es wird nicht erwähnt, dass mit der Fertigstellung von Terminal 2 dieses Flughafens im Jahr 2003 seine Abfertigungskapazität für Passagiere nahezu verdoppelt und sein Profil als Drehscheibe des internationalen Luftverkehrs verschärft wird (FM, 2001).

- Es wird nicht dargelegt, aus welchen historischen Ereignissen und anhand welcher konkreter Überlegungen das Bemessungserdbeben abgeleitet wurde (SB Abschnitt 1.9).

2.3 Beschreibung des Brennelementebehälterlagers (Kapitel 2 des SB):

Abschnitte 2.1 bis 2.2:

Die Abschnitte 2.1, und 2.2 befassen sich mit Zusammenfassung, Auslegungsanforderungen und Qualitätssicherungsgrundsätzen. Sie haben allgemeinen Charakter und werden hier nicht weiter diskutiert.

Anzumerken ist allerdings, dass lt. 2.2.4 die Behandlung möglicher Einwirkungen Dritter auf das Zwischenlager in einem gesonderten Bericht behandelt wird, der nicht zur Verfügung steht. Inwieweit daher die generellen und speziellen Anforderungen des IAEA INFCIRC/225/Rev.4 erfüllt werden bzw. deren Erfüllung nachgewiesen werden, konnte daher in angemessenem Detail nicht erhoben werden.

Angesichts der großen Bedeutung derartiger Einwirkungen entspricht es einerseits auch einer angemessenen und verantwortungsvollen Vorgehensweise, ihre detaillierte Diskussion, insbesondere auch die Diskussion der Gegenmaßnahmen, im Rahmen eines vertraulichen Berichtes abzuhandeln.

Andererseits bleibt die Behandlung möglicher Auswirkungen des Zwischenlagers jedoch unvollständig, wenn nicht in allgemeiner Form auf die Auswirkungen von Einwirkungen Dritter eingegangen wird. (Beispiele: gezielter Absturz eines Flugzeuges auf das Zwischenlager, Beschuß desselben, Detonationseinwirkungen oder Eindringen in das Lager mit dem Ziel, Behälter zu beschädigen oder Konfigurationen zu verändern). Speziell als auslösende Ereignisse von Störfällen im Zwischenlager mit möglichen radiologischen Auswirkungen auf Regionen in größerer Entfernung sind derartige Vorgänge von größter Bedeutung.

Anmerkung: Dabei wäre darauf zu achten, dass keine Informationen gegeben werden, die Anleitungscharakter haben könnten und nicht ohnehin öffentlich zugänglich sind – eine erforderliche Vorsichtsmaßnahme, die eine Darstellung im Sicherheitsbericht aber nicht verhindert hätte.

Dies wird durch die Dokumentation der Umweltauswirkungen des Zwischenlagers Dukovany (Tschechische Republik) belegt, die in Kapitel A.10 einen eigenen Abschnitt zu den Sicherheitsmaßnahmen enthält, in dem Punkte wie elektronische Sicherungssysteme und Zugangskontrollen angesprochen werden (CEZ, 1998). Allerdings sind diese Angaben lediglich für den Fall relevant, dass Täter versuchen, in das Zwischenlager einzudringen.

Abschnitt 2.3 – Qualitätssicherung

In Abschnitt 2.3 werden nur die Qualitätssicherungsgrundsätze für die bautechnischen Maßnahmen diskutiert. Entsprechende Diskussion für die sicherheitstechnischen Maßnahmen sowie für den Betrieb fehlen. Ein getrenntes Kapitel nur für die verschiedenen Qualitätssicherungsmaßnahmen wäre angebracht.

Abschnitt 2.4 – Beschreibung des Brennelementelagers:

- In den Unterabschnitten 2.4.1 und 2.4.4 fehlen genaue Angaben, welche Maßnahmen nach Stilllegung des Kernkraftwerkes am Standort ergriffen werden sollen. Die Frage der Stilllegung wird zwar diskutiert; dies erfolgt jedoch in sehr allgemeiner Form, die über die Erklärung, alle erforderlichen Funktionen würden auch nach Stilllegung der Blöcke der Kernkraftwerks gewährleistet, nicht hinausgeht. Inwieweit die Erörterung dieser Sachverhalte der Stilllegungsgenehmigung des KKW vorbehalten sein sollte, bedarf einer Klärung.

Abschnitt 2.5 – Lagergebäude:

- Die Gestaltung des Ausganges des Kontrollbereiches wird nicht genauer beschrieben. Es bleibt offen, wie verhindert wird, dass radioaktives Material aus dem Lager gebracht wird. Inwieweit daher die generellen und speziellen Anforderungen des IAEA INFCIRC/225/Rev. 4 erfüllt werden bzw. deren Erfüllung nachgewiesen werden, konnte daher in angemessenem Detail nicht erhoben werden
- Es fehlen genauere Angaben zu den Fundamenten. Die Auslegungsdokumentation muß in diesem, wie in vielen Fällen, zur definitiven Klärung herangezogen werden.

Abschnitt 2.6 – Technische Anlagen:

- Hier – oder an anderer geeigneter Stelle – wären auch die Anlagen und Geräte zu beschreiben, die bei der Auslagerung der Behälter aus den Blöcken des Kernkraftwerks und beim internen Transport eingesetzt werden.
- Die Begrenzung der Hubhöhe in der Kransteuerung wird hier nicht beschrieben – sie findet nicht einmal Erwähnung. Daher bleibt insgesamt bei den Angaben zur Hubhöhe offen, ob es sich dabei um das technisch maximal Mögliche (ohne Hubhöhenbegrenzung) oder um das unter Berücksichtigung der Hubhöhenbegrenzung maximal Mögliche handelt. (Welche Anforderungen zur Sicherheit von Hebezeugen dafür herangezogen wurden, ist den Zulassungsunterlagen zu entnehmen. Sie sollten der Richtlinie KTA-3902 entsprechen).
- Der Normal- und Notstromversorgung wird keine besondere sicherheitstechnische Bedeutung zugesprochen, obgleich diese für Behälterüberwachung, Brandmeldeeinrichtungen und die Systeme zur Anlagensicherung erforderlich ist.
- Die Beschreibung der Drucküberwachung bleibt vage. Das System wird nicht genau beschrieben, der Referenzdruck wird nicht angegeben. Es wird angegeben, dass die Druckschalter zu einem späteren Zeitpunkt eventuell durch Druckaufnehmer ersetzt werden sollen, die ein verarbeitbares Gebersignal für den Druck liefern. Es wird jedoch nicht dargelegt, wann dies erfolgen und nach welchen Kriterien über die Einführung entschieden werden soll.
- Die Rolle des Raumes für die Behälter-Überwachung im Obergeschoß des Zwischenlagers bleibt unklar. Soll dieser Raum erst nach der Stilllegung des Kernkraftwerks genutzt werden?
- Brandlasten werden nicht angegeben, die Trennung in Brandabschnitte wird nicht näher beschrieben. Brandmeldeeinrichtungen und Löschsysteme werden lediglich erwähnt, nicht beschrieben. Die diesbezüglichen Ausführungen im Brandschutzkonzept müssen zur Beurteilung vorliegen.

Abschnitt 2.7 – Transport- und Lagerbehälter:

- Es wird nicht dargelegt, wie vorgegangen wird, falls ein Behälter während der Lagerzeit (z.B. aufgrund neuer Erkenntnisse) seine Typ B(U)-Zulassung verliert.
- Die einzulagernden Behältertypen werden nicht verbindlich festgelegt. Es werden lediglich Behältertypgruppen angegeben, zu denen jeweils beispielhaft ein bestimmter Behältertyp beschrieben wird.
- Die beispielhaft behandelten Behältertypen werden nicht genau beschrieben. Es werden im Wesentlichen lediglich die Abmessungen (Länge und Durchmesser) angegeben – etwas genauere Daten sind im SB lediglich für den CASTOR V/52 enthalten. Genaue Angaben z.B. zum Moderator-Material und der Größe der Bohrungen für dieses fehlen aber in allen Fällen.

- Es wird nicht festgestellt, welche Behältertypen in welcher Anzahl, und in welcher zeitlichen Abfolge zum Einsatz kommen sollen. Aufgrund des bisherigen Einsatzes und der Verfügbarkeit von Behältern ist davon auszugehen, dass zunächst der Behälter CASTOR V/52 zum Einsatz gelangt. Dieser Punkt hätte jedoch im Sicherheitsbericht angesprochen werden müssen.

Hinsichtlich der Auslegung von zugelassenen Transport- und Lagerbehältern sind für die Sicherheitsbeurteilung folgende vier Punkte besonders wichtig:

- Genaue Angaben zum Dichtungssystem (Material der Dichtungen, eingestellter Druck im Deckelzwischenraum) fehlen.
- Genaue Angaben zu den Deckeln (Größe der Durchführungen, Schweißverfahren beim Fügedeckel) fehlen weitgehend, ebenso zu Schutzplatte (Abmessungen, Material der Elastomerdichtungen, Größe der Durchführungen).
- Genaue Angaben zum Tragkorb (welcher Werkstoff, wo werden die Stahl-, Aluminium- und Kupfer-Elemente eingesetzt) fehlen.
- Genaue Angaben zu den Tragzapfen (Maße, wie sind sie angeschraubt) fehlen.
- Einsichtnahme in Hintergrundliteratur zum Sicherheitsnachweis der Behälter sollte ermöglicht werden: Fotos und Originalberichte zu den Beschussversuchen, Brandlastversuchen Falltests und vor allem kumulative Belastungen wie sie bei realen Störfällen auftreten könnten (Beschuss, Brand, Impakt von herabstürzenden Gebäudetrümmern). Weiters sollten Angaben zu Beschussversuchen mit verschiedenen Waffensystemen (wie z.B. panzerbrechenden Waffen mit Uranmunition) und zum Korrosionsverhalten und zur Dichtheit der Behälterdichtungen und zur Problematik der Oberflächenkontamination der Behälter insbesondere des chronischen Problems des Behälterweepings gemacht werden.

Diese Angaben sind im Sicherheitbericht nicht enthalten.

Abschnitt 2.8 – Behälterinventare:

- Das zulässige nuklidspezifische Gesamtinventar wird nicht als sicherheitstechnisch relevante Eigenschaft angegeben (ist aber bei Unfällen relevant).
- Es fehlen genaue Inventarangaben für Uran-, WAU- und MOX-Brennelemente für verschiedene Anfangszusammensetzungen und Abbrände. Lediglich pauschale Größen bzw. Angaben zu einigen wenigen Nukliden werden gemacht.
- Die vor der Zulassung zur Einlagerung durchzuführenden Abbrand- und Kritikalitätsberechnungen für den Einzelbehälter und die Gesamtkonfiguration werden nicht genau beschrieben (Angabe der benutzten Codes).

Abschnitt 2.9 – Lagerbelegung:

- Temperaturwerte für Behälter, Luft und Beton werden ohne nähere Begründung angegeben (dieser Punkt wird auch in Abschnitt 4.3 behandelt, allerdings auch dort mangelhaft, siehe unten).

2.4 Organisation und Betrieb (Kapitel 3 des SB):

Kapitel 3 – Allgemein

Ein wesentlicher Teil dieses Kapitels wäre "Inbetriebnahme" (Commissioning). Eine ausführliche Beschreibung der verschiedenen Phasen der Inbetriebnahme (IAEA, 1994):

- Ende der Bauphase
- Testen der Einrichtungen
- Leistungsnachweis
- Inaktive Inbetriebnahme
- Aktive Inbetriebnahme

fehlen aber.

Abschnitt 3.1 – Organisation:

- Fragen des Personaleinsatzes werden nur in sehr allgemeiner Form behandelt, insbesondere wird das Ineinandergreifen des Einsatzes im Kernkraftwerk bzw. im Zwischenlager nicht dargestellt. (Wann werden welche Kräfte wo eingesetzt; wo könnten Engpässe entstehen, wie sollen diese vermieden werden? Zumindest wäre darzustellen gewesen, wie viele Personen in welchen Zeiträumen im Zwischenlager eingesetzt sind, wie in Abschnitt C.V der Dokumentation zu Dukovany [CEZ, 1998]).
- Die für jeden Behälter nachzuweisenden Werte werden aufgelistet, aber nicht in jedem Fall genau angegeben. Dies betrifft insbesondere die Restfeuchte.

Abschnitt 3.2 – Behälterlagerung:

- Die Vorgänge bei der Auslagerung aus den Kernkraftwerken Isar und dem internen Transport auf dem Kraftwerksgelände werden nicht beschrieben, obgleich sie untrennbar mit dem Betrieb des Zwischenlagers zusammenhängen. Die Trennung des Transportvorganges vom Einlagerungsvorgang ist insbesondere wegen der auszuführenden Übergabefunktionen unangebracht.
- Die bei Ein- und Auslagerung durchgeführten Prüfungen werden nicht genauer beschrieben. So bleibt z.B. die Frage offen, an wie vielen Stellen Kontaminationsmessungen durchgeführt werden. Insbesondere nach welchen Kriterien die Transportfreigaben und die Einlagerungsfreigaben erteilt werden, ist nicht ersichtlich.

Abschnitt 3.3 – Instandsetzungsarbeiten an Behältern:

- Die im Falle einer Störmeldung des Behälterüberwachungssystems durchzuführende Dichtigkeitsprüfung am Sekundärdeckel wird nicht genauer beschrieben. Entsprechende Reparaturanweisungen sind Bestandteil des Funktionsnachweises und damit der Zulassungsbedingungen für den jeweiligen Transport- und Lagerbehälter. Sie sind zur Sicherheitsbeurteilung notwendig.
- Bei einer Undichtheit des Primärdeckels soll entweder ein zusätzlicher Fügedeckel montiert, oder der Primärdeckel repariert werden. Letzteres kann in einem der Kernkraftwerksblöcke am Standort oder in einer anderen Atomanlage geschehen. Es wird nicht angegeben, nach welchen Kriterien im konkreten Fall das Vorgehen aus diesen drei Varianten ausgewählt werden soll.

2.5 Sicherheitsanalyse für den bestimmungsgemäßen Betrieb (Kapitel 4 des SB):

Allgemeine Bemerkungen zu Kapitel 4:

- Die Angaben verwendeter Berechnungsmodelle fehlen.
- Die Verifikations- und Validierungsgeschichte dieser Modelle wäre für eine Beurteilung erforderlich.
- Die Unsicherheits- und Sensitivitätsbetrachtungen der Berechnungen fehlen.

Abschnitt 4.1 – Behälterauslegung:

- Bei den Abschirmrechnungen wird nicht angegeben, mit welchen Programmen gearbeitet wurde.
- Genaue Kriterien für den Einsatz von heterogenen Beladestrategien werden nicht angegeben.
- Es wird festgestellt, in über 25 Jahren laufenden Langzeitversuchen hätten sich keine Hinweise auf ein systematisches Versagen der Dichtheit des verschraubten Doppeldeckel-Dichtungssystems der Behälter ergeben. Die Belastbarkeit dieser Feststellung hängt wesentlich davon ab, um wie viele verschiedene Dichtungen es sich bei diesen Versuchen handelte und unter welchen Bedingungen diese Versuche durchgeführt wurden. Diese Angaben fehlen. Welche Arten von Einzelversagen stattgefunden haben und welche Reparaturmassnahmen in diesen Einzelfällen getroffen wurden, sollte zur Beurteilung ebenfalls berichtet werden.
- Weiterhin wird festgestellt, dass seit Mitte der 80er Jahre mehrere Hundert beladener Behälter im In- und Ausland eingelagert worden seien. Systematisches Dichtungsversagen sei dabei nicht eingetreten. Es fehlt die Angabe, um welche Dichtungssysteme es sich dabei handelte und inwieweit Erfahrungen mit diesen Dichtungssystemen auf die im Zwischenlager Isar vorgesehenen Behälter übertragen werden können. Auch die Angabe fehlt, für wie viele Jahre die einzelnen Behälter jeweils gelagert wurden.
- Die Bedeutung der Materialauswahl für die Metalledichtungen sowie das Restfeuchteproblem werden angesprochen. Der bei den Dichtungen tatsächlich eingesetzte Werkstoff wird jedoch nicht erwähnt, ebenso wenig quantitative Kriterien für die Restfeuchte. Die vorzulegenden Behälterauslegungsunterlagen geben in dieser und bei weiteren Fragestellungen konkrete Hinweise zur Sicherheitbeurteilung.
- Es wird nicht angegeben, welche Mengen welcher Spaltprodukte in den Behälterinnenraum freigesetzt werden. (An anderer Stelle, in Abschnitt 2.8, werden in einer Tabelle lediglich die Gesamtinventare verschiedener flüchtiger Radionuklide angegeben.)
- Es wird nicht angegeben, in welchen Mengen wasserbindende Mittel und Katalysatoren eingesetzt werden und an welchen Stellen im Behälter sich diese befinden.
- Die Freisetzunganteile flüchtiger Radionuklide aus dem Kernbrennstoff werden zwar angegeben, aber nicht begründet. Eine belastbare Begründung wäre an dieser Stelle unverzichtbar, da die angegebenen Anteile z.T. drastisch niedriger liegen als Anteile, die in vergleichbaren Verfahren in Deutschland angenommen wurden. Konkret werden im SB für H-3, Kr-85 und J-129 folgende Anteile aufgelistet: 1 % / 10 % / 0,01 %. Im Sicherheitsbericht zum Standort-Zwischenlager Unterweser dagegen sind die entsprechenden Anteile 50 % / 10 % / 1 % (KKU, 2000), in den Gutachten zum Zwischenlager Gorleben 30 % / 20 % / 10 % (TÜV, 1995).
- Die Kritikalitätsberechnungen, mit denen die Sicherstellung der Unterkritikalität nachgewiesen werden soll, werden nicht beschrieben. Es wird nicht angegeben, welche Programme dabei zum Einsatz kamen. Die angenommenen Deformationen des Tragkorbes werden nicht dargestellt. Es wird ausgeführt, dass den Berechnungen entweder unbestrahlte Brennelemente oder Brennelemente mit einem Mindestabbrand zugrunde gelegt wurden. Es wird jedoch nicht dargelegt, in welchen Fällen welche dieser Alternativen gewählt wurde.
- Die Berechnungen zur Kriechdehnung der Hüllrohre werden nicht beschrieben. Die Annahmen und die verwendeten Rechenmethoden bleiben im Unklaren. Die Brennstab/Brenn-

elementauslegungsunterlagen müssen zur Sicherheitseinschätzung in dieser Hinsicht herangezogen werden.

Abschnitt 4.2 – radioaktive Stoffe und Strahlenschutzmaßnahmen:

- Es wird ausgeführt, radioaktive Betriebsabfälle kämen nicht oder nur in sehr geringen Mengen vor. Es wird kurz und qualitativ beschrieben, welcher Art die anfallenden Abfälle sein können. Quantitative Angaben fehlen. Das gleiche gilt für radioaktive Abwässer. Dass Abschätzungen einer Obergrenze für die Abfallmenge durchaus möglich sind, zeigt Abschnitt B.II.3 der Dokumentation zu Dukovany (CEZ, 1998).
- Die Ermittlung der Strahlenbelastung des Personals im Zwischenlager wird nicht dokumentiert.
- Die Strahlungsüberwachung von Personen und Sachgütern wird sehr summarisch beschrieben. Es bleibt z.B. offen, in welchen Fällen bei Sachgütern Wischtests, in welchen tragbare Kontaminationsmessgeräte eingesetzt werden.
- Die Berechnung der Strahlenbelastung in der Umgebung des Zwischenlagers wird nicht genau dargestellt, die dafür eingesetzten Rechenprogramme werden nicht genannt.
- Die Berechnung der Strahlenbelastung aufgrund Freisetzungen radioaktiver Stoffe wird nicht im Einzelnen dargestellt (Annahmen, Methodik).
- Es wird festgestellt, dass mit einem Nachlassen der Dichtwirkung nur ‚selten‘ zu rechnen ist. Eine quantitative Angabe dazu fehlt. Eine taxative Aussage dieser Art ist keine Grundlage für Überlegungen zu möglichen Freisetzungen im Normalbetrieb der Anlage.
- Es wird ausgeführt, radioaktive Betriebsabfälle kämen nicht bzw. nur in Ausnahmefällen in sehr geringen Mengen vor. Es wird kurz und qualitativ beschrieben, welcher Art die anfallenden Abfälle sein können. Quantitative Angaben fehlen. Das gleiche gilt für radioaktive Abwässer.
Anmerkung: Dass Abschätzungen einer Obergrenze für die Abfallmenge durchaus möglich sind, zeigt Abschnitt B.II.3 der Dokumentation zu Dukovany (CEZ, 1998).
- Die Umgebungsüberwachung wird ebenfalls nur summarisch beschrieben. Es fehlen die Angaben, welche Meßbereiche und welche Genauigkeit die eingesetzten Meßgeräte aufweisen. Auf die Meßstellen und die Probenahmen im Rahmen der Umgebungsüberwachung der Kernkraftwerke Isar wird lediglich kurz verwiesen.

Abschnitt 4.3 – Abfuhr der Wärme aus den Lagerbereichen:

- Die Berechnungen zu Wärmeabfuhr, Luft- und Betontemperaturen werden nicht genauer dargestellt. Die eingesetzten Rechenmethoden werden nicht erläutert.
- Im Hinblick auf die Lufttemperaturen wird nicht belegt, dass die Ergebnisse von Versuchen mit einem Modell im Maßstab 1:5, die im SB erwähnt werden, auf die realen Verhältnisse übertragbar sind.

2.6 Störfallanalyse und Restrisikobetrachtung (Kapitel 5 des SB):

Allgemeine Bemerkungen zu Kapitel 5:

- Die Angaben verwendeter Berechnungsmodelle fehlen.
- Die Verifikations- und Validierungsgeschichte dieser Modelle wäre für eine Beurteilung erforderlich.

- Die Unsicherheits- und Sensitivitätsbetrachtungen der Berechnungen fehlen.

Abschnitt 5.1 – Vorgehensweise:

Dieser Abschnitt ist kurz und allgemein und hat einleitenden Charakter. Die betrachteten Ereignisse werden aufgelistet.

Abschnitt 5.2 – Behälterprüfungen:

Auch dieser Abschnitt hat einleitenden Charakter und stellt die Behälterprüfungen dar, von denen bei der Behandlung von Störfällen und Restrisikoereignissen Kredit genommen wird.

Abschnitt 5.3 – Störfallanalyse:

- Mögliche Störfälle bei der Verladung der Behälter aus den Kernkraftwerken, bei der Fallhöhen von bis zu ca. 19 m möglich sind, werden in den vorgelegten Unterlagen nicht behandelt.
- Mögliche Störfälle beim internen Transport auf dem Gelände von Kraftwerken und Zwischenlagern werden nicht behandelt.
- Als maximale Fallhöhe beim Einlagern in das Zwischenlager werden 3 m angegeben. Dies wird nicht näher ausgeführt. Insbesondere bleibt offen, ob es sich dabei um das technisch maximal Mögliche (ohne die eingebaute Hubhöhenbegrenzung) oder um das unter Berücksichtigung der Hubhöhenbegrenzung maximal Mögliche handelt.
- Der Störfall ‚Anprall eines Behälters‘ wird nicht näher beschrieben, insbesondere wird die angenommene maximale Belastung nicht angegeben.
- Der Fall eines Absturzes ohne Bodenstoßdämpfer wird nicht diskutiert; es wird nicht angegeben, welche Beanspruchungen in diesem Falle auftreten.
- Im Zusammenhang mit den thermischen Einwirkungen bei Bränden im Lager werden die anzunehmenden Brandlasten nicht angegeben.
- Im Zusammenhang mit Handhabungsfehlern wird darauf verwiesen, dass Fehlbedienungen durch die automatische Steuerung vermieden werden. Es fehlt die Diskussion der Möglichkeiten, dass diese Steuerung ausfällt oder überbrückt wird. Ebenso wird nicht diskutiert, mit welcher zulässigen Zeitverzögerung Eingriffe und Schalthandlungen vorgenommen,- und gleichzeitig die jeweiligen Schutzziele immer noch erreicht werden können.
- Im Zusammenhang mit dem Ausfall der Stromversorgung wird nicht im Einzelnen diskutiert und dargelegt, für wie lange ein solcher Ausfall zu keinen Beeinträchtigungen der Sicherheit führt.
- Auch beim Ausfall der Leittechnik wird der Frage nicht nachgegangen, für wie lange ein solcher Ausfall zu keinen Beeinträchtigungen der Sicherheit führt.
- Die Methodik mit der die Festlegung des Bemessungserdbebens erfolgte, ist nicht dokumentiert, ebensowenig ob diese dem neuesten Stand entspricht. Darüber hinaus fehlen bei der Abhandlung der Erdbeben noch weitere Angaben, beispielsweise die möglichen Brandlasten, Brandentstehungs- und Brandausweitungsüberlegungen bei möglichen Folgebränden.
- Bei der Diskussion des Störfalles ‚Hochwasser‘ werden bereits vorhersehbare Änderungen nicht in Betracht gezogen. Inwieweit die globalen Klimaveränderungen sowie etwaige sonstige Veränderungen in den nächsten Jahrzehnten (weitere Versiegelung von Flächen, Entwaldung, etc.) im Laufe der vierzigjährigen Lagerzeit zu einer Veränderung der Häufig-

keit und Höhe von Hochwässern führen könnten und inwieweit sich dies auf Maßnahmen des Hochwasserschutzes im Allgemeinen und den Hochwasserschutz des Zwischenlagers im Besonderen auswirken könnte, sollte aus der derzeitigen Perspektive beurteilt werden..

- Im Zusammenhang mit dem Störfall ‚Hochwasser‘ wird nicht auf die Möglichkeit der Zerstörung von stromaufwärts gelegenen Staudämmen (beispielsweise durch natürliche Einwirkungen oder Terrorangriffe) eingegangen.
- Es wird nicht erörtert, was die Folgen eines Flutens des Zwischenlagers bei Hochwasser wären. Vergleichbare Überlegungen zur Konfigurationsabänderung sollten Aufschluss über die zu erwartenden Konsequenzen liefern.
- Die Behandlung der Brände außerhalb des Brennelementlagers erfolgt nur summarisch. Es wird nicht angegeben, welche Brandlasten sich in welcher Entfernung vom BE-Zwischenlager befinden. Erforderlich wäre mindestens eine Auflistung der Objekte mit brennbarem bzw. explosivem Inventar, deren Entfernung vom Zwischenlager, die Menge der dort befindlichen Stoffe sowie etwaige Hindernisse für eine Druckwelle auf dem Weg vom Objekt zum Zwischenlager (vgl. Abschnitt C.V der Dukovany-Dokumentation (CEZ, 1998)). Weiters fehlen Angaben, wie schnell die Feuerwehr gegebenenfalls eingreifen kann und ob die Zugänglichkeit für diese stets gewährleistet werden kann.

Abschnitt 5.4 – Restrisikobetrachtungen:

- Die Ableitung der Absturzhäufigkeit für ein Militärflugzeug am Standort wird nicht angegeben.
- Es wird festgestellt, der Absturz eines schnellfliegenden Militärflugzeuges sei für alle Flugzeugabstürze abdeckend. Die Begründung dieser Aussage fehlt. Insbesondere wird nicht nachgewiesen, dass die Folgewirkungen aus der Stoßbelastung durch den Absturz eines Militärflugzeuges, die Trümmerwirkungen und mögliche Treibstoffbrände auch die Absturzfolgenwirkungen hervorgerufen durch ein großes Verkehrsflugzeug, abdecken.
- Auf mögliche Folgen des Absturzes eines Verkehrsflugzeugs wird im SB über die obige Aussage, der Absturz eines Militärflugzeuges sei dafür abdeckend, überhaupt nicht eingegangen.
- Im SB wird auf Beschussversuche verwiesen, bei denen CASTOR-Behälter mit einem Projektil mit einer Masse von 1 Mg und einer Geschwindigkeit von 300 m/sec beschossen worden seien. Die Integrität der Behälter sei dabei erhalten geblieben. Es wird nicht genau angegeben, um welchen Typ CASTOR-Behälter es sich bei diesen Versuchen handelte. Weiterhin wird nicht diskutiert, für welche Kampfflugzeuge (Phantom, F-15, Tornado ...?) diese Beschussversuche vom Antragsteller als repräsentativ betrachtet werden. Eine erhöhte Leckrate des Primärdeckels nach Beschuss wird erwähnt und auch zahlenmäßig angegeben, genauere Angaben zum Deckelverhalten fehlen jedoch. Das aus den Ergebnissen dieser Beschussversuche zusammengestellte Freisetzungsszenario wird nicht im Einzelnen beschrieben.
- Nach einem Flugzeugabsturz soll ein Treibstoffbrand von 1 Stunde Dauer und einer Temperatur von 600° C abdeckend für mögliche Folgebrände sein. Es wird nicht dargestellt, wie dies ermittelt wurde.
- Es wird im SB angegeben, dass es bei einem Brand zu einem Verlust des Moderatormaterials kommen kann. Dies wird im Hinblick auf die dadurch reduzierte Abschirmwirkung diskutiert. Es wird nicht erwähnt, dass das Moderatormaterial auch die Brandlast bei einem Treibstoffbrand erhöhen kann; die Auswirkung dieser Tatsache auf mögliche Brandszenarien wird nicht diskutiert.

- Im SB werden Versuche zur Verschüttung von CASTOR-Behältern erwähnt, aus denen Maximaltemperaturen für die Behälter abgeleitet werden. Genauere Angaben zu diesen Versuchen fehlen.
- Im Zusammenhang mit der Gefährdung durch Druckwellen werden mögliche Auswirkungen der Gasleitung in der Nähe des Standortes nicht erörtert. Die zu erwartenden Druckunterschiede sollten der Vollständigkeit halber in den SB einbezogen werden.
- Mögliche Einwirkungen aus dem Betrieb von KKI werden kurz erörtert. Es wird jedoch nicht auf die Folgen eines Kernschmelzunfalles in einem der Reaktorblöcke eingegangen. Diese Auslassung wird im SB nicht begründet. Sie kann auch methodisch kaum begründet werden, da die Wahrscheinlichkeit für ein solches Ereignis ohne Zweifel größer ist als die im SB angegebene Wahrscheinlichkeit für den Absturz eines Militärflugzeugs, der, wenn auch summarisch, im SB behandelt wird.

2.7 Stilllegung (Kapitel 6 des SB):

- Das Langzeitverhalten von Behältern und Brennstoff, das für das Vorgehen bei der Stilllegung des Lagers von großer Bedeutung ist, wird nicht diskutiert.
- Es bleibt offen, wohin die Abtransporte der Behälter erfolgen werden.

Mängel und Unvollständigkeiten in der UVU:

2.8 Kurzbeschreibung des Brennelementebehälterlagers (Kapitel 2.1 der UVU)

Die Sicherheit der trockenen Zwischenlagerung über einen Zeitraum von 40 Jahren ist wiederholt gutachterlich bestätigt worden.

Es sind aber keine Gutachten zitiert.

2.9 Daten- und Kenntnislücken bzw. Probleme bei der Bearbeitung (Kapitel 3.4 der UVU)

Zitat: "Schwierigkeiten bzgl. Daten- und Kenntnislücken bzw. Probleme bei der Erarbeitung, werden aus dem Textzusammenhang ersichtlich."

Dieses Kapitel dient eigentlich dazu die Schwierigkeiten bzgl. Daten- und Kenntnislücken bzw. Probleme bei der Erarbeitung aufzulisten. Es ist aber keine Liste beigefügt.

2.10 Strahlenexposition im Normalbetrieb (Kapitel 7.4.2.2 der UVU)

Instandsetzungsarbeiten an Behältern mit verschraubtem Doppeldeckel-Dichtsystem werden nur selten notwendig werden.

Es gibt keine quantitative Angabe, wie oft Instandsetzungsarbeiten voraussichtlich notwendig werden.

Strahlenexposition außerhalb des äußeren Zaunes: Die Berechnungen wurden mit international anerkannten Rechenprogrammen durchgeführt.

Es ist nicht angegeben welche Rechenprogramme verwendet wurden.

2.11 Kommentar zum SB und zur UVU betreffend geologische und hydrologische Verhältnisse:

Es fehlen die für eine fundierte Darstellung der geologischen, tektonischen, ingenieurgeologischen und hydrologischen Verhältnisse notwendigen Karten, Profile und Messdaten.

Kapitel 1.7.1 des SB «Geologische und tektonische Verhältnisse am Standort» füllt die Seite 69 des Sicherheitsberichtes und deckt sich – z.T. wortgleich – mit dem Kapitel 4.1. «Geologie und Boden» (Seite 13) der UVU. Darin wird die Schichtfolge am Standort nur ganz generell beschrieben, genaue Karten- und Profildarstellungen fehlen. Das Kapitel kann nur als eine sehr dürftige Beschreibung des überregionalen Schichtaufbaues bezeichnet werden.

Es fehlt eine genaue Schilderung der Lagerungsverhältnisse am Standort. Da die Beschreibung der Tektonik völlig fehlt, ist auch der Name des Kapitels unzutreffend.

Das Kapitel 1.7.2 des SB «Baugrundverhältnisse» besteht lediglich aus zwei, in beiden Berichten völlig gleichlautenden kurzen Sätzen und ist außerdem völlig ident mit dem Kapitel 1.7.2 «Baugrundverhältnisse» des Sicherheitsberichtes BE-Zwischenlager Gundremmingen.

Es fehlt eine Begründung für die Behauptung der Eignung des Baugrundes.

Die Kapitel 1.8.2 des SB und 4.3 der UVU, welche die Grundwasserverhältnisse im Bereich BELLA betreffen, stimmen auch in der Wortwahl ziemlich überein.

Der Isar abwärts gerichtete Grundwasserstrom fließt in den stark durchlässigen quartären Isarschottern relativ rasch.

Eine ausführliche hydrogeologische Dokumentation der Pegel fehlt.

Genauere Angaben über tiefere Grundwasserstockwerke und mögliche Verbindungen sind nicht vorhanden. Da wegen zunehmender Flächenversiegelung zur Erhaltung der Grundwasserbilanz lokale Versickerungen vorgesehen sind, ist hier auch eine Einbringungsmöglichkeit für Schadstoffe gegeben.

Weil die angeführten Daten der Trinkwassergewinnungsanlagen äußerst dürftig sind, können auch keine Angaben über mögliche Gefährdungspfade (z.B. im Brandfall durch kontaminiertes Löschwasser) und Aussagen über Risiken im Schadensfall erwartet werden. Dies wäre deshalb von Bedeutung, weil die Trinkwassergewinnung mehrerer flussabwärts gelegener Städte betroffen sein könnte.

2.12 Quellenangaben zu Kapitel 2:

CEZ, 1998: CEZ: Das Zwischenlager für abgebrannten Nuklearbrennstoff im Areal des Kernkraftwerkes Dukovany – Dokumentation über Bewertung der Einflüsse des Baues auf die Umwelt; Brno 1998

FM, 2001: Pressemitteilung der Flughafen München GmbH vom 04.07.2001 (www.munich-airport.de)

KKU, 2000: E.ON Kernkraft GmbH: Sicherheitsbericht für das Zwischenlager Kernkraftwerk Unterweser (ZL-KKU) am Kernkraftwerk Unterweser, Stand 09/2000

TÜV, 1995: Technischer-Überwachungs-Verein Hannover/Sachsen-Anhalt: Lagerung von Uran- und MOX-Brennelementen in Behältern vom Typ CASTOR V/19; erstellt im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz, März 1995

3 BEWERTUNG DES VERFAHRENS FÜR HANDHABUNG UND LAGERUNG DER BRENNELEMENTE

3.1 Verfügbare Zwischenlager-Konzepte

Für die Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente gibt es international gegenwärtig drei grundsätzliche Konzepte, die eingesetzt werden:

- *Das Nasslager:* Mit Wasser gefülltes Lagerbecken, in dem die Brennelemente in Gestellen hängen. Zur Abfuhr der in den Brennelementen erzeugten Nachzerfallswärme muß eine Zwangskühlung durch Umwälzung des Wassers mittels Pumpen in einem Kühlkreislauf erfolgen. Diese Technik wird in den Reaktor-Lagerbecken der Kraftwerke (weltweit), bei separaten Lagerbecken am Standort von Reaktoren (u.a. in der BRD in Obrigheim und an den meisten Standorten in den USA) und in den Eingangslagern der Wiederaufarbeitungsanlagen (La Hague und Sellafield) eingesetzt. Die Kraftwerkslager besitzen in der Bundesrepublik Kapazitäten zwischen 67 MgSM¹ und 560 MgSM, die Standortlagerbecken in den USA haben Kapazitäten um 1.000 MgSM und die Lagerbecken der Wiederaufarbeitungsanlagen bis zu 5.000 MgSM.
Einen Sonderfall stellt das Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente „CLAB“ in Schweden dar. Es handelt sich um ein Naßlager mit einer gegenwärtigen Kapazität von 5.000 MgSM in einem unterirdischen Bergwerk.
- *Das Blocklager:* Die Brennelemente werden in Büchsen oder Kanister verschweißt und horizontal bzw. vertikal in mit Schächten versehenen großen Betonblöcken gelagert. Auch hier erfolgt die Lagerung der Brennelemente in einer trockenen Gasatmosphäre. Ähnlich wie im Behälterlager soll die Kühlung über natürlichen Luftzug erfolgen. Konzepte zur Blocklagerung wurden zum Beispiel in den USA (NUHOMS), Frankreich (CASCADE) und Deutschland (FUEL STOR) entwickelt. Die Entwicklung erfolgt sowohl für zentrale Zwischenlager mit Kapazitäten von ca. 5.000 MgSM, als auch für Zwischenlager an den KKW-Standorten für Kapazitäten ab 500 MgSM.
- *Das Behälterlager:* Die Brennelemente befinden sich in aufrecht stehenden und mit Helium gefüllten Transport- und Lagerbehältern in einer Lagerhalle (z.B. in D, der Tschech. Republik und der Schweiz) oder im Freien auf einer Betonplatte (teilweise i.d. USA). Das heißt, die Lagerung der Brennelemente erfolgt in trockener Umgebung. Die Lagerhalle besitzt Zu- und Abluftöffnungen, die durch die von den Behältern abgegebenen Wärme einen sich selbständig aufrecht erhaltenden Luftzug erlauben. Hierdurch wird die Wärmeabfuhr erreicht. Die Zwischenlagerkapazitäten sind variabel und reichen gegenwärtig bis zu 4.000 MgSM.
Einen Sonderfall stellt das für das Gemeinschaftskraftwerk Neckar beantragte Zwischenlager dar. Die Lagerung der Behälter soll in einem Felsstollen einige Meter unter der Erdoberfläche erfolgen. In der Tschechischen Republik wurde Ende der 90er Jahre ein ähnliches Projekt in Skalka als zentrales Zwischenlager verfolgt.

In der Bundesrepublik Deutschland wird zur Zeit die Zwischenlagerung von Brennelementen an allen KKW-Standorten in Naßlagern im Reaktorgebäude durchgeführt. Für die längerfristige Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen über Tage hat sich die trockene Behälterlagerung durchgesetzt. Ein wesentlicher Grund für letztere sind die im Vergleich zu anderen Lagertechniken niedrigeren Kosten. Allerdings ist auch auf die im Rahmen des Gorbelen-Hearings 1979 zum sogenannten Integrierten Entsorgungszentrum geführte Sicherheitsdiskussion über Naßlager außerhalb von Reaktorblöcken und mit größeren Lagerkapazitäten hinzuweisen. Die Naßlagerung großer Mengen bestrahlter Brennelemente wurde als zu großes Risiko eingeschätzt. Für das Eingangslager der ehemals beantragten Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf war daher ein Behälterlager vorgesehen.

¹ MgSM = Megagramm Schwermetall (früher tSM), Gesamtmasse der Kernbrennstoffe Uran und Plutonium.

3.1.1 Vergleichende Bewertung

Die Hüllrohre in den Brennelementen unterliegen bei allen drei Lagerkonzepten hohen Beanspruchungen. Gegenüber dem Betriebszustand im Reaktor tritt eine Umkehr des Druckgradienten Brennstabinnendruck/Umgebungsdruck auf. Auf Grund der Versprödung des Hüllrohrmaterials ist hier ein früheres Versagen möglich. Dieser Umstand ist bei der Ableitung von Freisetzungsszenarien bei der Festsetzung der Schadensrate der Hüllrohre zu berücksichtigen.

Die Abfuhr der Nachzerfallswärme und damit die Kühlung der Brennelemente erfolgt im Nasslager durch Umwälzen des Beckenwassers in einem Kühlkreislauf und Wärmeabfuhr über einen Wärmetauscher. Das heißt, es sind aktive Systeme und daher deren Überwachung erforderlich. Bei den trockenen Lagerkonzepten erfolgt die Kühlung durch einen sich natürlich einstellenden Luftzug (Konvektion). Es handelt sich also um ein passives System. Die trockenen Lagerkonzepte mit dem passiven System bieten weniger Störfallmöglichkeiten.

Das Barriersystem gegen Freisetzungen radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb sowie gegen Einwirkungen nach Stör- oder Unfällen ist für die drei Lagerkonzepte sehr unterschiedlich.

Die wesentlichen Rückhaltebarrieren gegen Freisetzungen im Normalbetrieb bei den Nasslagern (ober- und unterirdisch) bilden das Beckenwasser und die Filter, über welche die Abluft – aus der Halle, in der sich das Lagerbecken befindet – abgeleitet wird. Daraus folgt, dass keine vollständige Rückhaltung von Radionukliden vorgesehen ist. Die Freisetzung wird diversitär überwacht. Zum Ersten erfolgt eine Kontrolle des Beckenwassers auf Aktivitätskonzentration und zum Zweiten wird die Abluft auf Radioaktivität kontrolliert.

Bei der trockenen Zwischenlagerung stellen entweder verschraubte oder verschweißte Behälter die Freisetzungsbarriere dar. Bei beiden Konzepten wird – abgesehen von Diffusion/Permeation – von einer Nullfreisetzung im Normalbetrieb ausgegangen. Bei der Blocklagerung ist teilweise eine Freisetzungsüberwachung vorgesehen (CASCADE). Bei der Behälterlagerung wird die Dichtigkeitskontrolle in bundesdeutschen und US-amerikanischen Zwischenlagern nur indirekt über den Druck zwischen Primär- und Sekundärdeckel des Behälters bewerkstelligt. In anderen Staaten werden darüber hinaus Messungen der Abluftaktivität vorgenommen (siehe Kapitel 2.4).

Die Robustheit gegen Störfälle durch den Anlagenbetrieb ist für die Behälterlagerung am größten. Abgesehen vom passiven Kühlsystem (s.o.) sind die Brennelemente bei notwendigen Handhabungen zur Ein- und Auslagerung bzw. während der Zwischenlagerung durch den dickwandigen Behälterkörper am besten geschützt. Das Behälterkonzept ist auch fehlertoleranter in Bezug auf Handlungen des Personals. Bei Störfällen ist für Naß- und Betonblocklagern gegenwärtiger Auslegung daher bereits mit erhöhten Freisetzungen in größerem Umfang zu rechnen als bei der Behälterlagerung.

Für schwere Unfälle (z.B. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, terroristischer Anschlag) besitzt keines der drei Lagerkonzepte ein wirksames Mehrbarriersystem gegen mechanische und thermische Einwirkungen. Bei den Naßlagern besteht der Schutz im am weitesten gehenden Fall (Reaktorlagerbecken in der Bundesrepublik) durch eine Auslegung des Lagerbeckengebäudes gegen die Durchdringung mit Flugzeugteilen bzw. die Standsicherheit des Gebäudes in Bezug auf durch Flugzeugabsturz oder Druckwellen ausgelöste Erschütterungen.

Das Lagergebäude für die Nasslager in La Hague ist nicht gegen Flugzeugabsturz ausgelegt. Bei der Blocklagerung werden an die Büchse bzw. den Behälter keine besonderen Anforderungen bzgl. Widerstandsfähigkeit gegen mechanische und thermische Belastungen gestellt. Den Schutz stellt einzig der Betonblock bzw. das über ihm stehende Gebäude (FUEL STOR) dar. Bei der Behälterlagerung ist die einzige Barriere der dickwandige Behälter (zum Sicherheitsnachweis siehe Kapitel 3).

Es ist davon auszugehen, dass bei schweren Unfällen in Naßlagern in jedem Fall und in Blocklagern mit hoher Wahrscheinlichkeit eine größere Anzahl von Brennelementen betroffen ist, und dadurch ist auch das Potenzial für Freisetzungen höher.

Für den weiterreichenden Sicherheitsaspekt gilt, dass das Proliferationsrisiko bei der Behälterlagerung am höchsten einzuschätzen ist, da die Brennelemente in dem Behälter direkt abtransportiert werden können. Bei den beiden anderen Lagerkonzepten sind hierfür deutlich mehr Handhabungen und eine Berücksichtigung der höheren Strahlung erforderlich. In Bezug auf die Spaltstoffüberwachung ist die Naßlagerung am einfachsten, da keine neuen Überwachungseinheiten geschaffen werden müssen und die Brennelemente direkt sichtbar und abzählbar bleiben.

Eine über die obigen allgemeinen Aussagen hinausgehende sicherheitstechnische Bewertung der Lagertechniken kann im Rahmen dieser Studie nicht vorgenommen werden. Nach dem derzeitigen Kenntnisstand erscheint für eine langfristige Zwischenlagerung hinsichtlich möglicher Freisetzungen radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb und bei Unfällen sowie der Störfallanfälligkeit die Behälterlagerung als diejenige mit dem größten Potenzial für eine Risikobegrenzung. Dieses Potenzial wird bei den bisherigen Konzepten (einschließlich der Zwischenlagerung in CASTOR) allerdings sehr eingeschränkt genutzt.

3.2 Erfahrungen mit der Brennelementezwischenlagerung in Behältern

Für die längerfristige Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen wurde in der Bundesrepublik Deutschland das Konzept der trockenen Behälterlagerung gewählt. Dazu werden die Brennelemente nach einer gewissen Abklingzeit im Lagerbecken des Reaktors in einen sogenannten Transport- und Lagerbehälter (derzeit unterschiedliche CASTOR-Typen) geladen und in eine Lagerhalle transportiert. Der Behälter soll dabei die Funktion übernehmen, das radioaktive Inventar über den gesamten Zwischenlagerzeitraum – vorgesehen sind bis zu 40 Jahren – einzuschließen. Dies bedeutet die Notwendigkeit zur Vermeidung bzw. Minimierung von Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus dem Behälterinnenraum nach außen.

Bei der Bewertung von Erfahrungen können im positiven Sinn nur solche Erfahrungen berücksichtigt werden, die mit der konkret beantragten Konstellation gemacht wurden. Das heißt, Behälterart (CASTOR), Verschluss technik der Behälter, Brennelementtyp (DWR/SWR), Größenordnung von Wärmeentwicklung und Aktivitätsinventar sowie Beladevorgang der Behälter müssen vergleichbar sein. Erfahrungen mit anderen Brennelementtypen oder Behälterkonzepten können Hinweise für bestimmte Komponenten bzw. mögliche Schwachstellen der Lagertechnik liefern, aber nicht als Nachweise für das Konzept der trockenen Zwischenlagerung von Leichtwasserreaktor-Brennelementen (Abbrände > 40 GWd/Mg) in CASTOR herangezogen werden.

Bestrahlte Leichtwasserreaktor-Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern werden bisher in den USA (Einlagerung des ersten Behälters 1985), in der Bundesrepublik Deutschland (1995) und in Tschechien (1997) über mehr als ein Jahr zwischengelagert. Die Behälter sind durch Verpressung von Dichtungen mittels Schraubbolzen verschlossen. In der Bundesrepublik wurden Probeladungen Mitte der 80er Jahre durchgeführt, der erste zur längerfristigen Zwischenlagerung vorgesehene Behälter (ein CASTOR IIa) im Jahr 1994 beladen und 1995 in das Zwischenlager in Gorleben transportiert. Inzwischen sind in Gorleben fünf CASTOR und in Ahaus sechs CASTOR mit Brennelementen eingelagert. Die integrale Zwischenlagerzeit für die bisher dort zwischengelagerten Behälter beträgt bis August 2001 ca. 47 Jahre und damit weniger als ein Promille der bisher in der Bundesrepublik Deutschland genehmigungstechnisch vorgesehenen Lagerdauer für bestrahlte Brennelemente von ca. 80.000 Behälterbetriebsjahren. Dies ist eine relativ geringe Erfahrung, gemessen an in der

Technik allgemein üblichen Erfahrungswerten vor großtechnischer Einführung einer Technologie. Allerdings können in beschränktem Umfang die Erfahrungen der Lagerung von WWER-Brennelementen in Greifswald (bis Mitte 2001 zehn Behälter) und Dukovany (38 Behälter bis Februar 2001) sowie von LWR-Brennelementen in den USA (20 Behälter) herangezogen werden.

In Bezug auf die Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in CASTOR-Behältern sind nach gegenwärtigem Kenntnisstand – abgesehen von Stör-/Unfallbetrachtungen – vor allem drei Bereiche zu nennen, für die auf Grund der geringen Erfahrung Probleme zu diskutieren sind:

- Die Abschirmung der Neutronenstrahlung.
- Der dichte Einschluss des radioaktiven Inventars.
- Die Überwachung des dichten Einschlusses.

3.2.1 Abschirmung der Neutronenstrahlung

Die Reduzierung der von den Brennelementen ausgehenden Neutronenstrahlung außerhalb des Behälters erfolgt durch in der Behälterwand in Bohrungen befindliche Neutronenmoderatorstäbe sowie entsprechende Platten im Deckelsystem und am Boden des Behälters. Das Moderatormaterial besteht aus einem Kunststoff (Polymer) und ist daher in seinem Verhalten temperaturabhängig.

Im Verlauf des Einsatzes von CASTOR-Behältern hat sich herausgestellt, dass die Auslegungsberechnungen für das Neutronenabschirmsystem in den CASTOR-Mantelwänden fehlerhaft und eine Unterdimensionierung der geometrischen Verhältnisse von Bohrungsvolumen und Moderatorstabvolumen gegeben waren. Dadurch kann es auf Grund der temperaturerhöhungsbedingten Ausdehnung des Moderatormaterials nach der Behälterbeladung zu unzulässigen Materialspannungen in der Behälterwand kommen. Als Folge mußten für bereits gefertigte CASTOR-Behälter eine Verminderung der zulässigen Wärmeleistung bzw. Aufstellung an bevorzugt gekühlten Orten im Zwischenlager festgelegt sowie für neu zu fertigende Behälter eine neue Dimensionierung der geometrischen Verhältnisse vorgenommen werden (BfS, 2000a).

Im April 2001 trat während des Absetzens eines CASTOR HAW 20/28 CG auf den Boden im Transportbehälterlager Gorleben lautstark Luft aus dem Behälterboden aus. Als Ursache wurde vom Betreiber ein Überdruck der Luft im Hohlraum zwischen Bodenplatte und Körper des Behälters identifiziert, der eine sichtbare Verformung (Ausbeulung) der Bodenplatte von mehr als 5 mm zur Folge hatte. Beim Absetzen auf den Boden wurde die Verformung durch das hohe Eigengewicht des Behälters rückgängig gemacht und Luft ausgetrieben (GNS, 2001). Die Behördengutachter stimmten dieser Erklärung zu (NLR, 2001). Der von Betreiber und Behördengutachter angegebene Luftdruck kann jedoch nach Abschätzungen (MESSERSCHMIDT, 2001) schwerlich zu einer Ausbeulung von mehr als 5 mm geführt haben. Hier existiert weiterer Untersuchungsbedarf.

Für den Bereich des Neutronenmoderatorskonzeptes ist daher festzustellen, dass es über die bisher veröffentlichten Untersuchungen hinaus Untersuchungs- und Erfahrungsbedarf gibt.

3.2.2 Dichter Einschluss des radioaktiven Inventars

Für die Prognose der Dichtheit der Behälter über den vorgesehenen Zwischenlagerzeitraum von 40 Jahren ist der erfolgreiche Abschluss einer bestimmten Behälterbeladeprozedur und die Kenntnis des Werkstoffverhaltens im Dichtungsbereich erforderlich. Hierauf wird in Kapitel 2.3 detaillierter eingegangen.

Bei den bisher in der Bundesrepublik zwischen gelagerten CASTOR-Behältern hat es noch kein Dichtungsversagen gegeben. Bei Versuchen mit einer ähnlichen Aluminiumdichtung zum Anflanschen von Strahlrohren beim Forschungsreaktor FRM II wurde punktförmige Korrosion festgestellt. Als Ursache werden Verunreinigungen genannt (STMLU, 2001).

Über die konkreten Erfahrungen außerhalb der Bundesrepublik liegen keine detaillierten Informationen vor. Bekannt ist lediglich, dass in den USA bisher an einem Behälter vom Typ CASTOR X/33 wegen nachlassender Dichtheit die Sekundärdeckeldichtung ausgewechselt werden mußte. Ursache hierfür war Korrosion im Dichtungsbereich (SOWA, 2001).

Erfahrungen mit der Zwischenlagerung von Brennelementen in verschweißten Behältern (sind für die Zukunft vorgesehen), die unter bundesdeutschen Randbedingungen beladen wurden, liegen bisher nicht vor.

3.2.3 Überwachung des dichten Einschlusses

Die Überwachung des dichten Einschlusses radioaktiver Stoffe in CASTOR-Behältern wird mittels einer Kontrolle des Überdrucks im Sperraum zwischen Primär- und Sekundärdeckel des Behälters realisiert. Die Druckprüfung erfolgt mit einem Druckschalter (Membrane), der bei einer Absenkung des Druckes im Sperraum anspricht und dabei einen Stromkreiskontakt öffnet. Dies erzeugt eine Meldung des Überwachungssystems. Die Funktionsfähigkeit des Druckschalters über den vorgesehenen Zwischenlagerzeitraum von 40 Jahren wird ebenfalls durch eine Prognose des Werkstoffverhaltens postuliert. Erfahrungen über lange Zeiten liegen in der Kerntechnik nicht vor.

Bei Drucküberwachungssystemen der beschriebenen Art hat es in der Vergangenheit mehrfach Meldungen gegeben, die im Nachhinein als Fehlalarme deklariert wurden. Bekannt wurden Fehlalarme durch Presseveröffentlichungen zu CASTOR-Behältern vom Typ THTR/AVR im Transportbehälterlager Ahaus Anfang 1993 (Ursache undichte Kabeldurchführung), und über den gleichen Behältertyp Ende 1993 (Ursache Feuchtigkeit in Bodenstecker) und wiederum zum gleichen Behältertyp Anfang 1994 (Ursache fehlerhafte Lötstelle) (ATW, 1994). Für einen vom BfS (2000c) berichteten weiteren Fehlalarm in Ahaus am 03.10.1999 wurde die Ursache der Öffentlichkeit bisher nicht mitgeteilt, und auch nicht an welchem CASTOR-Typ er auftrat. Ebenfalls in (BfS, 2000c) wird eine Störung am Behälterüberwachungssystem und in (BfS, 1999) fehlende Überwachung eines CASTOR THTR/AVR im Zwischenlager in Jülich gemeldet.

Zu den Erfahrungen mit dem Drucküberwachungssystem in den USA liegen keine Informationen vor. In der Tschechischen Republik (Dukovany) wird die Überwachung nicht mit einem Druckschalter, sondern mit einer analogen Druckmessung durchgeführt, die im Vergleich zum Druckschalter Vor- und Nachteile besitzt, aber jedenfalls genauere Informationen über den Zustand des Dichtungssystems liefert. Auch hierzu liegen bzgl. Problemen keine Informationen vor.

3.3 Langzeitdichtheit von Transport- und Lagerbehältern

Die Dichtheit des Einschlusses der bestrahlten Brennelemente im Lagerbehälter kann entweder durch das Aufschrauben von Deckeln unter Verpressung von Dichtringen oder durch Verschweißen von Behälterkörper und Deckel erreicht werden. Im Kapitel 2.3 wird nur auf das Verschließen mit Dichtungen eingegangen, da sich die Nutzung von verschweißten Behältern erst in der Entwicklung befindet und demzufolge keine ausreichenden Informationen vorliegen.

Das Deckel- und Dichtungssystem des CASTOR wird in den Sicherheitsberichten beschrieben, daher wird hier darauf verzichtet. Für die Langzeitdichtheit der Behälter sind mögliche Belastungen bzw. Beeinträchtigungen der Dichtungen sowie das Verfahren von der Beladung des Behälters mit Brennelementen bis zur letzten Abnahmeprüfung des verschlossenen Doppeldeckelsystems von Bedeutung.

3.3.1 Mögliche Dichtheitsprobleme

Probleme für die Langzeitdichtheit von Behältern mit verpressten Dichtungen können gegeben sein durch:

- Mechanische Belastungen der Dichtungen.
- Thermische Belastungen der Dichtungen.
- Versprödung der Dichtungen durch Strahlenbelastung.
- Korrosion am Dichtsystem.

3.3.1.1 Mechanische Belastungen

Die Dichtungen sind durch das Anpressen beim Verschließen des Behälters einem ständigen mechanischen Druck ausgesetzt. Ein Dichtheitsverlust ist durch Ermüdung der Elastizität des Federwerkstoffes, Ablagerungen auf der Dichtfläche und durch zusätzliche mechanische Belastungen beim Verschließen des Deckels sowie Erschütterungen beim Transport grundsätzlich möglich.

In den bisherigen Genehmigungsverfahren zur Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in der BRD wurde von Antragstellern und Genehmigungsbehörden die Auffassung vertreten, dass ein Versagen aufgrund von Ermüdung oder Erschütterung ausgeschlossen werden kann. Sie beziehen sich dabei auf Berechnungen und auf Versuche in Frankreich mit gleichem bzw. ähnlichem Dichtungsmaterial. Diese Versuche finden allerdings nicht unter den Bedingungen eines verschlossenen, mit Brennelementen beladenen Behälters statt. Inwieweit die in den Verfahren behauptete Übertragbarkeit dieser Untersuchungsergebnisse gegeben ist und die Prognose einer 40 jährigen Dichtheit daraus abgeleitet werden kann, muss in Frage gestellt werden. Eine diesbezügliche Prüfung von Einwanderseite steht noch aus.

Bei unsachgemäßem Verschließen des Behälters mit den mehrere Tonnen schweren Deckeln sind Verrutschen/Verdrillen der Dichtung sowie Beschädigungen der Dichtfläche möglich. Ebenso sind durch bestimmte Verfahrensweisen beim Verschließen des Behälters Ablagerungen auf den Dichtflächen möglich. Dies kann zwar dennoch zu einer spezifikationsgerechten Dichtheit unmittelbar nach dem Verschließen führen. Die auftretenden Quetschungen oder vorhandenen Ablagerungen können aber bei Transporten oder Handhabungen punktuell die mechanische Belastung der Dichtungen erhöhen und zu Beschädigungen führen. Diese können ihrerseits die Langzeitstabilität beeinflussen. Entsprechende Schäden sind nur durch sorgfältiges Vorgehen beim Verschließen der Behälter zu vermeiden und daher nicht grundsätzlich ausschließbar.

Bei den bisherigen Beladungen verschiedener CASTOR-Typen sind bereits fast alle der beschriebenen Probleme aufgetreten. Mehrfach wurden Beschädigungen von Dichtungen (bisher nur für Elastomere) und/oder Dichtflächen festgestellt. Da vor der Beladung eines Behälters die Kontrolle des Zustandes von Dichtungen und Dichtflächen vorgeschrieben ist, ist von einer Entstehung der Schädigungen während des Verschließvorganges auszugehen. Die Schädigungen konnten festgestellt werden, da die Deckel aus Gründen, für die meist nicht diese Schädigungen ursächlich waren, wieder abgenommen wurden. Das heißt bei einem Teil der Fälle wären die Schädigungen unentdeckt geblieben. Damit ist nicht auszuschließen, dass auch Behälter, die bei nach der Beladung alle Zwischenlagerkriterien erfüllen, Schädigungen aufweisen.

Ablagerungen auf den Dichtflächen, die bei der Entwässerung der Behälter verursacht wurden, führten in den letzten zwei Jahren dazu, dass bei mehr als einem Drittel der Beladungsversuche das Dichtheitskriterium nicht erreicht wurde und die Behälter wieder geöffnet werden mussten.

Insgesamt ist festzustellen, dass durch Schädigungen oder Ablagerungen im Dichtungssystem für die Langzeitdichtheit Probleme auftreten können. Wie wahrscheinlich ein Nachlassen der Dichtungen auf Grund dieser Probleme ist, kann derzeit nicht quantifiziert werden.

3.3.1.2 Thermische Belastungen

Die Dichtungen sind durch die von den Brennelementen abgegebene Wärme ständig einer thermischen Belastung ausgesetzt. Die Möglichkeit zu hoher Temperaturen und damit unzulässiger Beeinträchtigungen der Dichtungen wurde in den bisherigen Genehmigungsverfahren vor allem mit Verweis auf Integritätsversuche zur Behälterdichtheit nach Unfällen und vorgenommene Temperaturwechsel bei den Dichtungsversuchen in Frankreich ausgeschlossen (BfS, 1993).

Die Verweise beziehen sich jeweils auf kurzzeitige Temperaturbelastungen bzw. -wechsel. Bei der Zwischenlagerung tritt dagegen, nach Erreichen eines Gleichgewichtszustandes, eine langfristige jedoch niedrigere Temperaturbelastung auf. Damit ist hier nicht das Problem eines kurzfristigen Versagens der Dichtung, sondern eher ein langfristiges Versagen, zum Beispiel durch Unterstützung von Werkstoffermüdungserscheinungen. In dieser Beziehung wurde die Standfestigkeit der Dichtung in den bisherigen Genehmigungsverfahren rechnerisch geprüft und als ausreichend bewertet. Die Berechnungen spiegeln den Stand von Wissenschaft und Technik wieder. Die in diese theoretischen Betrachtungen eingegangenen Modellvorstellungen können jedoch nicht alle realen Bedingungen vollständig abbilden. Es ist daher festzuhalten, dass es sich nur um ein theoretisch prognostiziertes Werkstoffverhalten handelt.

3.3.1.3 Versprödung

Die Dichtungen sind während der Zwischenlagerung der beladenen Behälter Gamma- und Neutronenstrahlung ausgesetzt. Dies führt zu einer Veränderung der Werkstoffeigenschaften der Dichtungen (Versprödung) und kann eine nachlassende Dichtwirkung zur Folge haben. Nach den Aussagen der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) wird über die vorgesehene maximale Lagerzeit keine Energiedosis im Deckelbereich erreicht, die metallische Werkstoffe soweit beeinträchtigen kann, dass ein Dichtheitsverlust feststellbar wäre (BAM, 1982). Aufgrund der langjährigen Erfahrungen mit der radioaktiven Bestrahlung von Metallen ist diese Feststellung nachvollziehbar und erscheint plausibel.

3.3.1.4 Korrosion

Aufgrund der metallischen Eigenschaften des Dichtungssystems ist eine der wesentlichen Voraussetzungen für den Erhalt der Dichtheit die Vermeidung von Korrosion. Die Gefahr der Korrosion wird durch die Verwendung verschiedener Metalle gefördert. Bei der Verpressung bilden Chrom-Nickel-Stahl und Aluminium an der Dichtungskontaktfläche zum Deckel, Edelstahl und Aluminium innerhalb der Dichtung und Aluminium und Nickel an der Dichtungskontaktfläche zum Behälterkörper jeweils ein Metallpaar. Die Metalle Eisen / Aluminium und Aluminium / Nickel stehen in der elektrochemischen Reihe relativ weit auseinander. Das bedeutet, dass vor allem Aluminium als unedelstes dieser Metalle anfällig für Korrosion bei Vorliegen bestimmter Umgebungsbedingungen ist.

Bei Verwendung von Silber statt Aluminium ist jeweils der andere Metallpartner stärker korrosionsgefährdet.

Die Phänomene der Korrosion sowie die speziellen Probleme damit bei CASTOR-Behältern sind in (SCHLICH, 2000) ausführlich behandelt. An dieser Stelle wird daher auf die grundsätzlichen werkstoffbezogenen Probleme nicht weiter eingegangen. Dort wird der Schluss gezogen, dass Korrosion für die langfristige Lagerzeit der mit bestrahlten Brennelementen beladenen Behälter nicht ausgeschlossen bzw. durch bestimmte Umstände sogar begünstigt werden kann. Zu begünstigenden Umständen zählt zum Beispiel auch die Anwesenheit von Borsäure. Danach kann die Korrosion nur durch eine strikte Begrenzung von Feuchtigkeit (Restfeuchte) im Dichtungsbereich vermieden werden. Das heißt, der Zutritt bzw. das Vorhandensein von Feuchtigkeit bzw. sonstiger korrosionsfördernder Stoffe muss für den Dichtungsbereich – so weit technisch möglich – ausgeschlossen werden.

Zum Zwecke des Korrosionsschutzes und damit zum Erhalt der spezifizierten Dichtheit über den gesamten genehmigten Lagerzeitraum ist in den Annahmestimmungen von Zwischenlagern das Unterschreiten einer bestimmten Restfeuchte im Behälterinnenraum, im Dichtungszwischenraum und im Sperrraum – also auf jeden Fall im gesamten Dichtungsbereich – als Voraussetzung für die Einlagerung eines mit bestrahlten Brennelementen beladenen Transport- und Lagerbehälters vorgeschrieben. Diese Restfeuchte liegt in der Größenordnung von 1-10 g/m³. Das bedeutet für Sperrraum und Dichtungszwischenräume eine Wassermenge von deutlich unter 1 g.

Um die Feuchtigkeit im Deckelbereich langfristig zu begrenzen sind bestimmte Abläufe und Maßnahmen beim Verschließen der Transport- und Lagerbehälter vorgesehen. Es müssen Entwässerungs- und Trocknungstechniken angewendet werden, um die zulässige Restfeuchte zu unterschreiten. Aufgrund der komplizierten Geometrie und des Volumens der Hohlräume in Behälterinnenraum (z.B. Struktur der Brennelemente) und in den Dichtungszwischenräumen (Aufbau der Dichtung) ist der tatsächlich erreichbare Feuchtegehalt in Frage zu stellen (siehe auch Kapitel 2.3.3).

In Bezug auf die mit Korrosion zusammenhängende Gewährleistung der Langzeitdichtheit gehören folgende Aspekte zu den relevantesten:

- Änderungen bei den Handhabungs- und Verfahrensabläufen.
- Restfeuchtekriterium.
- Dichtungsmaterial.

3.3.2 Herstellung des spezifikationsgerechten Zustands des Dichtungssystems

Die grundsätzliche Vorgehensweise bei Beladung und Abfertigung des Transport- und Lagerbehälters ist wie folgt:

Die Beladung der Behälter mit den Leichtwasserreaktor-Brennelementen erfolgt in den Reaktorlagerbecken unter Wasser. Nach dem Einladen der Brennelemente wird der Primärdeckel aufgesetzt und der Behälter an die Wasseroberfläche gehoben. Das oberhalb des Primärdeckels verbliebene Wasser wird abgesaugt und ebenso wie das Wasser aus dem Behälterinneren in das Lagerbecken zurückgeleitet. Anschließend werden der Dichtungszwischenraum im Primärdeckel, der Behälterinnenraum und die Oberfläche des Primärdeckels mittels Vakuumanlage getrocknet. Danach wird der Sekundärdeckel aufgesetzt. Auch hier wird der Dichtungszwischenraum getrocknet. Das Ergebnis der Trocknung wird jeweils durch eine Messung überprüft. Darüber hinaus wird die Einhaltung der zulässigen Leckagerate der Dichtungen durch eine Helium-Leck-Prüfung im Dichtungszwischenraum geprüft.

Die Abläufe und Verfahren bei der Beladung und dem Verschließvorgang der CASTOR-Behälter wurden jeweils von den Betreibern bzw. Antragstellern für Zwischenlager entwickelt und – so ist zu unterstellen – mit aussagekräftigen Untersuchungen erprobt. In den bisherigen Genehmigungsverfahren für Brennelement-Zwischenlager wurden diese Verfahren von

der Genehmigungsbehörde und ihren Gutachtern geprüft. Das Ergebnis war bisher in jedem Genehmigungsverfahren die gemeinsame Überzeugung von Antragsteller und Behörde, dass aufgrund der gewählten Abläufe und Verfahren das Auftreten relevanter Restfeuchte ausgeschlossen werden kann (BAM, 1982; DROSTE, 1996). Die Gefahr eines Dichtheitsverlustes über die lange Lagerzeit wurde, wenn überhaupt, nur mit sehr geringer Wahrscheinlichkeit für einen Einzelfall gesehen. Diese Einschätzung wurde nach jeder, durch negative Erfahrungen verursachten Änderung von Ablauf und/oder Verfahren, aufs Neue wiederholt (VÖLZKE, 1999).

Jedes nach dem Beladen mit Brennelementen angewendete Behälterabfertigungsverfahren musste bisher nach praktischem Einsatz geändert werden. Das 1983 bei der Probelagerung in Jülich angewendete Verfahren wurde wegen späteren Ansteigens der Restfeuchte im Behälter für die erste Beladung zur Langzeitlagerung 1994 in Philippsburg verändert. Aufgrund der dortigen Erfahrungen beim Verschließen des Behälters und mit dem Erreichen des Restfeuchte Kriteriums (siehe TÜV, 1994) erfolgten erneute Verfahrensänderungen. Mit diesem geänderten Verfahren wurden insgesamt neun Behälter in Gundremmingen (KRB) und Neckarwestheim (GKN) abgefertigt und zur Zwischenlagerung nach Gorleben bzw. Ahaus gebracht. Nach Aussagen der Behörden gab es hier keine Beanstandungen.

Genauere Untersuchungen nach einer entsprechend vorgenommenen Abfertigung 1998 in Greifswald zeigten jedoch, dass dabei Wasser in der Dichtung zurückbleiben kann (MECKVORP, 1999). Um die oben genannten bereits zwischengelagerten Behälter nicht wieder entladen zu müssen, wurden theoretische Überlegungen angestellt, die durch Abbau von Konservativitäten (z.B. hinsichtlich Restfeuchte) das Ergebnis brachten, dass ein Durchrosten der Dichtung nicht zu erwarten ist. Für das Greifswalder Zwischenlagerverfahren und die kommenden Beladungen für andere Zwischenlager musste das Abfertigungsverfahren jedoch erneut geändert werden. Mit diesem neuen Verfahren konnte in Greifswald mit einer Ausnahme bei weiteren Beladungen den Messwerten zu Folge ein spezifikationsgerechter Behälterzustand erreicht werden.

Die Anwendung dieses Verfahrens in Neckarwestheim, Philippsburg und Biblis im Jahr 2000 führte jedoch erneut zu negativen Ergebnissen. Mit diesem von der Genehmigungsbehörde als dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend bezeichneten Verfahren (COLLIN, 1999) wurde bis Anfang 2001 in mehr als der Hälfte der Beladungsversuche die erforderliche Leckagerate für die Primärdeckeldichtung nicht erreicht. Nunmehr wird von Antragstellerseite vorgeschlagen zu dem Verfahren zurückzukehren, das vor dem Feuchtigkeitsfund in Greifswald angewendet wurde. Dabei soll zunächst ein anderer Werkstoff für den äußeren Dichtungsmantel (Silber statt Aluminium) verwendet werden.

Diese Vorgänge zeigen die Komplexität der Probleme für das Dichtungssystem und die Gewährleistung der Langzeitdichtheit. Es ist eine mangelnde Zuverlässigkeit der Aussagen festzustellen. Grundlegende technische Verbesserungen des Dichtsystems sowie Vorsorge durch eine sichere Überwachung von gelagerten Behältern sind daher erforderlich.

3.3.3 Restfeuchte Kriterium

Der Aluminiummantel der Dichtung hat unverpresst eine Schichtdicke von 0,5 mm. Die Breite der wirksamen Auflagefläche zwischen Dichtung und Dichtfläche des Behälterkörpers beträgt bei den Behältern etwa 2-4 mm.

Zum Erhalt der Dichtheit über die zulässige Zwischenlagerzeit von 40 Jahren vertrat die BAM zu Beginn des ersten Genehmigungsverfahrens für die trockene Behälter-Zwischenlagerung die gutachterliche Meinung (BAM, 1981): *„Wegen der geringen Auflagefläche zwischen Metalldichtung und Dichtfläche müssen an dieser Stelle mit absoluter Sicherheit Korrosionsvorgänge jeglicher Art vermieden werden“.*

Später wurde allgemeiner ausgedrückt, dass die verbleibende Restfeuchte keine unzulässige korrosive Einwirkung auf Bauteile des Dichtsystems ausüben darf (BAM, 1986). Im Genehmigungsverfahren zum Zwischenlager Nord in Greifswald wird Korrosion von 20 % der Aluminiumdicke, also 0,1 mm für zulässig gehalten (MECK-VORP, 1999).

In diesen Aussagen spiegelt sich eine Abschwächung der Bestimmtheit wieder. Aus der Vermeidung jeglicher Korrosion wurde eine zulässige Korrosion in bestimmtem Umfang.

Zur Einhaltung dieser Anforderungen muss zur Korrosion führende Feuchtigkeit im Dichtungsbereich drastisch begrenzt werden. Dazu wurde ein Restfeuchte-kriterium eingeführt, das bei der Trocknung von Behälterinnenraum, Dichtungszwischenräumen und Sperrraum (zwischen Primär- und Sekundärdeckel) unterschritten werden muss. Als maximal zulässige Restfeuchte wird z.B. für den Dichtungszwischenraum des Primärdeckels eine Wasserkonzentration von bis zu 3,4 g/m³ (=3,4 mg/l) für den CASTOR V/19 und 4,5 g/m³ für den CASTOR V/52 (BfS, 2000b) genannt. Wie bereits erwähnt, wird die Erfüllung des Kriteriums meßtechnisch nachgewiesen.

Soweit aus den vorliegenden Gutachten und Protokollen der Erörterungstermine im Rahmen der Genehmigungsverfahren für die Zwischenlager in Ahaus und Gorleben hervorgeht, wurde bei der Festlegung der Werte Wasser mit normalen Eigenschaften und nur die Anwesenheit konstruktiv bedingter Stoffe unterstellt. Es wird dort vor allem auf die Relevanz der Feuchtigkeitsmenge hingewiesen. Abgesehen vom konkreten Wert für die Restfeuchte, wird angenommen, dass die Restfeuchte aus reinem Wasser besteht und keine korrosionsfördernden Stoffe vorhanden sind, es werden also keineswegs konservative Annahmen getroffen.

Die Inhaltsstoffe von eingeschlossenem Wasser haben Einfluß auf den Korrosionsfortschritt (z.B. durch pH-Wert). Säurehaltiges Wasser wirkt zum Beispiel korrosiver als eher alkalisches Wasser. Von daher ist dem Vorschlag der BAM (BAM, 1998) zuzustimmen, mögliche Einflüsse auf die Wasserqualität im Lagerbecken grundsätzlich zu untersuchen. Dadurch könnte überprüft werden, ob die festgelegten Werte für die Restfeuchte ausreichend niedrig sind. Es sei jedoch darauf verwiesen, dass die Einflussmöglichkeiten in den Lagerbecken verschiedener Anlagen durchaus sehr unterschiedlich sein können. In Lagerbeckenwasser werden mehrere hundert Brennelemente gelagert. Es steht völlig außer Zweifel, dass die auf der Oberfläche dieser Brennelemente haftenden Stoffe zum Teil in das Beckenwasser übergehen. Gleiches gilt, wenn Handhabungswerkzeuge in das Beckenwasser eingetaucht werden (z.B. zum Bewegen von Brennelementen oder des Behälters). Darüber hinaus ist das Wasser boriert und es befinden sich Reinigungsmittelrückstände in diesem. Im Einzelnen kann aber nicht konkret vorhergesagt werden, wie die Eigenschaften des eingeschlossenen Wassers sein werden und welche korrosionsfördernden Stoffe auf den Dichtflächen vorhanden sind. Kredit von korrosionsmindernden Wassereigenschaften zu nehmen, würde sicherheitstechnisch zu einer Abschwächung des Restfeuchte-kriteriums führen.

Nach den bisher bekannten Stellungnahmen wollen die Behördengutachter am bisherigen Vorgehen bei der Festlegung des Restfeuchte-kriteriums festhalten (VÖLZKE, 1999). Es gibt allerdings ein Indiz für ein Abrücken vom bisherigen Vorgehen bei der Bewertung der Langzeitdichtheit. Nach der in Greifswald festgestellten Restfeuchte im Dichtungsbereich wurde – bezogen auf die bereits seit einiger Zeit in Ahaus und Gorleben lagernden und daher nach dem alten Entwässerungs- und Trocknungsverfahren abgefertigten CASTOR – argumentiert, dass „die Anwesenheit von reinem Beckenwasser allein die Korrosionsbeständigkeit einer derartigen Federkern-Metalldichtung mit äußerer Aluminiumummantelung nicht gefährdet“ (BAM, 1998). Dadurch könnte eine Tendenz entstehen, die zulässige Feuchtigkeitsmenge von deren chemischer Zusammensetzung abhängig zu machen. Dies würde den Abbau einer Konservativität bedeuten und ist als problematisch anzusehen (GÖK, 1999). Im Rahmen der laufenden Genehmigungsverfahren sollten die festgelegten Randbedingungen für das Restfeuchte-kriterium daher eingehend geprüft werden.

Abgesehen von Verunreinigungen in der Restfeuchte können, neben den konstruktiv vorgesehenen Metallen, weitere Stoffe im Dichtungsbereich vorhanden sein. Die Oberflächen der Dichtungsaluminiumummantelung und der vernickelten Dichtflächen des Behälters können vom Herstellungsprozess oder nach Reinigungsprozessen verunreinigt sein. Auch Rückstände dieser Art können korrosionsfördernd sein. Den zugänglichen Gutachten sind hierzu keine Betrachtungen zu entnehmen.

Es ist zu prüfen, ob bei der Festlegung des Wertes für das Restfeuchte Kriterium durch den Trocknungsvorgang nicht zu erfaßbare Feuchtigkeit unterstellt und berücksichtigt werden muss. Es kann sich dabei um Feuchtigkeit handeln, die durch das Trocknungs- und Meßverfahren nicht zugänglich ist oder um Feuchtigkeit, die durch Reaktionen während der Lagerzeit entstehen bzw. relevant werden kann. Dabei sind zum Beispiel auch mögliche Ausgasungen aus den Elastomerdichtungen sowie Ablagerungen auf Brennelement- und Tragkorbstrukturen zu berücksichtigen. Ablagerungen auf Tragkorbstrukturen haben 1997 zu Wasserstoffbildung in einem CASTOR WWER 84/440 geführt (GÖK, 1997).

3.3.4 Dichtungsmaterial

Wie in Kapitel 2.3.2 erwähnt, wurde von den Betreibern/Antragstellern der Einsatz eines neuen Werkstoffes für die äußere Dichtungsummantelung beantragt. Durch einen Dichtungsmantel aus Silber soll der Verbleib von Feuchtigkeit in den Dichtungen akzeptabel gemacht werden. Silber ist ein sehr viel edleres Metall als Aluminium und damit der mögliche Korrosionsfortschritt deutlich reduziert. Durch den Silbereinsatz geht man davon aus, dass zu den Beladungsabläufen vor der Feststellung der Wassertropfen in der Dichtung in Greifswald zurück gekehrt werden und so die durch den Entwässerungsvorgang verursachten Ablagerungen auf den Dichtflächen vermieden werden kann. Es wäre ggf. allerdings zu prüfen, welche Rolle in diesem Fall mögliche Korrosionsvorgänge an den nunmehr unedleren Metallpartnern im Dichtungsbereich spielen.

Bei der Genehmigung des Einsatzes von Silberdichtungen ist jedoch nicht nur das Korrosionsverhalten relevant. Probleme, die auftreten können bzw. den Sicherheitsnachweis problematisch machen, sind zum Beispiel:

- Das sehr weiche Metall mit hoher Dichte könnte anfälliger für Beschädigungen bei Einbringung in die Behälterdeckelnut und beim Verschließvorgang sein.
- Das Verhalten bei starken Erschütterungen bei Transport, Handhabung oder Unfällen ist in der Bundesrepublik für Großbehälter dieser Art nicht praktisch erprobt.
- Über die mechanische Zeitstandfestigkeit liegen wahrscheinlich selbst für Normalbedingungen in anderen Industriezweigen weniger Erfahrungen als für Aluminium vor.
- Für Silber sind die Langzeiteinflüsse von Gamma- und Neutronenstrahlung nur teilweise praktisch erprobt.

Es ist gegenwärtig nicht bekannt, welche Untersuchungen von der Genehmigungsbehörde bzw. deren Gutachter durchgeführt bzw. von den Antragstellern angefordert werden. Im Sinne der Vorsorge sollte vergleichend untersucht werden, welche Metallkombinationen im Dichtungsbereich in Bezug auf die oben angeführten Probleme die höchste Gewähr für Unfallsicherheit und Langzeitdichtheit bieten.

3.4 Freisetzungsüberwachung

Hauptproblem zur Lagerfähigkeit sowie in bezug auf das Verhalten der Materialien, welche die Dichtheit bzw. deren Überwachung (Dichtungen, Druckschalter, Schweißnähte usw.) über die beantragte Lagerzeit von 40 Jahren gewährleisten sollen ist die Tatsache, dass alle Nachweise auf ingenieurtechnischen Prognosen beruhen. Die realen Erfahrungen für unter bundesdeutschen Randbedingungen beladene Behälter liegen bei weniger als sechs Jahren (ein CASTOR IIa, beladen 1994 im KKP). Für verschweißte Behälter liegen bei den gegebenen Randbedingungen überhaupt keine Erfahrungen vor. Auf Grund dieser mangelnden Langzeiterfahrungen und der in Kapitel 1.3 beschriebenen Probleme kommt der Überwachung in bezug auf nicht erwartete Freisetzungen radioaktiver Stoffe eine zusätzliche Bedeutung zu.

Das radioaktive Inventar eines Zwischenlagers für bestrahlte Brennelemente ist mit mehr als 10^{20} Bq an mittel- und langlebigen Radionukliden höher als in einem Reaktor der 1.300 MW-Klasse. Auch wenn die Lagerung von Brennelementen kein vergleichbar aktives System wie der Betrieb eines Reaktors darstellt, ist hier die Einhaltung der in der Kerntechnik üblichen Sicherheitsstandards erforderlich. Das bedeutet neben einem Mehrbarriersystem auch eine diversitäre Überwachung von Freisetzungen radioaktiver Stoffe. In der Bundesrepublik ist in den gegenwärtig betriebenen und auch in den vorgesehenen Zwischenlagern nur eine einfache Überwachung etabliert.

Die Dichtheitsüberwachung von Behältern mit Doppeldeckelsystem (CASTOR) soll während der Lagerung im Normalbetrieb durch eine ständige Überwachung des Druckes zwischen Primär- und Sekundärdeckel erfolgen. Das Verhalten des zur Drucküberwachung eingesetzten Druckschalters ist für die beantragten Zwischenlagerzeiten von 40 Jahren nicht erprobt. Das Verhalten bei Alterungseffekten ist nicht sicher vorhersagbar.

Die vorgesehene Überwachung ist zusätzlich aus folgenden Gründen unzureichend:

Eine Überwachung zum Schutz vor Freisetzungen bzw. zum Nachweis nicht erfolgter Freisetzungen in einer kerntechnischen Anlage mit hohem Nuklidinventar muss durchgängig erfolgen. Für Behälter mit Doppeldeckelsystem (CASTOR) existiert beim gegenwärtigen Konzept keine Freisetzungüberwachung, wenn

- die Behälter im Lagerbereich hantiert werden,
- eine Fehlfunktion eines Druckschalters auftritt,
- der Behälter im Wartungs-/Reparaturbereich steht und die Arbeiten noch nicht begonnen wurden bzw. abgeschlossen sind,
- die Stromversorgung unterbrochen ist (Behälterüberwachungssystem ist nicht an Notstromversorgung angeschlossen),
- das Drucküberwachungssystem wegen Defekt oder Störfall außer Betrieb ist.

Die Dichtheit von Behältern mit einer volumetrischen Verschweißung soll überhaupt nicht direkt überwacht werden. Die Dichtfunktion der Schweißnaht soll lediglich in „angemessenen Zeitabständen stichprobenartig“ demonstriert werden.

Mögliche Freisetzungspfade im Deckelbereich, die nicht mit der Funktionstüchtigkeit der Dichtungen zusammen hängen, werden nach Plausibilität ausgeschlossen. Dafür gibt es bisher keinen theoretischen oder praktischen Nachweis.

3.4.1 Überwachung durch Aktivitätsmessung

Bei Berücksichtigung der genannten Probleme für die Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente nach dem vorgesehenen Konzept ist aus unserer Sicht die Notwendigkeit einer zusätzlichen, von der Drucküberwachung der einzelnen Behälter unabhängigen und kontinu-

ierlichen Überwachung gegeben. Eine Möglichkeit hierfür ist zum Beispiel eine kontinuierliche Kontrolle der Aktivität der Hallenatmosphäre bzw. der Abluft. Eine direkte Überwachung auf Einhaltung der bei Einlagerung geforderten Leckagerate der Dichtungen ($10^{-8} \text{ Pa m}^3 \text{ s}^{-1}$) ist auf Grund der Randbedingungen in der Lagerhalle (großes Raumluftvolumen, kein definiertes Abluftvolumen) schwierig. Eine direkte Kontrolle des Leckagekriteriums wird allerdings auch durch die Drucküberwachung nicht geleistet, die erst nach Dichtheitsverlust um mehr als eine Größenordnung anspricht.

Bei der trockenen Lagerung von Brennelementen ist auf Grund von Hüllrohrschäden mit dem Übergang eines Teiles des Tritium-Inventars der Brennstäbe in die Behälteratmosphäre auszugehen. Konservativ wird im Sicherheitsbericht für das Interimslager in Neckarwestheim von einer Hüllrohrschadensrate von 100 % in einem Behälter ausgegangen. Beim Übergang von 1 % des ^3H (Tritium)-Inventars aus den beschädigten Brennelementen in die Behälteratmosphäre würde dies unter Berücksichtigung der zulässigen Leckrate ($10^{-8} \text{ Pa m}^3 \text{ s}^{-1}$) für die Primär- und Sekundärdeckeldichtung zu einer Freisetzung von 300 Bq pro Monat aus einem Behälter führen (GKN, 2000). Der Nachweis einer solchen Menge ist bei einer kontinuierlichen Beprobung der Hallenluft direkt oberhalb der Behälter durch gängige Bilanzierungsmessverfahren (Silicagel, Molekularsieb) und einer Auswertung bzgl. ^3H (Tritium) in elementarer Form theoretisch erreichbar (FRANKE, 2001). Würden statt 100 % nur 1 % Hüllrohrschäden auftreten und die Gesamtleckagerate des Behälters um zwei Größenordnungen zunehmen, so wäre auch dies nachweisbar. Damit könnte also wahrscheinlich sogar die Leckagerate für einzelne Behälter überwacht werden. Dies wäre eine redundante und diversitäre Überwachung der Dichtheit der Behälter. Hierzu besteht allerdings noch Untersuchungsbedarf.

Für ^{85}Kr und Aerosole liegen die erreichbaren Nachweisgrenzen deutlich über den Konzentrationen, die bei Übergang eines Teils des Brennstab-Inventars in die Behälteratmosphäre und der Leckagerate von $10^{-8} \text{ Pa m}^3 \text{ s}^{-1}$ errechnet werden. Eine Raumlufüberwachung spricht hier erst bei größeren Freisetzungen an. Daraus folgt, dass aufgrund der großen Abluftmenge und der Nachweisgrenzen der Messverfahren der Nachweis der Einhaltung der zulässigen Leckagerate für einen einzelnen Behälter über diese Radionuklide derzeit nicht geleistet werden kann. Die kontinuierliche Überwachung der Raumluf auf Edelgase und radioaktive Aerosole würde somit in erster Linie dem Nachweis dienen, dass keine Aktivitätsfreisetzungen oberhalb einer von der Nachweismöglichkeit abhängigen Grenze im Lagergebäude erfolgt ist. Damit kann der Nachweis für eine deutliche Unterschreitung des nach § 47 StrlSchV in der Umgebung kerntechnischer Anlagen gültigen Grenzwertes für Ableitungen mit der Luft erbracht werden. Aus dem Vergleich der Messwerte aus der Lagerhalle, der Freisetzungsüberwachung aus benachbarten Anlagen und der Umgebungsüberwachung kann der Beleg erbracht werden, dass keine signifikanten Freisetzungen in der Lagerhalle erfolgt sind. Es ist selbstverständlich, dass dabei die Hintergrundaktivität (z.B. ^3H -Aktivität aus Atombombenfallout) entsprechend zu berücksichtigen ist. Unter den gegebenen Umständen ist eine möglichst repräsentative Beprobung anzustreben.

Dabei bietet sich die Installation eines Edelgasmonitors an der Decke der Lagerhalle und von kontinuierlichen Sammlern für ^3H und Aerosole an den Lüftungsöffnungen an.

Gegen die Raumlufüberwachung könnte eingewendet werden, aufgrund der Variabilität der Hintergrundbelastung und des Beitrags einer benachbarten kerntechnischen Anlage sei der potenzielle Beitrag durch Freisetzungen aus den Behältern nicht zuverlässig ermittelbar. Diese prinzipielle methodische Schwierigkeit darf allerdings kein Grund dafür sein, von der meßtechnischen Ermittlung der Raumlufkonzentrationen Abstand zu nehmen. Bei einer großen Zahl von Emissions- und Immissionsmessungen bestehen gleichgeartete Probleme. So wird in der Umgebungsüberwachung kerntechnischer Anlagen der Beitrag der lokalen Quelle in der Regel durch die Variabilität der Hintergrundbelastung maskiert.

Eine kontinuierliche Messung der Raumluft im Lagergebäude bzw. der Abluft würde somit ein diversitäres und potenziell redundantes Element in der Überwachung des Zwischenlagers darstellen. Es käme zudem dem berechtigten Interesse der Bevölkerung entgegen, möglichst umfassend und transparent über die Umweltauswirkungen des Zwischenlagers informiert zu werden.

International ist eine Überwachung der Raumluft in Zwischenlagern für bestrahlte Brennelemente mit vergleichbarem Lagerkonzept durchaus üblich. In der Schweiz soll im dortigen Lager (bis Mitte 2001 noch nicht in Betrieb) eine Überwachung der Hallenatmosphäre mittels Monitor auf Aerosole stichprobenweise durchgeführt werden (HSK, 1992). Nähere Festlegungen sind hierzu gegenwärtig nicht bekannt. In der Tschechischen Republik werden unter dem Dach der Lagerhalle kontinuierlich die Volumenaktivität von Edelgasen kontrolliert und an sechs Stellen in der Nähe der Abluftöffnungen die Aerosolaktivität (u.a. ^{137}Cs) registriert und wöchentlich im Labor analysiert (FAJMAN & SEDLACEK, 2001). Daher sind zur Überwachung der Raumluft im Zwischenlager die Aktivitäten in Zu- und in der Abluft zu messen.

3.5 Zwischenlagerhallen-Konzept

In der Bundesrepublik Deutschland werden für die Errichtung von Zwischenlagern zwei Hallenkonzepte verfolgt. Das sogenannte STEAG-Konzept für die geplanten Zwischenlager an den Standorten Emsland, Brunsbüttel, Brockdorf, Krümmel und Grohnde sowie das sogenannte WTI-Konzept für die Standorte Biblis, Philippsburg, Gundremmingen, Grafenrheinfeld und Ohu/Niedereichbach. Das WTI-Konzept entspricht weitgehend den in Ahaus und Gorleben betriebenen Zwischenlagern.

Bei beiden Konzepten soll die Rückhaltefähigkeit für das radioaktive Inventar für den Fall äußerer Einwirkungen allein durch die Behälter gewährleistet werden. Unterschiede zwischen den Konzepten gibt es dagegen in Bezug auf die Barriereigenschaften der Gebäudekonstruktion zur Reduzierung des direkten Lasteintrages auf Behälter nach einer Einwirkung von Außen sowie der Abschirmung der radioaktiven Strahlung gegenüber der Umgebung der Zwischenlagerhalle.

Im Weiteren wird nur auf die Barrierewirkung der Lagerhalle eingegangen, da die Strahlungsabschirmung der Gebäudekonstruktion keine Relevanz für das Staatsgebiet der Republik Österreich besitzt.

Im WTI-Konzept ist keine Barrierewirkung von Dach oder Wänden gegen äußere Einwirkungen bei Flugzeugabsturz, Druckwellen oder Einwirkungen Dritter vorgesehen (GEISER et al., 2001). Die Lagerhallenwände sind 0,85 m und die Dachplatten 0,55 m dick. Beim STEAG-Konzept sind die Wände dagegen 1,3 m sowie das Dach 1,2 m dick und besitzen jeweils eine Stahlbewehrung, die gegen Penetration bei Flugzeugabsturz (Militärmaschine) ausgelegt ist. Damit wird hier das Eindringen größerer Flugzeugteile, wie z.B. das Triebwerk, in den Lagerbereich und damit ein direkter Lasteintrag in Behälter verhindert. Als größte mechanische Belastung von Behältern wird nach erfolgter Einwirkung von Außen der Absturz von Betonabplatzungen mit einer maximalen Masse von 2 Mg unterstellt (VEW, 1999). Gegen das Eindringen von Kerosin ist die Lagerhalle auch nach dem STEAG-Konzept nicht ausgelegt.

Vor allem die Auslegung nach WTI-Konzept ist damit völlig unzureichend. Die Gründe hierfür sind:

1. Die einzige wirksame Barriere gegen Einwirkungen von Außen stellt die Behälterwand bzw. das Deckelsystem dar. Das heißt, es existiert kein wirksames Mehrbarrierensystem für den Schutz des hohen Aktivitätsinventars.

2. Der Sicherheitsnachweis für die Barriereigenschaften der beantragten CASTOR-Behälter sowie Behälter mit volumetrisch verschweißten Deckel ist unzureichend (siehe hierzu Kapitel 3) bzw. bisher nicht erbracht.
3. Bei nicht erfolgter Gebäudeauslegung gegen Flugzeugabsturz ist in Teilen des Lagerbereiches ein Kerosinbrand möglich, der deutlich höhere Wärmeeinträge verursachen kann als die für „normale“ Brände unterstellten 800 °C über 30 Minuten bzw. 600 °C über eine Stunde.
4. Ein umfangreicheres Verschütten von Behältern durch Gebäudeteile/-schutt muss nachweisbar verhindert werden, um die Wärmeabfuhr zu sichern. Dies gilt insbesondere für die gegenwärtig beantragten Lager, da
 - o bei schweren Unfällen das Hauptaugenmerk zunächst auf den benachbarten Reaktor gerichtet sein muss,
 - o die unmittelbare Zugänglichkeit zu den Behältern durch die Lagerplatzanordnung für die Behälter erheblich eingeschränkt ist.
5. Auf Grund des hohen Aktivitätsinventars ist die Anwendung des Risikobegriffs in Zusammenhang mit unterstellten Wahrscheinlichkeiten für einen wirksamen Strahlenschutz nicht zielführend. Anstatt der Bewertungsschwelle des sogenannten Restrisikos sollte hier die Entscheidungsgrundlage in Bezug auf die Notwendigkeit zur Auslegung der Anlage die Eintrittsmöglichkeit des Ereignisses sein. Insbesondere die Einwirkung Dritter lässt sich durch Wahrscheinlichkeiten nicht erfassen.

Die obersten Gerichte der Bundesrepublik Deutschland fordern in ihrer Rechtsprechung die bestmögliche Schadensvorsorge. Nach Stand von Wissenschaft und Technik ist in der Bundesrepublik Deutschland in der Kerntechnik ein Mehrbarrierensystem, einerseits gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe und andererseits gegen die äußere Einwirkung auf den radioaktiven Stoff, üblich. Dieser Stand ist vor allem dann einzuhalten, wenn Freisetzungen radioaktiver Stoffe in größerem Umfang entweder durch die physikalischen/chemischen Systembedingungen zu befürchten sind (z.B. in einem betriebenen Reaktor) oder das potenziell freisetzbare Aktivitätsinventar sehr groß ist. Letzteres ist bei einem Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente mit mehr als 10^{20} Bq zweifellos der Fall. Diesen Anforderungen wird das WTI-Konzept überhaupt nicht und das STEAG-Konzept nur teilweise gerecht.

Aus den genannten Gründen ist eine Auslegung von Behälter **und** Lagergebäude gegen die Einwirkungen von Außen zu fordern. Für das Lagergebäude sollte die Auslegung einen Vollschutz bieten. Das heißt, auch Abplatzungen von größeren Betonteilen und das Eindringen von Kerosin in das Gebäude sind sicher zu vermeiden. (Oder funktionell gleichwertige Lösungen werden vorgesehen, die mögliche Auswirkungen der damit verbundenen Gefährdungspotenziale verhindern). Die für das genehmigte aber bisher nicht gebaute Zwischenlager II in Ahaus geplante Auslegung gegen Flugzeugabsturz und die beim STEAG-Konzept vorgesehene Teilauslegung des Lagergebäudes gegen Flugzeugabsturz (Penetrationssicherheit) zeigt, dass die Auslegung zumindest von einem Teil der Betreiber als sinnvoll angesehen wird und dem kein unverhältnismäßiger bautechnischer Aufwand sowie keine gravierenden ökonomischen Probleme entgegenstehen.

Die Behälterlager in den USA besitzen zwar ebenfalls keine zweite Barriere gegen äußere Einwirkungen (sie stehen ungeschützt auf einer Betonplatte), die Sachlage ist jedoch nicht mit derjenigen in der Bundesrepublik Deutschland zu vergleichen. Die Behälter haben einen größeren Abstand zueinander und vor allem sind die Entfernungen zwischen Lager und der Bevölkerung zugänglichen Orten bzw. bewohnten Gebieten sehr viel größer.

Für das Zwischenlager in Dukovany (Tschechische Republik) existiert zumindest gegen seitliche Einwirkungen ein zusätzlicher Schutz gegen Einwirkungen von Außen. Der Lagerbereich des Gebäudes wird von einer zusätzlichen, in etwa 1 m Abstand vom Gebäude verlaufenden 5 m hohen und eisenarmierten Betonwand umgeben (FAJMAN & SEDLACEK, 2001).

Das Zwischenlager in der Schweiz ist gegen den Absturz einer schnell fliegenden Militärmaschine ausgelegt. Die Genehmigungsbehörde hält den Absturz eines Großraumflugzeuges für mit abgedeckt (KNECHT, 2001).

Es ist zusammenfassend festzustellen, dass die Auslegung von Gebäuden, wie sie für die Zwischenlagerkonzepte in der Bundesrepublik Deutschland vorgesehen sind, gegen Flugzeugabsturz durchaus möglich und für schnell fliegende Militärmaschinen bereits als Stand der Technik zu bezeichnen ist.

3.6 Quellenangaben zu Kapitel 3:

- ATW, 1994: BZA: Meldepflichtiges Ereignis; atw 39.Jg.(1994) Heft 3-März
- BAM, 1981: Bundesanstalt für Materialprüfung: Stellungnahme zu Korrosionsfragen beim Zwischenlagerbehälter CASTOR; Labor 1.31, Berlin, Mai 1981
- BAM, 1982: Bundesanstalt für Materialprüfung: Beurteilung behälterspezifischer Fragen der trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in einem Brennelement-Zwischenlager bei Gorleben; Aktenzeichen 1.02/3022, Berlin, November 1982
- BAM, 1986: Bundesanstalt für Materialprüfung: Beurteilung behälterspezifischer Fragen der trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in einem Brennelement-Zwischenlager in Gorleben; Nachtrag zum Gutachten vom November 1982, Aktenzeichen 1.5/3562-N, Berlin, Oktober 1986
- BAM, 1998: Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung: Trocknung des Dichtungszwischenraumes am Primärdeckel bei Transport- und Lagerbehältern; Brief an das BfS vom 23.11.1998
- BfS, 1993: Bundesamt für Strahlenschutz: Wortprotokoll über den Erörterungstermin für das Transportbehälterlager Gorleben; 6. bis 9. September 1993
- BfS, 1999: Bundesamt für Strahlenschutz: Jahresbericht 1999, Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Kernbrennstoffver- und -entsorgung in der Bundesrepublik Deutschland
- BfS 2000a: Bundesamt für Strahlenschutz: Konsequenzen aus der Fehlberechnung des Ausdehnungsverhaltens der Moderatorstäbe; Informationsblatt ohne Kennung und Datum
- BfS, 2000b: Bundesamt für Strahlenschutz: 1. Änderungsgenehmigung zur Aufbewahrungsgenehmigung vom 02.06.1995 für das Transportbehälterlager Gorleben; ET 3.3-15704, Salzgitter, 01.12.2000
- BfS, 2000c: Bundesamt für Strahlenschutz: Jahresbericht 2000, Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Kernbrennstoffver- und -entsorgung in der Bundesrepublik Deutschland
- COLLIN, 1999: Aussage von F.-W. Collin auf dem Erörterungstermin für das Standort-Zwischenlager Lingen, 15. - 20.12.1999, Wortprotokoll S. 2-55
- DROSTE, 1996: Droste, B.; Wortprotokoll zum Erörterungstermin Transportbehälterlager Ahaus, 12.09.1996, S. 2-57
- FAJMAN & SEDLACEK 2001: Fajman, V. & Sedlacek, J.: Spent Fuel Storage In The Czech Republic; Tagungsbericht Zwischenlager-Workshop, Jülich, 23.-24. Januar 2001
- FRANKE, 2001: Franke, B.: persönliche Mitteilung an Gruppe Ökologie e.V. am 09.03.2001
- GEISER et al., 2001: Geiser, H. et al.: Standortzwischenlager mit KONVOI-Konzept; atw 46.Jg.(2001) Heft 4-April
- GKN, 2000: Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH: Interimslager für 24 Transport- und Lagerbehälter der Bauart CASTOR V/19 am Standort des Gemeinschaftskernkraftwerks Neckar - Sicherheitsbericht; Neckarwestheim, 08.05.2000
- GNS 2001: Gesellschaft für Nuklear-Service mbH: Presseinformation unter <http://www.gns.de>, April 2001
- GÖK, 1997: Gruppe Ökologie e.V.: Kurzrecherche zu Wasserstoffbildung durch Tragkorb; Stellungnahme im Auftrag von Greenpeace e.V., Hannover, 18.02.1997

- GÖK, 1999: Gruppe Ökologie e.V.: Bedeutung von festgestellter Feuchtigkeit im Dichtungsbereich von CASTOR-Behältern für das Transportbehälterlager Gorleben (TBL); Stellungnahme im Auftrag der Rechtshilfegruppe Gorleben e.V., Hannover, April 1999
- HSK, 1992: Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK): Gutachten zum Gesuch der ZWILAG Zwischenlager Würenlingen AG um eine Rahmenbewilligung für ein zentrales Zwischenlager für radioaktive Abfälle in Würenlingen; März 1992
- KNECHT, 2001: Knecht, B.: Zwischenlagerung von hochaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung und von abgebrannten Brennelementen – Situation in der Schweiz; Tagungsbericht Zwischenlager-Workshop, Jülich, 23.-24. Januar 2001
- MESSERSCHMIDT, 2001: Messerschmidt, H., persönliche Mitteilung an die Gruppe Ökologie im September 2001
- NLR, 2001: Niedersächsische Landesregierung: Der CASTOR – das unbekannte Wesen?; Antwort auf eine Kleine Anfrage der Abg. Frau Harms (Grüne), Drucksache 14/2621, 7. August 2001
- MECK-VORP, 1999: Landesregierung Mecklenburg-Vorpommern: Zweifel an der Haltbarkeit von Dichtungen an CASTOR-Behältern 440/84; Unterrichtung des Landtages, Drucksache 3/281, 06.04.1999
- SCHLICH, 2000: Schlich, E.: Dichtungskorrosion in Castor-Behältern; Gutachten im Auftrag der Bürgerinitiative "Kein Atommüll in Ahaus" e.V., Gießen, 20. November 2000
- SOWA, 2001: Sowa, W. (GNS): Internationaler Stand der Zwischenlagerung; Tagungsbericht Zwischenlager-Workshop, Jülich, 23.-24. Januar 2001
- StMLU, 2001: Antwort des Bayerischen Staatsministeriums für Landesentwicklung und Umweltfragen auf eine schriftliche Anfrage der Abgeordneten Ruth Paulig und Susanna Tausendfreund (Die Grünen) wegen Undichtigkeiten am Garching-Reaktor FRM-II; München, 25.04.2001
- TÜV, 1994: Technischer Überwachungsverein Südwestdeutschland e.V.: Beladung eines CASTOR IIA-Behälters zur Zwischenlagerung im Transportbehälterlager Gorleben – Erfahrungen bei der Handhabung und Prüfung; Mannheim, 03.05.1994
- VEW, 1999: Stratmann; Ausführungen auf dem Erörterungstermin zum beantragten Standort-Zwischenlager am 17.12.1999, Wortprotokoll S. 3-47
- VÖLZKE, 1999: Aussage von Völzke auf dem Erörterungstermin für das Standort-Zwischenlager Lingen, 15.–20.12.1999, Wortprotokoll S. 2-54

4 SICHERHEITSASPEKTE VERFÜGBARER BRENNELEMENTELAGERBEHÄLTER

4.1 Elemente des Sicherheitsnachweises für Transport- und Lagerbehälter

Die Behälter, die in der Bundesrepublik Deutschland zur Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente eingesetzt werden bzw. werden sollen, sind Transport- und Lagerbehälter. Daraus ergibt sich nach deutschem Recht, dass die Vorsorge gegen Auswirkungen von Stör- oder Unfällen zum Teil in verkehrsrechtlichen Verfahren und zum anderen Teil im Genehmigungsverfahren für das Zwischenlager behandelt wird. Für die gegenwärtigen Genehmigungsverfahren zu Standort-Zwischenlagern sind in erster Linie die Behältertypen CASTOR V/19 für Druckwasserreaktor-Brennelemente und CASTOR V/52 für Siedewasserreaktor-Brennelemente relevant, da nur sie eine verkehrsrechtliche Zulassung in der Bundesrepublik besitzen und die anderen für die Standort-Zwischenlager in Frage kommenden Behälter-Typen in Deutschland noch gar nicht zur Verfügung stehen.

Der Sicherheitsnachweis zur Widerstandsfähigkeit des Behälters bei Eintrag großer Belastungen, die bei Transportunfällen auftreten können, sowie für die Kritikalitätssicherheit und die Strahlungsabschirmung wird im Rahmen der verkehrsrechtlichen Zulassung des Behälters (Voraussetzung für die Erteilung einer Transportgenehmigung) geführt. Für Behälter zum Transport bestrahlter Brennelemente wurden von der IAEA Anforderungen bezüglich der mechanischen und thermischen Belastbarkeit aufgestellt, die in das bundesdeutsche Verkehrsrecht für Gefahrguttransporte übernommen wurden. Insofern sind sie bindend für in der Bundesrepublik Deutschland transportierte Behälter. Danach müssen B(U)-Behälter wie die Typen CASTOR V/19 und V/52

- einem Aufprall auf eine unnachgiebige Fläche aus 9 m Höhe,
- einem Aufprall auf einen Dorn aus 1 m Höhe,
- einem Feuer mit der Temperatur von 800 °C über 30 Minuten,
- dem Druck bei 15 m Wassertiefe 8 Stunden und
- dem Druck von 200 m Wassertiefe 1 Stunde

widerstehen können. Die ersten drei Prüfungen müssen hintereinander an einem Behälter durchgeführt werden. Der Nachweis, dass ein Behältertyp diese Anforderungen erfüllt, kann mit praktischen Tests (an Prototypen, Originalbehältern oder skalierten Modellen), mit Bezugnahme auf Ergebnisse aus früheren praktischen Versuchen mit ähnlichen Behältern oder mit Berechnungen durchgeführt werden (IAEA, 1996). Dieser Sicherheitsnachweis wird unter Einbeziehung von Stoßdämpfern an Kopf und Boden des Behälters geführt.

Darüber hinaus muss im Rahmen der verkehrsrechtlichen Zulassung für den Behälter ein Nachweis zur Sprödbruchsicherheit geführt werden. Während bei den o. g. Prüfungen die Prüfung der Konstruktion im Vordergrund steht, soll mit dem Sprödbruchsicherheitsnachweis die Eignung des Werkstoffs geprüft werden. Dies geschieht mit ingenieurtechnischen Berechnungen auf Grundlage von Kennwerten, die mit praktischen Standardprüfungen der Werkstofftechnik gewonnen werden. Damit wird nachgewiesen, dass der Werkstoff bei mechanischem Lasteintrag einen ausreichenden Widerstand gegen ein vollständiges Durchreißen der Behälterwand bietet.

Im Zwischenlagerverfahren wird zwar auf Ergebnisse der verkehrsrechtlichen Nachweise Bezug genommen, der diesbezügliche Sicherheitsnachweis aber als gegeben vorausgesetzt. Er ist damit nicht mehr zu behandelnder Teil des Genehmigungsverfahrens für die Zwischenlagerung. In diesem Verfahren werden Lasteinträge geprüft, die durch den verkehrsrechtlichen Sicherheitsnachweis nicht abgedeckt sind. Das sind:

- Ein Behälterabsturz ohne Stoßdämpfer bei senkrechtem Aufprall des Behälterbodens aus einer von den Gegebenheiten im Zwischenlager abhängigen Höhe.
- Belastungen durch einen Flugzeugabsturz, der im Rahmen der zusätzlichen Vorsorge gegen das Restrisiko betrachtet wird. Hier wird der Aufprall einer Turbine von einer schnell fliegenden Militärmaschine (mechanische Einwirkung auf das Deckelsystem von 1 Mg mit 300 m/s) sowie ein Treibstoffbrand (thermische Einwirkung auf Behälter 600 °C über 1 Stunde) unterstellt.

Beide Nachweise wurden in den bisherigen Genehmigungsverfahren in der Bundesrepublik Deutschland – unter Einbeziehung von Versuchsergebnissen mit Testbehältern bzw. Modellen anderer Behältertypen – rechnerisch geführt.

In Genehmigungsverfahren für Zwischenlager werden auch Einwirkungen Dritter (einschl. kriegerischer Einwirkungen) betrachtet. Sie sind jedoch nicht Gegenstand des öffentlichen Genehmigungsverfahrens. Daher liegen hierzu relativ wenig Informationen vor. Bekannt ist lediglich, dass Auswirkungen des Beschusses eines Behälters mit einem Hohlladungskörper (Panzerfaust) betrachtet worden sind.

Die vorgehend aufgeführten Sicherheitsnachweise werden in den folgenden Unterkapiteln diskutiert. Dabei wird auch auf durchgeführte Versuche mit anderen Behältertypen als CASTOR V/19 und V/52 eingegangen, auf die häufig von Betreiber- und Behördenseite Bezug genommen wird. Es handelt sich dabei um:

- 9 m-Fall ohne Stoßdämpfer auf unnachgiebiges Fundament.
- Fall bei -40 °C mit und ohne Stoßdämpfer auf unnachgiebiges Fundament.
- 19,5 m-Fall auf reales Fundament.
- Fall ohne Stoßdämpfer mit künstlichen Fehlern in der Wandung auf unnachgiebiges Fundament.
- Fallversuche mit POLLUX-Behältern.
- Simulierte Eisenbahn-/LKW-Unfälle.
- Großbrandversuch

4.2 Verkehrsrechtlicher Sicherheitsnachweis

4.2.1 Grundsätzliche Probleme

Die von der IAEA festgelegten Anforderungen werden vielfach als unzureichend kritisiert. Hauptkritikpunkte sind die nicht ausreichende Abdeckung möglicher Unfälleinwirkungen, die gegenüber den US-amerikanischen Vorschriften abgeschwächten Anforderungen an den Sprödbruchsicherheitsnachweis und die Möglichkeit der Nachweisführung ohne praktische Tests mit Originalbehältern (FINK & NEUMANN, 1993).

Die IAEA-Anforderungen orientieren sich an den bei schweren Unfällen auftretenden Belastungen, erfüllen aber nicht den Anspruch, jede mögliche Unfallbelastung abzudecken. Dass dies nicht der Fall ist, wurde in verschiedenen Studien belegt. Nach LYMAN (1994) werden laut einem Report der US-amerikanischen Atombehörde diese IAEA-Bedingungen bei 0,6 % der Straßen- und 1,3 % der Bahnunfälle übertroffen. Nach einer Studie von "ECO-Engineering" in den USA werden häufig Flammentemperaturen von bis zu 1.100 °C erreicht (zitiert in (LYMAN, 1994)) und auch Branddauern von mehr als 30 Minuten sind bei schwe-

ren Unfällen unter ungünstigen Randbedingungen durchaus möglich. Dies hat sich auch bei mehreren schweren Unfällen in der Bundesrepublik bestätigt.* International gibt es daher auch Forderungen nach restriktiveren Anforderungen an die Unfallsicherheit der Behälter. In den USA wurden z. B. höhere Feuertestanforderungen diskutiert, allerdings dann nicht in die Vorschriften aufgenommen. Bezüglich der hier relevanten Behälter für bestrahlte Brennelemente (Typ B) hat sich durch die letzte Revision der IAEA-Anforderungen nichts Wesentliches geändert. Daher wird für detailliertere Informationen auf die genannten Quellen verwiesen.

In Bezug auf die IAEA-Anforderungen sei darauf verwiesen, dass nicht die völlige Beibehaltung der Intaktheit des Behälters verlangt wird, sondern nur bestimmte Schäden begrenzt sein müssen. So darf sich die abschirmende Wirkung des Behälters um den Faktor 100, auf 10 mSv/h (Millisievert pro Stunde) in 1 m Entfernung, verringern und es ist eine Freisetzungsrate aus dem Behälter von 10^{-6} A₂/h (z.B. 500.000 Bq/h ¹³⁷Cs) zulässig. Dabei ist A₂ die auf eine Nuklidart bezogene maximal zulässige Aktivität in einem Behälter. Diese Werte führen nach Meinung der IAEA auf eine zusätzliche Strahlenbelastung, die der Bevölkerung zugemutet werden kann. Hierzu ist festzustellen, dass zum Beispiel ein großflächiger Abschirmverlust um den o. g. Faktor bereits nach zehn Minuten Aufenthalt in unmittelbarer Nähe des Behälters für einen Menschen (Bahnpersonal) die Überschreitung der nach § 46 der bundesdeutschen Strahlenschutzverordnung zulässigen ganzjährigen Strahlenbelastung (1 mSv/a) für Individuen aus der Bevölkerung bedeutet.

Die Anforderungen der IAEA für die Führung des Sprödbruchsicherheitsnachweises sind geringer als in den USA. Die Kontrollbehörde der USA, Nuclear Regulatory Commission, stellt dazu fest: „Die Anwendung der IAEA Sprödbruchkriterien würde die Möglichkeit von katastrophalem Behälterversagen bei einem Transportunfall einführen“ (HAUGHNEY et al., 1995), soll heißen, ein solches Versagen kann – anders als nach amerikanischen Bestimmungen – dann nicht ausgeschlossen werden.

Die alleinige Abstützung von Sicherheitsnachweisen auf Berechnungen ist problematisch. Die rechnerischen Nachweise werden analytisch oder in der Mehrzahl der Fälle mit der Finiten-Elemente-Methode (FEM) geführt. Für beide Methoden gilt, dass mit Modellierungen für die Beschreibung des Werkstoffverhaltens und Näherungen für die Rechenverfahren gearbeitet wird. Die Modellierungen werden mit Hilfe theoretischer Materialgesetze entwickelt. Die Parameter werden aus dem mit standardisierten Versuchen an Werkstoffproben ermittelten Werkstoffverhalten abgeleitet. Neben der Modellierung des grundsätzlichen Werkstoffverhaltens muss dieses Verhalten zusätzlich auf einen großen Temperaturbereich (-40°C bis über 800°C) – ebenfalls wieder mit Modellüberlegungen – übertragen werden.

Dieses Vorgehen wird zusätzlich problematisch durch die Tatsache, dass hier nicht nur die Integrität eines starren, monolithischen Körpers betrachtet wird, sondern mittels Materialgesetzen auch die Übertragung der Kräfte beispielsweise auf die Dichtungen modelliert werden muss.

Berechnungen dieser Art sind zwar ingenieurtechnisch durchaus üblich, die Ergebnisse müssen aber – insbesondere bei sicherheitstechnisch relevanten Komponenten – durch praktische Tests bestätigt werden. In anderen Industriezweigen (z.B. Automobilindustrie) ist eine solche experimentelle Absicherung durchaus üblich, vor allem wenn es sich um sicherheitsrelevante Bauteile handelt. In der hier diskutierten Branche der Atomenergieindustrie wird aus Kostengründen darauf verzichtet.

* z.B.: Bahnunfälle mit lang anhaltendem Feuer und hohen Temperaturen in Frankfurt/M-Südbahnhof (Februar 1997), Elsterwerder (November 1997) und Hannover-Misburg (Dezember 1997). LKW-Unfälle mit langanhaltendem Feuer in Beelitz (November 1996) bzw. Aufprall mit 123 km/h in Bad Brückenau (Februar 1998).

4.2.2 Sicherheitsnachweise für CASTOR V/19 und V/52

4.2.2.1 Integrität der Gesamtkonstruktion

Der Sicherheitsnachweis für CASTOR V/19 und V/52 wurde mittels Berechnungen auf Grundlage modellhafter Vorstellungen für verschiedene Behälterorientierungen beim Aufprall geführt. Die Berechnungen erfolgten mit der Finite-Elemente-Methode (FEM). Diese Computerprogramme werden durch Bezugnahme auf frühere Versuche an Behältern mit gleichartigen oder ähnlichen Konstruktionselementen, bei denen beispielsweise Aufprallverzögerungswerte am Behälterkörper gemessen wurden, überprüft. Für dieses „Benchmarking“ genannte Vorgehen wurden von der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) Tests mit CASTOR-Behältern in den Jahren 1978–1983 sowie Versuche in Japan mit einem CASTOR-ähnlichen Behälter herangezogen (DROSTE, 2001). Die Validierung des Programmes beruht also nicht auf Versuchen mit einem Originalbehälter vom Typ CASTOR V/19 oder V/52.

Bei Sicherheitsnachweisen durch Versuche wird die Widerstandsfähigkeit der Konstruktion insgesamt sowie der Werkstoffzustand an den Behälteroberflächen festgestellt. Diese Feststellungen sind der wichtigste Teil des Nachweises für die Erfüllung der IAEA-Anforderungen. Grundsätzlich ist eine Computersimulation mit FEM als Komponente des Sicherheitsnachweises geeignet. Sie besitzt den Vorteil, dass der Werkstoffzustand während und nach einer Belastung nicht nur an den Behälteroberflächen, sondern an jeder Stelle des Behälters darstellbar ist. Hiermit können Probleme, die dadurch entstehen, dass die Versuchsergebnisse nicht statistisch abgesichert werden können – die Durchführung einer zur statistischen Absicherung notwendigen Zahl von Versuchen ist für Großbehälter dieser Art unrealistisch – erheblich reduziert werden.

Voraussetzung für die Nutzung von Computersimulationen mit FEM als wesentlicher Bestandteil des Sicherheitsnachweises ist jedoch, dass

- die Abbildung des Behälters und seiner Konstruktionsmerkmale mit ausreichender Genauigkeit in FEM möglich ist,
- die Werkstoffgesetze sowie deren Kopplung für unterschiedliche Materialien hinreichend genau beschrieben werden können,
- die dynamischen Abläufe mit sehr kurzen Einwirkungszeiten für komplizierte Strukturen (z. B. Dichtungen, Deckelschrauben und Stoßdämpfer) hinreichend genau abzubilden und zu berechnen und
- die Programme ausreichend durch praktische Versuche überprüft sind.

Die zweckmäßige Anwendung der Computercodes ADINA, ANSYS und ABAQUS wird vorausgesetzt. Eine Überprüfung würde den Rahmen dieser Stellungnahme bei weitem überschreiten.

Die ausreichende Validierung der Computerprogramme muss nach gegenwärtigem Kenntnisstand bezweifelt werden. Mit dem Computer-Programm müssen für den Behälter und seine Dichtungen Belastungssituationen berechnet werden, die sehr komplex sind. Gerade für solche Berechnungen werden FEM-Programme eingesetzt, da diese Aufgaben mit analytischen Lösungen nicht mehr bewältigt werden können. Damit entfällt zwangsläufig die Möglichkeit, diese FEM-Programme durch Vergleich mit analytischen Rechnungen zu überprüfen. Eine solche Überprüfung ist also nur durch Vergleich mit Ergebnissen, die bei Versuchen gewonnen wurden, möglich. Dabei ist es unabdingbar, dass die Überprüfung an Versuchen durchgeführt wird, die der Problemstellung, hier CASTOR V/19 bzw. V/52, hinreichend genau entspricht.

Bei den von der BAM genannten Versuchsreihen, die zur Bewertung herangezogen wurden, ist zu unterscheiden, ob sie für die Nachweisführung zur Bruchmechanik oder für den Nachweis der Dichtheit des Verschlusssystems durchgeführt wurden. In (GÖK, 1998) werden die

einzelnen Versuche ausführlicher beschrieben und hinsichtlich ihrer Bedeutung für den Sicherheitsnachweis von CASTOR V/19 und V/52 bewertet.

Die Versuche mit CASTOR-Typen in den Jahren 1978 bis 1983 sind überwiegend mit Modellen, wenige mit Behältern in Originalgröße und keine mit Behältern, die alle Konstruktionsmerkmale besaßen, durchgeführt worden. Letzteres ist vor allem notwendig, wenn nicht nur das Verhalten eines bestimmten Bauteiles, sondern die Beibehaltung der Dichtheit des Deckelsystems nachgewiesen werden soll. Von den oft genannten 80 Versuchen mit CASTOR oder ähnlichen Behältern wurden lediglich neun mit für Brennelemente konstruierten CASTOR-Typen aus 9 m Höhe auf ein unnachgiebiges Fundament bzw. vier Versuche aus 1 m Höhe auf einen Dorn mit anschließender Leckratenprüfung am Behälterverschlussystem durchgeführt. Alle anderen dienten anderen Zwecken oder wurden mit Behältern durchgeführt, die nicht vergleichbar sind. Das heißt, grundsätzlich können überhaupt nur die 13 genannten Versuche zum Nachweis der IAEA-Anforderungen bezüglich Einhaltung des Freisetzungskriteriums herangezogen werden.

Diese Versuche mit einem CASTOR Ic in Originalgröße (drei 9 m und zwei 1 m Versuche) und einem 1:2 Modell des CASTOR IIa (sechs 9 m und zwei 1 m Versuche) wurden zum Teil auch ohne Stoßdämpfer durchgeführt. Dies ist in Bezug auf die IAEA-Anforderungen konservativ. Beide Behältertypen besitzen im Gegensatz zu CASTOR V/19 und V/52 (Kreisquerschnitt) innen und außen einen quadratischen Querschnitt. Dies hat Auswirkungen auf die Kräfteverteilung im Behälterkörper und am Deckelsystem. Auch die geometrischen Verhältnisse der Behälterabmessungen (Länge, Durchmesser/Breite, Wanddicke) und die Massen unterscheiden sich zum Teil erheblich. Darüber hinaus enthielten beide Testbehälter nicht die in zwei konzentrischen Kreisen angeordneten Bohrlöcher für das Neutronenmoderatomaterial. Der Primärdeckel des CASTOR Ic-Prototyps hatte drei Elastomerdichtungen (BAM, 1982b) im Gegensatz zu einer bei den heutigen Behältern.

Bei den Versuchen mit dem Prototyp des CASTOR Ic wurde nur die Dichtheit des Sekundärdeckels gemessen. Nach einem der Falltest wurde eine Erhöhung der Leckagerate der Sekundärdeckeldichtung festgestellt (BAM, 1982a).

Die Versuche mit dem 1:2-Modell des Typs CASTOR IIa wurden mit bereits angeschweißtem massiven Fügedeckel durchgeführt. Dies kann das Werkstoffverhalten im Deckelbereich beeinflussen. Der die Auswirkungen abschwächende Einfluss gilt auf jeden Fall für die beiden Fallversuche auf den Dorn mit der Deckelmitte, da der Fügedeckel einen Großteil der mechanischen Energie aufnimmt. Bei fünf der acht Fallversuche musste ein deutliches Nachlassen der Dichtwirkung des Sekundärdeckels (diese konnte mit der eingesetzten Methode nicht mehr gemessen werden) festgestellt werden. Nach den ersten Versuchen wurde das Behältermodell geöffnet und Riefen an der Dichtfläche des Sekundärdeckels wurden festgestellt (GNS, 1980). Die Behauptung, die Riefen und das Nachlassen der Dichtwirkung durch Festklemmen der Dichtung in der Nut verhindern zu können, wurde im angegebenen Bericht nicht belegt.

Aus den unterschiedlichen Konstruktionsmerkmalen und Versuchsbedingungen ergibt sich, dass eine Übertragbarkeit der Testergebnisse für die alten CASTOR-Typen auf die neuen CASTOR-Typen äußerst problematisch ist.

In der jüngeren Vergangenheit werden auch Versuche mit POLLUX-Behältern als Beweis genannt, z. B. (DROSTE, 2001). Dies soll vor allem das Argument widerlegen, bei den bisherigen Versuchsbehältern seien die Moderatorstabbohrungen nicht oder nur rudimentär vorhanden gewesen und damit keine hinreichende Ähnlichkeit zu CASTOR V/19 und V/52 vorhanden. Der POLLUX-Abschirmbehälter besaß bei den 1993 und 1994 durchgeführten Fallversuchen solche Bohrungen. Die beiden Falltests mit Stoßdämpfer ergaben keine Hinweise auf Werkstoffbeeinträchtigungen in diesen Bereichen. Es wird von DROSTE (2001) darauf hingewiesen, dass der POLLUX-Körper sogar eine stärker geschwächte dünnere Wand besitzt als die CASTOR V-Typen. Dies ist zwar richtig, der Pollux besitzt jedoch gleichzeitig

andere Konstruktionsmerkmale am Deckelsystem. Der Deckel ist mittels Gewinde in den Behälterkörper tief eingeschraubt, sorgt also für eine Stabilisierung des Behälterkörpers. Außerdem werden durch diese Verschlusstechnik die geringen Stege zwischen den Moderatorstabbohrungen und Deckelverschlussschrauben vermieden.

Auch die POLLUX-Versuche sind daher nur bedingt geeignet, den rechnerischen Sicherheitsnachweis für CASTOR V/19 und V/52 zu stützen.

In Japan wurden eine Reihe von Tests mit Behältern aus Gusseisen in Originalgröße durchgeführt. Bei einem Teil der Versuche wurden dem Typ CASTOR V/52 in der Konstruktion von Körper und Deckelsystem ähnliche Behälter eingesetzt. Allerdings weichen die geometrischen Verhältnisse (vor allem das Verhältnis Länge : Durchmesser) und die Massen der eingesetzten Behälter sowohl von denen des V/52 wie auch von denen des V/19 ab. Schwerpunkt der Versuchsreihen waren Untersuchungen zur Bruchmechanik.

Unter den durchgeführten Versuchen sind nur drei – jeweils mit horizontaler Behälterorientierung zwei mit Stoßdämpfer aus 9 m Höhe und einer aus 1 m auf einen Dorn – die in einen Zusammenhang mit den IAEA-Anforderungen zum Nachweis der Integrität des Gesamtbehälters gesehen werden können. Trotz unterschiedlich großer, in den Behälterkörper eingebrachter Fehler wurden nach den Falltests keine weitergehenden Risse festgestellt (SHIRAI et al., 1993). In CRIEPI (1989) wird auch über Leckratentests bei zwei dieser Versuche berichtet. Danach haben sich die Leckageraten für Primär- und Sekundärdeckel nach den hintereinander durchgeführten Versuchen von 9 m und 1 m um ca. zwei Zehnerpotenzen erhöht. Am Sekundärdeckel wurde auch zwischen den beiden Versuchen gemessen. Hier erhöhte sich die Leckagerate zunächst um drei Zehnerpotenzen, verringerte sich dann aber wieder um den Faktor zehn.

Weitere Falltests wurden in vertikaler Orientierung des Behälters (1,5 m, 7,5 m, 17 m Höhe) ohne Stoßdämpfer mit Aufprall seines Bodens auf eine armierte Stahlbetonfläche durchgeführt, die allerdings nicht den IAEA-Bedingungen genügt. Es wurden die Belastungen des Behälterkörpers und die Dichtheit des Deckelsystems gemessen. Die Leckagerate des Sekundärdeckels blieb dabei jeweils erhalten, für den Primärdeckel nahm sie mit zunehmender Fallhöhe stark (mehr als drei Zehnerpotenzen) zu (KATO et al., 1992).

Zusammenfassend wird die Übertragbarkeit der japanischen Versuchsergebnisse auf die mechanische Belastung und das Dichtheitsverhalten von CASTOR V/19 und V/52 bzw. die Eignung als Benchmark für die auf CASTOR V/19 und V/52 angewendeten Programme aus folgenden Gründen in Frage gestellt (Grundlage jetziger Kenntnisstand):

- Die Fallorientierungen entsprechen nicht derjenigen, die im Deckelbereich die höchsten Belastungen verursacht (Anforderung der IAEA).
- Die Deckel enthalten nicht alle Merkmale von Originalbehältern (z.B. Durchbrüche, die ihrerseits mit Dichtungen verschlossen werden).
- Die Ähnlichkeitsgesetze sind verletzt, da die Verhältnisse der geometrischen Abmessungen (z.B. Länge : Durchmesser) zwischen Versuchsbehälter und CASTOR V relativ stark voneinander abweichen.
- Die Masse des Versuchsbehälters ist deutlich geringer als die der CASTOR V.
- Die Metalledichtungen beim Versuchsbehälter aus anderem Werkstoff, als für CASTOR V bisher vorgesehen ist.
- Die Veröffentlichungen und Reports enthalten keine Angabe, ob der Versuchsbehälter mit den gleichen Techniken für Guss des Behälterkörpers und Herstellung der Moderatorhohlräume gefertigt wurde.
- Die Stoßdämpfergeometrie und möglicherweise auch das Stoßdämpfermaterial unterscheiden sich zwischen Versuchsbehälter und CASTOR V.

- Der Versuchsbehälter enthielt nicht über den gesamten Behälterwandradius Moderatorbohrungen. Bei durch die Bohrungen initiierten Vorschädigungen können auch Orte in der Behälterwand bruchrelevant sein, an denen nicht die höchsten Spannungswerte für den Aufprall erwartet werden.

Es ist daher fraglich, ob die in DREIER et al. (1997) beschriebenen Benchmark-Rechnungen einen Sicherheitsnachweis darstellen.

Es ist davon auszugehen, dass im Rahmen der Transportzulassungen für den CASTOR V/19 und den V/52 auch Berechnungen für das sog. Standardfeuer der IAEA durchgeführt wurden. Praktische Feuer tests mit CASTOR-Behälter sind nur aus dem Jahr 1978 bekannt. Unter den damals durchgeführten fünf Versuchen befindet sich nur einer mit einem Behälter in Originalgröße. Drei Versuche wurden mit einem verkleinerten Modell und ein weiterer mit einem Fußstück des Behälters durchgeführt. Alle Versuche beziehen sich auf einen CASTOR vom Typ Ia, der ein einfaches Deckelsystem besaß und sich damit drastisch von den heutigen CASTOR-Behältern unterscheidet.

In der einschlägigen Literatur und den zugänglichen Gutachten zur Zwischenlagerung des CASTOR V/19 in Gorleben gibt es keine Ausführungen zum thermischen Sicherheitsnachweis. Daher können hier keine Aussagen getroffen werden, ob die Nachweise ausschließlich mit einem Rechenprogramm durchgeführt wurden oder ob Vergleiche mit den Ergebnissen der Feuer tests mit dem CASTOR Ia gezogen wurden.

Die IAEA fordert den Nachweis der Behälterintegrität für die drei aufeinander folgend mit dem gleichen Behälter durchgeführten Belastungen durch 9 m-Fall, 1 m-Fall auf Dorn und Feuer mit 800 °C über 30 Minuten (siehe Kapitel 3.1). Weder in Veröffentlichungen, noch auf Erörterungsterminen in Genehmigungsverfahren wurde bisher berichtet, wie diese Anforderung in Behältersicherheitsnachweisen umgesetzt wurde. Es wurden immer nur Einzelversuche bzw. -rechnungen beschrieben. Sollten tatsächlich keine belastbaren Versuchsreihen oder aneinander anknüpfende Berechnungen mit allen drei Belastungssituationen durchgeführt worden sein, entsprächen die Sicherheitsnachweise nicht den IAEA-Anforderungen. Diesem Punkt wäre in Zukunft größere Aufmerksamkeit zu schenken.

4.2.2.2 Bezug zu Extremtests

In der öffentlichen Diskussion wird als Beleg für die Widerstandsfähigkeit der Behälter für bestrahlte Brennelemente oft auf sogenannte Extremtests hingewiesen.

Ein Eisenbahnunfall wurde 1984 in Großbritannien simuliert. Eine Lokomotive (140 Mg) mit einer Geschwindigkeit von 160 km/h prallte auf einen mit dem Transportwaggon auf den Schienen liegenden Magnox M2c-Behälter (48 Mg). Es wurden keine signifikanten Beschädigungen des Behälters festgestellt (ATOM, 1984). LKW-Unfälle wurden 1977 mit Modell- und Originalbehältern in den USA simuliert. Der LKW prallte auf eine Betonwand, der LKW-Aufbau wurde zerquetscht und der Brennelementbehälter (20,5 Mg) prallte mit einer Geschwindigkeit von 43 km/h auf die Wand. Bei diesem und den anderen Versuchen wurden nur leichte Verformungen des Behälters und keine Risse festgestellt (HUERTA, 1977).

Die beschriebenen Versuche sind geeignet zu zeigen, dass Behälter, welche die IAEA-Typ B-Anforderungen erfüllen müssen, bei bestimmten größeren Unfallbelastungen nicht auseinanderbrechen. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, dass bei den genannten Versuchen der Behälter in einem Fall durch den Aufprall bewegt wurde, d. h. ein erheblicher Teil des Energieeintrages in Bewegungsenergie des Behälters umgesetzt wurden, während im anderen Falle die Aufbauten des LKWs einen Teil der Energie aufnahmen.

Diese Versuche sind dagegen nicht geeignet, die Einhaltung des IAEA-Freisetzungskriteriums nachzuweisen, da entsprechende Untersuchungen nicht Ziel der Versuche war. Insbesondere ist keine Übertragbarkeit auf CASTOR V-Behälter möglich, da sich konstruktiver Aufbau,

geometrische Abmessungen, Massen und Behälterwerkstoff drastisch unterscheiden (NEUMANN, 1997).

Im Jahr 1999 wurde von der BAM ein „Großbrandversuch“ durchgeführt. Ein CASTOR THTR/AVR (42 Mg) wurde neben einem Kesselwagen mit Propangastank aufgestellt und beide Behälter einer den IAEA-Anforderungen entsprechenden Feuertemperatur ausgesetzt. Der mit 5,1 Mg gefüllte Propangastank explodierte nach ca. 15 Minuten und verursachte dabei einen Feuerball, eine Druckwelle und Trümmerflug. Das Fahrgestell des Kesselwagens wurde gegen den CASTOR und dieser 7 m weit durch die Luft auf den Sandboden geschleudert. Die Dichtheit des mit dem üblichen Doppeldeckelsystem versehenen Behälters blieb in vollem Umfang erhalten (DROSTE & VÖLZKE, 2001).

Dieser Versuch zeigt zweifelsohne einen hohen Sicherheitsstandard für diesen CASTOR-Typ. Wie aussagekräftig das Ergebnis für CASTOR V/19 und V/52 ist, kann nur bei Kenntnis genauerer Einzelheiten abschließend bewertet werden. Zunächst kann festgehalten werden, dass der Versuchsbehälter nur etwa ein Drittel der Masse der CASTOR V-Typen besitzt. Für letztere wäre daher die für die Verformung am Deckelsystem zur Verfügung stehende Energie deutlich größer, da weniger der durch das Fahrgestell eingetragenen Energie in Bewegungsenergie für den Behälter umgesetzt würde. Eine Übertragbarkeit des Ergebnisses für die beibehaltene Dichtheit ist damit nicht ohne weiteres gegeben.

4.2.2.3 Sprödebruchsicherheit

Ein Sprödebruchsnachweis in klassischem Sinn ist für CASTOR-Behälter auf Grund der Spröde des Werkstoffes Kugelgraphitgrauguss GGG 40 nicht möglich. Wegen dieser Eigenschaft von GGG 40 können bestimmte Werkstoffkennwerte nicht mit Standardprüfverfahren ermittelt werden. Die BAM hat daher für diesen Behälterwerkstoff eine abweichende Nachweisführung entwickelt (VÖLZKE, 1994). Dabei werden Ergebnisse von Fallversuchen mit auf - 40 °C abgekühlten Behältern, bei denen teilweise Fehler in die Behälteroberfläche gefräst sind, berücksichtigt. Es handelt sich dabei um einen Teil der Versuchsreihen, die bereits im Abschnitt 3.2.2.1 angesprochen wurden. Damit ergeben sich für die Übertragbarkeit bzw. das Benchmarking von Rechenprogrammen ähnliche Probleme. Hier spielen vor allem mögliche Vorbelastungen in Form von Bauteileigenspannungen eine Rolle, die durch bestimmte Konstruktionsmerkmale bedingt sein können.

In den USA sind CASTOR-Behälter wegen des nicht klassisch führbaren Sprödebruchsnachweises aus sicherheitstechnischen Gründen nur zur Zwischenlagerung (geringere Belastungen im Falle von Unfällen), nicht aber zum Transport zugelassen. Die Herstellerfirma des CASTOR Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (GNS) hat daher für den US-amerikanischen Markt einen Transport- und Lagerbehälter aus Stahl entwickelt, der sich zur Zeit im Genehmigungsstadium befindet.

4.3 Sicherheitsnachweis für Zwischenlagerung

Im Vergleich zu den Anforderungen im verkehrstechnischen Sicherheitsnachweis für mechanische Belastungen durch Stör- oder Unfälle sind für die Situation im Zwischenlager zum Teil andere Randbedingungen zu berücksichtigen. Der Behälter ist auf der einen Seite größeren Belastungen ausgesetzt, da er nicht durch Stoßdämpfer geschützt ist. Andererseits können aber keine sehr hohen Belastungen auftreten, da bei den Behälterhandhabungen nur geringe Geschwindigkeiten erreicht werden und keine unnachgiebige Fläche für den Aufprall vorhanden ist. Bezüglich thermischen Belastungen ist für Störfälle kein Sicherheitsnach-

weis zu führen, da auf Grund der geringen Brandlasten nicht von einer Gefährdung durch Brand ausgegangen wird.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für das Transportbehälterlager Gorleben wurde ein Fall des CASTOR V/19 aus 3,56 m Höhe (entspricht etwa 30 km/h Aufprallgeschwindigkeit) ohne Stoßdämpfer bei senkrechtem Aufprall des Behälterbodens auf den Hallenboden rechnerisch simuliert. Die festgestellten Aufprallverzögerungen am Behälterkörper waren geringer als bei dem in Abschnitt 3.2.2.1 berechneten 9 m Fall (entspricht knapp 50 km/h) mit Stoßdämpfer in gleicher Orientierung. Es wird daher davon ausgegangen, dass Behälter und Dichtungen auch diesen Fall ohne nennenswerte Beeinträchtigungen überstehen (BAM, 1995).

In der länger zurückliegenden Vergangenheit wurden Falltests ohne Stoßdämpfer aus Höhen von 9 und 19,5 m durchgeführt. Der Fallversuch aus 19,5 m Höhe auf ein normales Betonfundament wurde mit einem Behältertyp CASTOR Ic in Originalgröße durchgeführt. Es wurden – soweit aus den bisher zugänglichen Unterlagen bekannt – lediglich die Aufprallverzögerungswerte festgestellt und eine optische Integritätsprüfung durchgeführt. Daraus konnte geschlossen werden, dass der Behälterkörper intakt blieb und die Deckel an ihren Positionen verblieben (BAM, 1982a). Aussagen zur Dichtheit können hieraus allerdings nur unter größtem Vorbehalt abgeleitet werden, da keine Leckagerate gemessen wurde. Der Behälter hatte ein nicht der heutigen Konstruktion entsprechendes Deckelsystem. Da zusätzlich die Verhältnisse verschiedener Abmessungen und die geometrische Form des CASTOR Ic nicht mit den CASTOR V/19 und V/52 übereinstimmen (s. o.), können diese Versuche weder direkt übertragen, noch dürften sie für ein Benchmarking von Rechenprogrammen verwendet werden.

4.4 Flugzeugabsturz

Für die derzeit in allen Genehmigungsverfahren beantragten CASTOR-Behälter V/19 und V/52 besteht von Hersteller und Behörde die Einschätzung, dass auch nach einem Flugzeugabsturz auf den Deckelbereich eine gewisse Dichtheitswirkung (in der Größenordnung $10^{-2} \text{ Pa m}^3 \text{ s}^{-1}$) zumindest für den Primärdeckel erhalten bleibt. Bei einem Aufprall auf den Behälterkörper wird vom Erhalt der Behälterintegrität ausgegangen. Der mechanische Sicherheitsnachweis für die Dichtheit enthält statische Berechnungen für das Deckelverhalten des jeweiligen CASTOR-Types, die durch vergleichende Betrachtungen mit den Ergebnissen von praktischen Beschussversuchen im Jahr 1980 und durch Überlegungen zum dynamischen Verhalten ergänzt werden.

Der Flugzeugabsturz wurde simuliert durch jeweils einen Aufprall eines Geschosses bei einer Geschwindigkeit von 300 m/s (1.080 km/h) auf die Mantelfläche des Fußstückes eines CASTOR Ia sowie senkrecht und unter einem bestimmten Winkel auf die Mitte des Deckelsystems eines verkürzten Modells von einem CASTOR IIa. Das 5 m lange Geschoss besaß eine Gesamtmasse von 1 Mg, wobei der harte Kern eine Masse von 0,5 Mg aufwies. Diese Bedingungen sollen in etwa den Kenndaten von schnell fliegenden Kampfflugzeugen (z. B. Phantom) bei einem Aufprall in einem Behälterlager entsprechen. Auf Grund der erheblich „weicheren“ Konstruktion von Verkehrsflugzeugen ist zu vermuten, dass diese Bedingungen auch für sie abdeckend sind. Eine detaillierte Untersuchung hierzu wurde von Betreiber- und Behörden Seite bisher allerdings nicht vorgelegt.

Der Versuch mit dem Fußstück diente dem Nachweis der allgemeinen Widerstandsfähigkeit des Behälters bzw. vor allem des Behälterwerkstoffes. Es traten Beschädigungen der Kühlrippen und der Behälteroberfläche auf. Es ist davon auszugehen, dass der Aufprall erhebliche Spannungen – auch bleibende Vorspannungen – im Behälterkörper verursacht hat. Auf Grund der relativ geringen sichtbaren Schäden kann jedoch unterstellt werden, dass der Behälterkörper eines CASTOR dem Aufprall einer Flugzeugturbine widerstehen kann und keine

unmittelbaren Freisetzen zu befürchten sind. Allerdings ist diese Bewertung insofern zu relativieren, als dass in der Wandung des Fußstückes keine Moderatorstabbohrungen eingebracht waren. Dies hätte eine Schwächung der Wand zur Folge gehabt. Nicht auszuschließen sind daher zumindest Probleme bei einer anschließenden Handhabung.

Der Versuch mit schrägem Aufprall des Geschosses wurde in Genehmigungsverfahren nicht zur Bewertung herangezogen, da das Deckelsystem bei diesem Versuchsbehälter von den später konstruierten abwich (BAM, 1982a).

Bei dem senkrechten Beschuss des CASTOR-Modells wurde die Schutzplatte des Behälters zerstört und der Sekundärdeckel so stark bleibend verformt, dass keinerlei Dichtwirkung mehr zu unterstellen ist. Der Primärdeckel wurde nur elastisch verformt. Seine Leckagerate erhöhte sich jedoch erheblich. Sie wurde nicht mit der heute üblichen Leckratenmessung, sondern rechnerisch auf Grundlage einer Druckmessung ermittelt. Sie war so hoch, dass flüchtige radioaktive Stoffe auf eine bestimmte – relativ kleine – Durchtrittsfläche bezogen, praktisch ungehindert austreten könnten. Quantitativ wurde die Leckagerate mit $3 \text{ E-2 Pa m}^3 \text{ s}^{-1}$ angegeben (BAM, 1982a). Es ist anzuzweifeln, ob die Versuchsbedingungen für einen Vergleich mit einem stehenden Behälter ausreichend konservativ waren. Durch die liegende Position des Behälters beim Versuch konnte trotz der 200 mm dicken Betonwand mit dahinter angeschüttetem Erdreich, vor welcher der Behälter lag, ein Teil der durch das Geschoss eingetragenen Energie in Bewegungsenergie des Behälters umgesetzt werden. Er wurde um ca. 0,4 m verschoben und dabei auch ein Stück gedreht. Das bedeutet ein weiterer Teil der eingetragenen Energie wurde zur Zerstörung der Wand und der Verdrängung des Erdreiches aufgezehrt.

Die Ermittlung der dynamischen Kennwerte für die Beurteilung des Deckel- und Dichtungsverhaltens auf Grund des alten Beschussversuches wird von uns als problematisch angesehen, da

- sich die geometrischen Verhältnisse und Abmessungen von Behälterkörper und -deckel der heutigen CASTOR V vom CASTOR IIa unterscheiden,
- die Massen von Körper und Deckel des damaligen Prüfbehälters und der CASTOR V-Behälter stark differieren,
- die Deckel der heutigen Behälter aus Edelstahl gefertigt sind, während die Deckel der Versuchsbehältermodelle aus GGG 40 bestanden,
- der Behälterkörper des Testmodells wegen der relativen Kürze (Behälterlänge < 2 m) und der nicht vorhandenen Moderatorstabbohrungen eine höhere Steifigkeit als die Originalbehälter der Typen CASTOR V/19 und V/52 (5,9 m und 5,5 m lang) besaß. Das heißt, es ist ein unterschiedliches Reagieren des Behälterkörpers im Vergleich zum Deckel möglich,
- die äußeren Versuchsbedingungen nicht der realen Konstellation im Zwischenlager entsprachen,
- Lagen der Elastomerdichtungen unterschiedlich sind,
- mögliche Einflüsse durch die Deckeldurchbrüche und Bohrungen nicht berücksichtigt wurden.

Mit einem Behälter vom Typ TN 1300 wurde 1982 mit einem vergleichbaren Projektil ebenfalls jeweils ein Beschussversuch auf Behälterwand und Deckelmitte durchgeführt. Der Versuch für die Behälterwand hatte das gleiche Ergebnis wie oben, über Leckageraten nach dem Beschuss des Deckels liegen keine Informationen vor. Es ist lediglich bekannt, dass auch hier der Primärdeckel optisch unversehrt blieb.

In französischen Untersuchungen wurde festgestellt, dass die Beschussorientierung senkrecht auf Deckelmitte nicht die den größtmöglichen Schaden verursachende sein muss. Dort wird auf Grundlage von Berechnungen ein radialer Beschuss des Deckelsystems für wirksamer gehalten (MALESYS, 1994). Diese Auftreffposition auf den Behälter erscheint zwar

unwahrscheinlicher, aber ein schräger Aufprall auf die Deckelkante kann ähnliche Auswirkungen haben. Die Übertragbarkeit der französischen Ergebnisse sollte überprüft werden.

Die bisherigen Betrachtungen bezogen sich auf das Verhalten eines CASTOR-Behälters beim Absturz eines relativ kleinen Flugzeuges. Beim Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges ist auf Grund der Abmessungen und der Verteilung mehrerer massiver Körper über das gesamte Flugzeug (u. a. vier Turbinen) in einem Zwischenlager davon auszugehen, dass nicht nur ein Behälter von mechanischem Lasteintrag betroffen sein wird. Es ist zwar relativ unwahrscheinlich, dass für mehrere Behälter ein mechanischer Lasteintrag zu unterstellen ist, der zu o. g. Dichtungsnachlassen führt, aber verminderte Dichtheit bei mehreren Behältern in Abstufungen sowie das Umkippen oder Zusammenschieben von Behältern ist durchaus wahrscheinlich. Dies kann Auswirkungen für Gesamtfreisetzungsbetrachtungen durch einen Folgebrand haben.

In den Genehmigungsverfahren für Zwischenlager wird bei einem Flugzeugabsturz ein nachfolgender Brand mit einer Temperatur von 600 °C und einer Dauer von 60 Minuten unterstellt. Die Annahmen gehen vom Tankinhalt (ca. 6 Mg) einer Militärmaschine aus. Die relativ geringe Temperatur wird mit der verringerten Sauerstoffzufuhr in der Lagerhalle im Vergleich zu freiem Gelände begründet. Für die genannten Bedingungen wurde in Genehmigungsverfahren rechnerisch über Modellvorstellungen ermittelt, dass dieser Brand nicht in der Lage sei, am Primärdeckel eine Temperatur zu erzeugen, die zu einem Versagen der Dichtung führen würde. Dies ist von unterschiedlichen Autoren in mehreren Gutachten auf unterschiedlichen Wegen errechnet worden. Es kann daher davon ausgegangen werden, dass für die unterstellten Bedingungen tatsächlich kein Versagen auftritt. Zu hinterfragen ist jedoch, inwieweit die Kenndaten für das unterstellte Feuer ausreichend konservativ sind. Dies gilt insbesondere, wenn Verkehrsflugzeuge mit wesentlich größeren Kerosinmengen an Bord auf das Zwischenlager stürzen (siehe hierzu Kapitel 5.3 und 6).

4.5 Einwirkungen Dritter

Das Behälterverhalten bei einer gezielten Einwirkung Dritter (Sabotage, Kriegsfall usw.) hat vor dem Hintergrund der Terroranschläge am 11.09.2001 in New York und Washington neue Aktualität gewonnen. Für den Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges hat es bisher in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren in der Bundesrepublik Deutschland keine Betrachtungen gegeben (siehe hierzu Kapitel 5.3). Berücksichtigt wurde dagegen der Beschuss eines CASTOR-Behälters mit einem Hohlladungskörper (z.B. Panzerfaust).

Es besteht allgemeiner Konsens darüber, dass mit einer Panzer brechenden Waffe die Wand eines CASTOR-Behälters durchschlagen würde, ebenso mit panzerbrechenden Minen. Dies wurde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für das TBL noch einmal festgestellt (GRS, 1994), zitiert in (GÖK, 1998). Diese Aussagen beruhen auf Untersuchungen, die in (LANGE et al.; 1994) beschrieben werden.

Es wurden drei Beschussversuche mit Hohlladungskörpern durchgeführt. Als Testbehälter wurde ein auf ein Drittel Behälterlänge verkürzter CASTOR IIa eingesetzt. Der Testbehälter enthielt neun entsprechend gekürzte, nicht bestrahlte Brennelemente. Die Hohlladungskörper durchschlugen jeweils problemlos die Behälterwand und beschädigten die vorderen Brennelemente. Der nach Außen frei gesetzte Uranstaub wurde korngößenabhängig registriert. Mit Hilfe Anfang der 80er Jahre durchgeführter US-amerikanischer Versuche wurde daraus ein Quellterm bestimmt, der bei bestrahlten Brennelementen aufgetreten wäre (LANGE et al., 1994). Die radiologischen Belastungen durch Inhalation in der Umgebung werden in 150 m Entfernung mit kleiner als die natürliche Strahlenbelastung eines Jahres angegeben (DROSTE, 2001).

Für die benutzten Hohlladungskörper werden weder Typenbezeichnung noch Durchschlagskraft angegeben. Auch im Falle der in den USA durchgeführten Versuche wurden im übrigen Typ der Waffe und Durchschlagskraft nicht angegeben.

Die Auswirkungen auf Behälter und Brennelemente sind jedoch gerade davon abhängig. Auf Grund der Beschreibungen in LANGE et al. (1994) muss von einer eher geringen Durchschlagskraft der dabei eingesetzten Waffe ausgegangen werden. Für den Quellterm der Freisetzung wird von einer Dominanz durch den ersten getroffenen Brennelementektor ausgegangen. Bei größerer Durchschlagskraft der Waffe müsste von einer Zerstörung aller Brennelemente im Schusskanal bzw. einer Beschädigung der in den Tragkorb zwischen den Brennelementen eingesetzten Metallplatten ausgegangen werden.

Es existieren Panzer brechende Waffen, die 1 m dicke Stahlpanzerung durchschlagen können. Damit liegt auch nahe, dass bei einer Wanddicke der CASTOR-Typen von bis zu 45 cm theoretisch sowohl die der Waffe zugewandte Behälterwand als auch die Rückwand des Behälters durchschlagen werden kann. Vorausgesetzt dies ist möglich, ist von einem erheblich höheren Quellterm für die radioaktiven Freisetzungen auszugehen. Entsprechende Diskussionen werden in den USA geführt (AUDIN, 1989). Dort sind bei den Untersuchungen zwar andere, mehrschalig aufgebaute Behältertypen eingesetzt worden, die Überlegungen zu den Freisetzungen dürften aber grundsätzlich übertragbar sein.

Unabhängig von der Frage nach erhöhter Freisetzung wegen der Durchdringung der Rückwand ist die Konservativität des Quellterms in LANGE et al. (1994) auch aus den folgenden drei Gründen anzuzweifeln. Die Brennelemente waren bei den Versuchen im Behälter zu jeweils drei Stück gekapselt. Die jeweils hinteren Brennelemente waren gegenüber dem eindringenden Geschoss durch eine Metallplatte abgeschirmt. Es wurde nicht berücksichtigt, dass auf den Brennelementen während des Reaktoreinsatzes Ablagerungen (Crud) aus kurzlebigen Radionukliden (z. B. ^{60}Co) entstanden sind, die maßgeblichen Einfluss auf den Quellterm besitzen können (AUDIN, 1989).

Ein Beschussversuch mit Hohlladungskörper wurde auch in den USA durchgeführt. Die dortigen Randbedingungen unterscheiden sich von denen bei den CASTOR-Versuchen beispielsweise durch den Behältertyp (Werkstoff und Wanddicke), das Behälterinventar (ein Brennelement statt neun) und der Nicht-Kapselung des Brennelementes (statt Kapselung von jeweils drei Elementen). Der Versuch war dort so aufgebaut, dass ebenfalls nur die vordere Behälterwand durchschlagen wurde (LUNA, 2000). Der Quellterm ist bei dem US-amerikanischen Versuch allerdings im Vergleich zu den drei deutschen Versuchen um den Faktor 2,5 bis 9,5 größer. Dies ist ein weiteres Indiz, dass der Quellterm in LANGE et al. (1994) – soweit ersichtlich – keinesfalls konservativ ist.

4.6 Quellenangaben zu Kapitel 4:

ATOM, 1984: Train crash confirms safety predictions; Atom 335, September 1984, p 31

AUDIN, 1989: Audin, L.: Analyses of Cask-Sabotage Involving Portable Explosives, Draft Report, October 1989

BAM, 1982a: Bundesanstalt für Materialprüfung (BAM): Beurteilung behälterspezifischer Fragen der trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in einem Transportbehälterlager bei Gorleben, Gutachten Az.1.02/3022, Berlin, November 1982

BAM, 1982b: Bundesanstalt für Materialprüfung (BAM): Prüfzeugnis, 2. Neufassung, Baumusterprüfung einer Typ B(U)-Verpackung zum Transport radioaktiver Stoffe vom Typ CASTOT Ic, Az.: 1.2/12273, Berlin, 28.06.1982

- BAM, 1995: Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM): Sicherheitstechnische Beurteilung der Behälterbauart CASTOR V/19 zur trockenen Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente im Transportbehälterlager in Gorleben, Az. 9.3/20 166, Berlin, Februar 1995
- CRIEPI, 1989: Central Research Institute of Electric Power Industry: Integrity of Cast-Iron Cask Against Free Drop Test, Part II, EU88005, June 1989
- DREIER, 1997: Dreier, G. et al.: Benchmark calculations for mechanical stresses upon a transport cask; Nuclear Engineering and Design 176 (1997) 207-214
- DROSTE, 2001: Droste, B.: Bauartprüfung, Qualitätssicherung und Sonderversuche mit CASTOR-Behältern; Fachtagung Standortnahe Zwischenlager, Bonn, 14.-15. März 2001
- DROSTE & VÖLZKE, 2001: Droste, B & Völzke, H.: Prüfungen an Zwischenlagerbehältern zur Belastbarkeit bei Einwirkungen von Innen und Außen; Tagungsbericht Zwischenlager-Workshop, Jülich, 23.-24. Januar 2001
- FINK & NEUMANN, 1993: Fink, U. & Neumann, W.: Transport of radioactive Material; in: 35 Years Promotion of Nuclear Energy – The International Atomic Energy Agency; erstellt im Auftrag von Anti Atom International unterstützt durch das Österreichische Ministerium für Jugend und Familie, Wien 1993
- GNS, 1980: Gesellschaft für Nuklear-Service mbH: Fallversuch mit einem Modell des Transport- und Lagerbehälters CASTOR IIa ; GNS B 26/80 (Rev. 0), August 1980
- GÖK, 1998: Gruppe Ökologie: Stellungnahme zum Nachweis der Unfallsicherheit der Transport-/Lagerbehälter CASTOR V/19 und V/52; erstellt im Auftrag von Greenpeace e.V., Hannover, Februar 1998
- GRS, 1994: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH: Potentielle Strahlenexpositionen durch die Freisetzung von radioaktiven Stoffen aufgrund der Einwirkung Dritter auf unterschiedliche Transport- und Lagerbehälter im Zwischenlager Gorleben, GRS-A-2174, Köln, November 1994
- HAUGHNEY et al., 1995: Haughney, C. et al.: Transport Issues Facing the International Community; RAMTRANS Vol.6, No 4, pp. 229-233 (1995)
- HUERTA 1977: Huerta, M.: Analysis, Scale Modeling, and Full Scale Tests of a Truck Spent-Nuclear-Fuel Shipping System in High Velocity Impacts Against a Rigid Barrier, SAND 77-0270, November 1977
- IAEA, 1996: International Atomic Energy Agency; Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Requirements, No. ST-1, Vienna 1996
- KATO, 1992: Kato, Y. et al.: Storage Cask Drop Test on Reinforced Concrete Slab und Drop Test of Reinforced Concrete Slab onto Storage Cask; PATRAM'92, Vol. 3, S.1443 und 1451; Yokohama (J), Sept. 13-18, 1992
- LANGE et al., 1994: Lange F.: Experimental Determination of UO₂-Release From a Spent Fuel Transport Cask After Shaped Charge Attack; Nuclear Materials Management, 35th Annual Meeting Proceedings, Vol. XXIII, Naples (Florida), July 17-20, 1994
- LUNA, 2000: Luna, R. E.: Comparison of Results from two Spent Fuel Sabotage Source Term Experiments; RAMTRANS, Vol.11, No. 3 pp 261-265 (2000)
- LYMAN, 1994: Lyman, E.S. „Safety issues in the sea transport of vitrified high-level radioactive waste to Japan“; Princeton University, New Jersey (USA); December 1994
- MALESYS, 1994: Malesys, P.: Behaviour of a spent fuel transport-storage cask during an airplane crash; Nuclear Engineering and Design 150 (1994) 453-457
- NEUMANN, 1997: Neumann, W.: Stellungnahme zu Extremtests. Im Auftrag von Greenpeace e.V., Hannover, April 1997
- SHIRAI, 1993: Shirai, K. et al.: Integrity of Cast-Iron Cask Against Free Drop Test- Verification of Brittle Fracture Design Criterion; RAMTRANS Vol.4, No 1, pp. 5-13 (1993)
- VÖLZKE, 1994: Völzke, H.: A fracture mechanics safety concept to assess the impact behavior of ductile cast iron containers for shipping and storage of radioactive material; Nuclear Engineering and Design 150 (1994) 357-366

5 UNTERSUCHUNG DER ABHÄNGIGKEITEN KKW – ZWISCHENLAGER

5.1 Einleitung

Die enge Verknüpfung zwischen dem Standort-Zwischenlager und den beiden Kernkraftwerken Isar, insbesondere dem Block Isar-I wird insbesondere in den Kapiteln 2.4 (Beschreibung des Lagers), 3.1 (Organisation) und 3.3 (Instandsetzungsarbeiten) des Sicherheitsberichtes deutlich.

Demgegenüber werden sämtliche möglichen Einwirkungen der Kernkraftwerke bei Stör- und Unfällen mit einer Ausnahme pauschal als nicht relevant bezeichnet (Kapitel 5.4.4 des SB), ebenso Brände auf dem KKW-Gelände (Abschnitt von Kapitel 5.3.2 des SB).

Einwirkungen der Kernkraftwerksblöcke bei Stör- und insbesondere bei Unfällen werden hier genauer diskutiert.

5.2 Infrastrukturelle und betriebliche Verknüpfung

Das Brennelementlager ist unmittelbar an das Betriebsgelände von KKI-1 angebunden. Solange dieses Kernkraftwerk in Betrieb ist, werden vom Lager folgende Einrichtungen mitgenutzt:

- Warten-, Betriebs- und Schaltanlagegebäude KKI-1 (Störmeldungen des Behälterüberwachungssystems kommen in der Warte des KKI-1 an; in diesem Gebäude befindet sich auch die Brandmeldeanlage)
- Verwaltungsgebäude und Pfortenbereiche KKI (für beide Blöcke) (Personenzutritt kann nur über dieses Gebäude erfolgen; dort befindet sich auch die Schleuse für Straßenfahrzeuge, durch die sämtliche An- und Abtransporte passieren müssen)
- Werkstattgebäude KKI-1 (für die Instandhaltung der technischen Anlagen des Lagers)
- Lagergebäude KKI-1 (zur Lagerung von Hilfs- und Betriebsstoffen für das Lager sowie von Ersatzteilen für die Behälter)
- Außenanlagen (äußere Umschließung, Gleise und Straßen).

Praktisch die gesamte Infrastruktur des Lagers wird also von KKI-1 gestellt.

Falls es erforderlich wird, Behälter zu entladen bzw. Reparaturen am Primärdeckel von Behältern durchzuführen, dann können diese Arbeiten in den Reaktorgebäuden der beiden Blöcke erfolgen.

Die Betriebsführung des Lagers obliegt der Werksleitung der Kernkraftwerke. Der Lagerbetrieb wird von KKI-Personal durchgeführt.

Die Schienen-Anbindung des Lagers führt direkt am Reaktorgebäude von KKI-1 vorbei; der Straßenzugang in weniger als 100 m Entfernung.

5.3 Verknüpfungen mit möglichen Auswirkungen auf die Sicherheit

Grundsätzlich bestehen zahlreiche Verknüpfungen, die sicherheitsmäßige Auswirkungen haben und zu kritischen Situationen führen können:

- Blockierung der Zufahrtswege zum Zwischenlager durch Ereignisse insbesondere in KKI-1
- Nicht-Verfügbarkeit von Personal für das Zwischenlager aufgrund spezieller Anforderung bei Problemen in den KKW, und umgekehrt
- Konkurrierende Anforderungen der Feuerwehr (im Hinblick auf Personal, Ausrüstung und verfügbares Löschwasser)
- Konkurrierende Anforderungen des Werkschutzes bei Angriffen von Außen (entsprechende Szenarien sollen hier nicht näher ausgeführt werden)
- Brände und Explosionen auf dem Anlagengelände (wird lt. Sicherheitsbericht ausgeschlossen, ohne dass dies jedoch im Einzelnen belegt wird)

Diese Verknüpfungen werden sich insbesondere bei Unfällen mit radioaktiven Freisetzungen auswirken. Diese sind sowohl in den Blöcken des Kernkraftwerks als auch im Zwischenlager möglich. Solche Unfälle können zu erheblichen Freisetzungen führen, die starke Kontamination der anderen Anlagen bewirken.

Unfälle mit schweren Freisetzungen aus dem Zwischenlager werden in Abschnitt 6 diskutiert. Es ist offensichtlich, dass bei derartigen Unfällen der Zugang zu den Blöcken des Kernkraftwerks erschwert ist und dass darüber hinaus mit erheblichen radioaktiven Kontaminationen der Zuluft zu rechnen ist.

Die sich daraus ergebenden Fragen nach der weiteren Zugänglichkeit der Reaktorwarten und anderer wichtiger Bereiche können hier nicht näher behandelt werden. Sie müssten wie die Problematik schwerer Unfälle im Zwischenlager insgesamt vom Antragsteller im Sicherheitsbericht diskutiert werden.

Ein anderes Problem, das schwere Unfälle im Zwischenlager nach sich ziehen können, wurde in der Aufzählung oben bereits kurz angesprochen: Eine gefährliche Situation im Zwischenlager kann es nach sich ziehen, dass ein großer Teil des auf dem Standort verfügbaren Personals dort benötigt wird.

In einer von akuten Gefahren und Ungewissheit über die weitere Entwicklung gekennzeichneten Situation wird darüber hinaus auch das in den Blöcken des Kernkraftwerks verbliebene Personal durch erhöhten Stress belastet werden. Dadurch können u.U. Pannen und Störfälle in den Kernkraftwerken ausgelöst werden.

Da hier das Zwischenlager im Mittelpunkt der Überlegungen steht, soll die Möglichkeit von Reaktorunfällen und deren Auswirkungen auf das Lager in der Folge etwas ausführlicher dargestellt werden.

5.4 Bedeutung schwerer Kernkraftwerksunfälle für das Zwischenlager

Ein Reaktorunfall mit Kernschmelze und schwerwiegenden radioaktiven Freisetzungen – hervorgerufen etwa durch einen Flugzeugabsturz, andere Einwirkungen von außen, oder interne Störungen – führt zwangsläufig zu schwerer radioaktiver Kontamination des gesamten Geländes und zieht damit auch das Zwischenlager in Mitleidenschaft. Die Zugänglichkeit des Lagers durch das Personal kann erschwert oder verunmöglicht werden. Die weitere Überwachung, Kontrolle und Wartung des Lagers ist damit massiv in Frage gestellt.

Falls längerfristig ein ausreichender Zugang zu dem Zwischenlager nicht möglich ist, sind z.B. Gegenmaßnahmen bei Undichtigkeiten an Behältern nicht realisierbar und es kann zu Freisetzungen aus dem Zwischenlager kommen, welche die Auswirkungen des Reaktorunfalls weiter verschlimmern.

Keinesfalls sind also die Grundfunktionen des Lagers für beliebige Zeiten auch ohne Betriebspersonal gewährleistet. Zu prüfen wäre hier vielmehr die Frage, für welche Zeiträume eine Abwesenheit des Personals noch zulässig wäre bzw. wie die Gefährdung bei Abwesenheit sich im Laufe der Zeit entwickelt. Diese Frage wird im SB nicht behandelt.

Ein derartiger schwerer Unfall ist in jedem Kernkraftwerk möglich. Am Standort Isar ist jedoch darüber hinaus eine besonders hohe Wahrscheinlichkeit von Unfällen mit frühzeitigen, hohen Freisetzungen gegeben.

Dies betrifft den Block Isar-1, einen Siedewasserreaktor der Baulinie 69. Der Sicherheitsbehälter dieser Baulinie ist besonders anfällig für rasches Versagen bei einem Kernschmelzunfall. Die Schmelze trifft nach dem Austritt aus dem Reaktordruckbehälter nicht, wie bei anderen Anlagentypen, auf Betonfundamente, die erst nach Tagen durchschmelzen und in der Regel auch nicht die kritische Schwachstelle für Freisetzungen darstellen, sondern auf die stählerne Bodenwanne des Sicherheitsbehälters. Diese versagt innerhalb von Minuten und die Schmelze gelangt in Bereiche des Reaktorgebäudes, die keine Einschlussfunktion gewährleisten können (TÜV, 1985; HIRSCH & BECKER, 1999).

Damit kommt es zu radioaktiven Freisetzungen mit folgenden Charakteristika:

- Sie erfolgen sehr rasch, bei manchen Unfallabläufen schon drei Stunden nach Unfallbeginn, so dass nur eine extrem kurze Vorwarnzeit für Gegenmaßnahmen zur Verfügung steht.
- Sie sind besonders groß. Das rasche Containment-Versagen bedeutet auch, dass weniger Zeit für das Niederschlagen von Radionukliden an internen Strukturen im Containment zur Verfügung steht, das bei langsameren Unfallabläufen die Freisetzungen reduziert.

Die Wahrscheinlichkeit für derartige Freisetzungen ist nicht zu vernachlässigen. Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung von KKI-1 wurde für interne auslösende Ereignisse während des Leistungsbetriebes eine Kernschmelzhäufigkeit von $4,6E-6$ /Jahr ermittelt (BROSCHKE & FISCHBACHER, 1995).

Für den Nicht-Vollastbereich einerseits und für externe auslösende Ereignisse andererseits liegen keine Ergebnisse vor. Erfahrungsgemäß ist anzunehmen, dass die Beiträge dieser beiden nicht betrachteten Bereiche jeweils in der gleichen Größenordnung liegen wie jener der internen Ereignisse im Vollastbetrieb. Insgesamt ist also mit einer Kernschmelzhäufigkeit von etwa $1E-5$ bis $1,5E-5$ pro Jahr zu rechnen. Die Häufigkeit einer großen, frühzeitigen Freisetzung ist nicht als wesentlich geringer anzunehmen, da, wie gesagt, bei Kernschmelzen in Isar-1 mit frühzeitigem Containment-Versagen zu rechnen ist.

Die Häufigkeit für große, frühzeitige Freisetzungen liegt somit bei oder etwas über $1E-5$ pro Jahr. Dieser Wert kann an dem Sicherheitszielwert der Internationalen Atomenergie-Organisation gemessen werden, der für derartige Freisetzungen bei in Betrieb befindlichen Anlagen $1E-5$ pro Jahr beträgt (IAEA, 1988) – Isar-1 liegt danach an oder knapp über der Grenze des gerade noch Zulässigen.

Trotz dieser relativ hohen Wahrscheinlichkeit eines schweren Unfalles (zu der auch ein Beitrag von Isar-2 hinzukommt, auf den hier nicht eingegangen werden kann) werden die Auswirkungen solcher Unfälle auf das Zwischenlager im Sicherheitsbericht nicht behandelt. Dies ist nicht zulässig und stellt im übrigen einen Mangel an Konsistenz dar. Das Restrisiko-Ereignis „Flugzeugabsturz“ wird nämlich durchaus im Sicherheitsbericht auf mehreren Seiten behandelt (wenn auch diese Behandlung im Einzelnen als mangelhaft zu bezeichnen ist, siehe Abschnitte 2 und 6), obwohl ihm im Sicherheitsbericht eine Eintrittshäufigkeit von $10E-6$ bis $10E-7$ pro Jahr zugeordnet wird, d.h. eine Häufigkeit, die mindestens um den Faktor zehn niedriger liegt als jene eines Reaktorunfalles mit großen, frühzeitigen Freisetzungen.

Es ist also nicht nur nicht zulässig, dass im Sicherheitsbericht die Auswirkungen von schweren Kernkraftwerksunfällen auf das Zwischenlager nicht betrachtet werden; es stellt darüber hinaus einen Mangel an Konsistenz dar.

Die maßgebliche Veränderung für den Standort ergibt die Notwendigkeit, den Sicherheitsbericht des KKW zu ergänzen.

6 SEISMISCHE UND ANDERE EXTERNE GEFAHREN

6.1 Darstellung externer Gefahren im Sicherheitsbericht:

Im Sicherheitsbericht finden folgende externe Gefahren Erwähnung:

Störfälle:

- Erdbeben
- Wind- und Schneelasten
- Blitzschlag
- Hochwasser
- Brände außerhalb des Lagers

Restrisiko-Ereignisse:

- Flugzeugabsturz
- Einwirkungen von KKI-1 und KKI-2
- Druckwellen chemischer Reaktionen
- Einwirkung gefährlicher Stoffe

Einwirkungen Dritter (d.i. Terrorangriff, Sabotage):

Von besonderer Bedeutung für den Standort Isar sind dabei die Themenkreise Erdbeben, Flugzeugabsturz sowie Einwirkungen von den Kernkraftwerken auf dem Gelände. Der letztere Punkt wird getrennt, in Zusammenhang mit den sonstigen Abhängigkeiten zwischen den Blöcken des Kernkraftwerks und dem Zwischenlager, behandelt (Abschnitt 4). Auf die Themen Erdbeben und Flugzeugabsturz wird hier genauer eingegangen.

Wegen der hohen grundsätzlichen Relevanz für die Sicherheit von Atomanlagen ist weiterhin der Punkt ‚Einwirkungen Dritter‘ hier näher zu betrachten.

Die anderen Punkte werden hier nicht gesondert diskutiert (das Thema ‚Hochwasser‘ wird kurz im Rahmen der ‚Einwirkungen Dritter‘ angesprochen). Es ist jedoch anzumerken, dass bei diesen teilweise die Angaben im Sicherheitsbericht mangelhaft bzw. nicht ausreichend sind (Abschnitt 2).

Die Darstellungen in diesem Abschnitt konzentrieren sich auf Behälter vom Typ CASTOR V/52, da diese Behälter zur Zeit als einzige von allen genannten Typen in Deutschland eingesetzt werden und der Einsatz der anderen Behältertypen z.Zt. noch nicht absehbar ist.

6.2 Erdbeben

Die Standsicherheit des Lagergebäudes und die Behälter für den radioaktiven Abfall sind laut SB BELLA, Kapitel 5.3.2. »Störfälle durch Einwirkungen von außen – Erdbeben« (Seite 229) auf ein Bemessungsbeben mit der Intensität von 6° MSK ausgelegt. Die maximale horizontale Bodenbeschleunigung wird mit 0.1g angegeben (Kapitel 1.9., Seite 75). Es ist dies ein Wert, der ansonsten seitens der Betreiber nuklearer Anlagen erst mit einer Intensität von 7°MSK assoziiert wird. Eine ausführliche Begründung für die Annahme eines Bemessungsbebens mit der Intensität von 6° MSK liegt nicht vor.

Kartenmäßige Darstellungen der tektonischen Verhältnisse und der registrierten und aus historischer Zeit beschriebenen Erdbeben fehlen, ebenso die erdbebeningenieurmäßige Darstellung.

Kapitel 1.9 im Sicherheitsbericht BELLA behandelt relativ kurz die seismischen Verhältnisse.

Darin wird behauptet, dass der Standort im unteren Isartal in einem geologisch ungestörten Raum liegt und als nahezu erdbebenfreie Zone gilt. Dieser Aussage widersprechen einerseits die Störungszonen der Molassezone, die von den Alpen bis in die Böhmisches Masse reichen, und welche sich bis in die, den tertiären Sanden und Tonen auflagernden, quartären Sedimente (Sande und Kiese) durchpausen und auf den Infrarot-Satellitenbildern deutlich zu erkennen sind. Diese Störungszonen sind außerdem hinreichend durch die Erdöl- und Erdgasexploration sowie manche Grundwassererschließungen dokumentiert.

Die Bezeichnung «ungestörter Raum» entspricht somit nicht den tatsächlichen tektonischen Verhältnissen.

Die Behauptung einer erdbebenfreien Zone lässt sich schon allein aufgrund der historischen Erdbeben im Raume von Regensburg nicht aufrechterhalten. Dieses Beben und weitere, auf Karten der Erdbebendienste dokumentierte, widersprechen der Behauptung, dass sich tektonische Elemente, an die Erdbeben geknüpft sein können, erst am Alpenrand oder in der Fränkischen Alb wiederfinden.

Die Behauptung, alle Bewegungen am Landshut-Neuöttinger Hoch, auf dem sich der Standort befindet, sind abgeschlossen, wird nicht wissenschaftlich belegt. Diese, von großen Störungen begrenzte Hochzone erstreckt sich weit gegen Südosten unter die oberösterreichischen Kalkalpen. Gerade dort wurden diese Störungen in jüngerer Zeit reaktiviert, worauf auch schwächere Beben schließen lassen. Der eindeutige Nachweis der rezenten Aktivität einzelner geologischer Störungen ist am Standort des KKI-BELLA bislang noch gar nicht mit modernen Methoden untersucht worden, wie es z.B. die IAEO in ihren Richtlinien empfiehlt. Nur die entsprechenden paläoseismologischen Untersuchungen ermöglichen die für eine Standortwahl wichtige Bestimmung eines maximal möglichen Bebens (MCE).

Daraus geht hervor, dass die Bestimmung des Bemessungserdbebens für den Standort nicht unter Berücksichtigung des « Standes der Technik » durchgeführt wurde und somit die ausreichende Sicherheit gegenüber Erdbebeneinwirkungen in Frage zu stellen ist.

6.3 Flugzeugabsturz

6.3.1 Darstellung im Sicherheitsbericht

Das Thema Flugzeugabsturz wird im Sicherheitsbericht in Kapitel 5.4.1 behandelt. Auf die Unvollständigkeit der Darstellung in diesem Kapitel wird auch an anderer Stelle eingegangen (siehe Abschnitt 2.5).

Im Sicherheitsbericht wird eingangs die Eintrittshäufigkeit des Absturzes eines Kampfflugzeuges auf das Zwischenlager abgeschätzt. Die Basiszahl hierfür (Absturzhäufigkeit pro Quadratmeter und Jahr) wird nicht näher begründet. Die ermittelte Eintrittshäufigkeit liegt in einer Größenordnung, wie sie auch für andere Standorte angegeben wird.

Im SB wird ausschließlich der Absturz von militärischen Flugzeugen behandelt. Dabei wird entsprechend den gültigen Leitlinien für Kernkraftwerke von einem Phantom-Kampfflugzeug ausgegangen. Diese Einschränkung wird wie folgt begründet:

„Militärflugzeuge fliegen mit höherer Geschwindigkeit als zivile Flugzeuge und haben eine größere Absturzhäufigkeit. Als abdeckend für die Belastungen, die beim Absturz eines Flug-

zeuges auftreten können, wird deshalb im folgenden der Absturz eines schnellfliegenden Militärflugzeuges ... betrachtet.“ (S. 5.4-1)

Diese Argumentation ist überwiegend falsch, sowie lückenhaft:

- Die Tatsache, dass Militärflugzeuge eine größere Absturzhäufigkeit haben als Verkehrsflugzeuge, ist völlig irrelevant für die Frage, was für die Belastungen beim Absturz abdeckend ist.
- Die Aussage, Militärflugzeuge hätten am Standort Isar eine größere Absturzhäufigkeit als zivile Flugzeuge, ist angesichts der Nähe des Münchner Flughafens sowie der Gefahr von gezielt herbeigeführten Abstürzen mittlerer oder großer Verkehrsflugzeuge jedenfalls nicht plausibel. Eine detaillierte, überprüfbare Begründung fehlt.
- Es kann insbesondere bei einem bewusst herbeigeführten Absturz (u.U. Sturzflug aus größerer Höhe) nicht davon ausgegangen werden, dass ein ziviles Flugzeug zwangsläufig mit einer geringeren Geschwindigkeit aufprallt als ein Militärflugzeug.
- Ob der Absturz eines Militärflugzeuges im Hinblick auf die Stoßbelastung abdeckend ist, hängt nicht nur von der Geschwindigkeit, sondern auch von der Gesamtmasse und von deren Verteilung beim Aufprall ab. Zu diesen letzteren Aspekten wird nichts ausgesagt. Im Hinblick auf Trümmerlasten sowie die Einwirkung von Treibstoffbränden sind Kampfflugzeuge gegenüber Verkehrsflugzeugen nicht abdeckend. Sowohl die Gesamtmasse als auch die mitgeführte Treibstoffmenge kann im letzteren Fall um einen Faktor zehn und mehr höher liegen.

Im Hinblick auf die Folgen eines Flugzeugabsturzes auf einen Behälter wird auf Versuche verwiesen, bei denen ein Projektil mit einer Masse von ca. 1 Mg und einer Geschwindigkeit von ca. 300 m/s auf das Deckelsystem und den Behälterkörper von CASTOR-Behältern geschossen wurde. Der Nachweis, dass diese Belastungen abdeckend sind, wurde nicht erbracht.

Bei diesen Experimenten wurde die Leckagerate des Primärdeckels erhöht. Auf dieser Basis wurde ein Freisetzungsszenario entwickelt. Die maximal aufgetretene Leckrate wird im Sicherheitsbericht angegeben; nicht jedoch deren genauer zeitlicher Verlauf, die freigesetzte Menge an radioaktiven Stoffen und die genaue Vorgehensweise bei ihrer Ermittlung. Es wird lediglich festgestellt, dass der Störfallgrenzwert lt. Strahlenschutzverordnung in der Umgebung des Lagers eingehalten werde.

Im SB wird nicht angegeben, welche Behältertypen aus der CASTOR-Familie für diese Versuche herangezogen wurden. Eine Auswertung der Literatur zeigt, dass es sich dabei mit hoher Wahrscheinlichkeit um einen verkürzten CASTOR IIa und das Fußstück eines CASTOR Ia handelt (BAM, 1982). Die Übertragbarkeit der Ergebnisse auf jene Behälter, die im Zwischenlager Isar zum Einsatz kommen sollen (insbesondere CASTOR V/19 und V/52), wird im Sicherheitsbericht nicht nachgewiesen.

Ein Treibstoffbrand als Folge eines Flugzeugabsturzes wird im Sicherheitsbericht betrachtet. Dabei wird eine Branddauer von 1 Stunde und eine mittlere Flammentemperatur von 600°C angenommen. Diesem Brand sollen die Behälter standhalten. Es wird nicht nachgewiesen, dass diese Annahmen für den Absturz eines Militärflugzeuges abdeckend sind. Für den Absturz eines großen Zivilflugzeuges sind sie zweifellos nicht abdeckend.

Der Austritt des Moderatormaterials bei langer Branddauer und der damit verbundene Verlust an Abschirmung werden im SB kurz diskutiert. Nicht behandelt werden mögliche Folgen für die Dichtigkeit der Behälter, wenn sich das Moderatormaterial, bedingt durch die Erhitzung, ausdehnt (insbesondere im Hinblick auf die Platte zwischen Primär- und Sekundärdeckel), sowie die mögliche Erhöhung der Brandlasten durch den Austritt des (brennbaren) Moderators.

Für den Verschüttungsfall durch Trümmerteile des Lagergebäudes wird im SB ausgeführt, die erreichten maximalen Bauteiltemperaturen des Behälters lägen unter den Grenztemperaturen der einzelnen Komponenten, so dass die Integrität erhalten bliebe. Dies sollen „Versuche mit einem Behälter vergleichbarer Größe in einer simulierten Verschüttungssituation“ (S. 5.4-3) gezeigt haben. Diese Versuche und der dabei eingesetzte Behälter werden nicht näher beschrieben.

Die Angaben im Sicherheitsbericht sind somit nicht einmal dafür ausreichend, die Beherrschung des Absturzes eines Militärflugzeuges (Phantom) nachzuweisen.

6.3.2 Grundsätzliches zum Schutz gegen Flugzeugabsturz

Der Schutz gegen Einwirkungen von Außen, und insbesondere auch gegen Flugzeugabsturz, soweit gegeben, soll im Brennelementlager ausschließlich durch die Behälter gewährleistet werden. Dem Gebäude wird im SB keine Schutzfunktion zugeschrieben.

Damit wird von dem in der Kerntechnik ansonsten angewandten Mehrfachbarrierenprinzip abgegangen. Im Sinne dieses Prinzips wäre als bestmögliche Vorsorge gegen Gefahren zu fordern, dass das Gebäude gegen Flugzeugabsturz ausgelegt wird. Das bedeutet ausreichende Standfestigkeit, kein Durchschlagen von Wänden bzw. Dach und auch kein Abplatzen von Trümmern im Inneren durch die Stoßwirkung.

Eine solche Auslegung hätte überdies den Vorteil, dass Fälle wie die Wärmeabfuhr aus einem zum Teil zerstörten Gebäude mit durch Trümmer verschütteten Behältern im Lager im Rahmen des von der Auslegung Abgedeckten nicht untersucht werden müssten. Derartige Untersuchungen sind sehr komplex; sie sind daher auch schwer überprüfbar und lassen Spielraum für willkürliche Annahmen und nicht notwendigerweise begründete Übertragungen experimenteller Ergebnisse.

Weiterhin wäre bei Abstürzen, bei denen das Dach nicht zerstört wird und auch keine Risse bekommt, das Eindringen von Kerosin in die Halle zumindest sehr erschwert. Es wäre noch durch die Lüftungsöffnungen denkbar, wogegen gezielte Maßnahmen ergriffen werden könnten. Die ebenfalls komplexe Untersuchung langer Treibstoffbrände im Lager könnte u.U. ebenfalls unterbleiben.

Der Schutz gegen Flugzeugabsturz ist bei dem WTI-Hallenkonzept, wie es in Isar vorgesehen ist, besonders schlecht und bleibt auch noch hinter dem Standard des bei den norddeutschen Zwischenlagern geplanten STEAG-Konzeptes zurück.

Im Abschnitt 3.5 wird näher auf die Frage des Konzeptes für die Zwischenlager-Halle und den derzeitigen Stand der Technik auf diesem Gebiet eingegangen.

6.3.3 Gefahren durch Absturz von Kampfflugzeugen

Es ist nicht zweifelsfrei nachgewiesen, dass die Behälter bei unfallbedingten Belastungen tatsächlich den postulierten Standard erfüllen. Oben wurde bereits darauf hingewiesen, dass bei den Beschussversuchen an CASTOR-Behältern u.a. die Übertragbarkeit auf die im Zwischenlager vorgesehenen Behälter nicht nachgewiesen wurde. Im Abschnitt 3 wird dies näher behandelt und darüber hinaus gezeigt, dass auch für andere Lastfälle die ausreichende Belastbarkeit dieser Behälter durch die durchgeführten Untersuchungen nicht ausreichend belegt wird.

Selbst unter der Annahme, dass der postulierte Standard der Behälter erfüllt wird, bleiben Lücken im Sicherheitsnachweis. Beim Absturz eines Militärflugzeuges wird eine mögliche Waffenlast (Raketen, Bomben, Munition), die ein solches Flugzeug mit sich führen kann, nicht berücksichtigt. Weiterhin ist der Auslegung gegen Absturz eines Militärflugzeuges eine

Maschine vom Typ Phantom II RF-4E zugrundegelegt. Dies kann für andere Typen wie MIG-29 oder Eurofighter als abdeckend angesehen werden, nicht jedoch für Tornado oder bestimmte Varianten der F-15, die schwerer und z.T. im Tiefflug auch schneller sind als die Phantom (RICHARDSON, 1985; MÜLLER, 2001).

6.3.4 Absturz von Verkehrsflugzeugen

- Verkehrsflugzeuge haben im Allgemeinen eine erheblich größere Masse und führen einen erheblich größeren Vorrat an Treibstoff mit als Kampfflugzeuge. In der folgenden Tabelle sind die Daten einiger typischer Verkehrsflugzeuge im Vergleich zu Kampfflugzeugen zusammengestellt (AIRBUS, 2001; BOEING, 2001; MÜLLER, 2001; RICHARDSON, 1985; USAF, 2001):

Flugzeugtyp	Max. Startgewicht in [kg]	Max. Treibstoffvorrat in [l]
Kampfflugzeuge:		
F-4E Phantom II	26.309	6.000 +)
F-15E	36.741	7.000 +)
Verkehrsflugzeuge:		
Boeing 737-600	65.090	26.035
Boeing 747-400	396.890	216.840
Boeing 767-400 ER	204.120	90.770
Airbus A-320	77.000	29.660
Airbus A-340-600	365.000	194.880
Airbus A-380-F	590.000	310.000

+) Schätzwerte anhand verschiedener, voneinander abweichender Angaben im Internet; ohne externe Zusatztanks.

Mit Ausnahme des Airbus A-380 sind alle diese Flugzeugtypen bereits im Einsatz. Beim Airbus A-380 wird mit dem Beginn der kommerziellen Nutzung im Jahr 2006 gerechnet.

Die angegebene Treibstoffmenge entspricht der Tankfüllung vor dem Start. Der Verbrauch in der Start- und Steigphase ist zwar anteilmäßig (pro zurückgelegtem Kilometer) besonders hoch. Dennoch bewirkt diese Phase insbesondere bei Langstreckenflugzeugen keine nennenswerte Reduzierung des Tankinhaltes.

Bei einer Boeing 747 beträgt beispielsweise der Verbrauch auf den beiden ersten Kilometern beim Start 470 l Kerosin, im Steigflug hierauf 34 l/km (DLR, 1999). Damit sind in ca. 100 km Abstand von der Startbahn gerade ca. 2 % des Treibstoffes verbraucht (bei voll gefüllten Tanks vor dem Start).

Auch bei einer niedrigeren Aufprallgeschwindigkeit führt ein großes oder auch ein mittleres Verkehrsflugzeug wie der Airbus A-320, wie die obige Tabelle zeigt, zu einer erheblich stärkeren Stoßlast auf ein Gebäude als ein Kampfflugzeug. Die Aufprallfläche ist ebenfalls erheblich größer, so dass die Penetrationswirkung nicht im gleichen Maße stärker ist. Andererseits ist zu berücksichtigen, dass die Triebwerke des Verkehrsflugzeuges in der Wirkung mehreren kompakten Geschossen mit einigen Tonnen Masse vergleichbar sind. Insgesamt ist also mit einer deutlich stärkeren Stoßwirkung durch das Verkehrsflugzeug zu rechnen.

Die Auswirkungen durch Trümmerflug und durch Kerosin-Brand gehen beim Absturz eines Verkehrsflugzeuges offensichtlich sehr viel weiter als beim Absturz eines Kampfflugzeuges. Bei Treibstoffmengen in der Größenordnung von Hunderttausenden Litern sind mehrstündige, heiße Feuer zu befürchten.

Weder zur Stoßbelastungswirkung, noch zu den Effekten der Trümmer und möglichen Brand-Szenarien nach Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs wurden in Deutschland bisher Untersuchungen durchgeführt. Dies betrifft sowohl den unfallbedingten wie den gezielten Absturz.

Für unfallbedingte Abstürze von Verkehrsflugzeugen geht die deutsche Reaktorsicherheitskommission von geringeren Aufprallgeschwindigkeiten aus und erwartet daher, dass Strukturen, die gegen den Absturz eines Phantom-Jet ausgelegt sind, im Falle einer mittelgroßen Maschine auch solchen Abstürzen widerstehen könne. Für den Fall großer Verkehrsflugzeuge bzw. gezielter Angriffe werden von der Kommission vertiefende Analysen gefordert (RSK, 2001).

Belastbare Nachweise liegen jedoch auch für unfallbedingte Abstürze mittlerer Verkehrsflugzeuge nicht vor. Es ist daher davon auszugehen, dass beim Absturz eines Verkehrsflugzeuges in jedem Fall das Gebäude relativ schwer beschädigt wird und große Mengen an Treibstoff in das Gebäude gelangen.

Eine Berücksichtigung niedriger Aufprallgeschwindigkeiten als wesentlich schadensmindernd kann zum jetzigen Zeitpunkt nur als spekulativ angesehen werden.

Eine Überdeckung von Behältern mit Trümmern, die über die im Sicherheitsbericht betrachtete, nicht vollständige Überdeckung hinausgeht kann nicht ausgeschlossen werden. In diesem Falle können höhere Behältertemperaturen erreicht werden als die im SB angegebenen 180° C Oberflächentemperatur.

Der Grund für die gravierenden Defizite, die bei der Untersuchung von Abstürzen von Verkehrsflugzeugen bestehen, ist die bis vor kurzem angenommene sehr geringe Wahrscheinlichkeit solcher Abstürze.

Allgemein wurde davon ausgegangen, dass relevante Absturzwahrscheinlichkeiten von Verkehrsflugzeugen lediglich in der Start- und Landephase bestehen, also allenfalls in der unmittelbaren Umgebung von kommerziellen Flughäfen von Bedeutung sind. Ansonsten wurde von praktisch vernachlässigbaren Wahrscheinlichkeiten ausgegangen, wie z.B. folgende Aussagen aus jüngster Vergangenheit belegt: *„Fakt ist aber auf jeden Fall, dass für sonstige Flugzeuge, also diese Großraumflugzeuge und so etwas, die Absturzwahrscheinlichkeiten viele Größenordnungen niedriger [als jene von Kampfflugzeugen] liegen ...“* (RINKLEFF, 1999).

Dies würde einer Absturzwahrscheinlichkeit für Verkehrsflugzeuge entsprechen, die im Bereich von 10^{-10} bis 10^{-12} pro Jahr liegt. Eine solche Annahme lässt sich heute nicht mehr aufrechterhalten.

6.3.5 Besondere Bedeutung für den Standort Isar

Für den Standort Isar hat sowohl die Gefährdung durch den Absturz von Kampfflugzeugen, als auch jene durch den Absturz von Verkehrsflugzeugen eine große Bedeutung.

In der Umgebung des Standortes ist mit besonderer Flugtätigkeit von Kampfflugzeugen zu rechnen. Laut Sicherheitsbericht befindet sich eine Nachttiefflugstrecke in der Nähe; die kürzeste Entfernung vom Standort beträgt 4 km.

Der große Zivilflughafen München befindet sich in 46 km Entfernung in WSW-Richtung. Wenige Kilometer vom Standort entfernt befindet sich ein VOR-Funkfeuer (VOR = Very High Frequency Omni Directional Range), das an- und abfliegenden Flugzeugen zur Orientierung dient. Eine der Abflugrouten des Münchner Flughafens führt östlich an Landshut vorbei und liegt damit in unmittelbarer Nähe des Standortes. Auch eine Warteschleife geht östlich an Landshut vorbei (WURZBACHER, 2001).

In den letzten Jahren nahmen Passagieraufkommen sowie Anzahl der Starts und Landungen auf dem Flughafen München kontinuierlich zu. In naher Zukunft wird die Flugtätigkeit nochmals drastisch steigen. Terminal 2 im Münchner Flughafen wird ausgebaut, die Abfertigungskapazität für Passagiere soll ab 2003 nahezu verdoppelt sein (FM, 2001).

Damit ist schon unfallbedingte Gefährdung durch den Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs nicht zu vernachlässigen; die Wahrscheinlichkeit dafür ist höher anzusetzen als der o.g. Bereich.

Dazu kommt die Gefahr von Terroranschlägen. Angesichts der Nähe des Münchner Flughafens und insbesondere der Warteschleife können sich Verkehrsflugzeuge rasch und ggf. auch unauffällig dem Standort nähern. Zur Landung anstehende Maschinen in der Warteschleife müssen dabei keineswegs geringen Tankinhalt haben. Es kann sich auch um Flugzeuge handeln, die nach kurzer Flugstrecke aufgrund von (tatsächlichen oder vorgetäuschten) technischen Problemen in München landen sollen bzw. dies vorgeben.

Daher wird in Kapitel 7 das Unfallszenario ‚Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs auf das Zwischenlager‘ näher betrachtet. Dabei wird deutlich, dass es in diesem Falle zu erheblichen radioaktiven Freisetzungen kommen kann.

6.4 Einwirkungen Dritter (terroristische Angriffe)

6.4.1 Darstellung im Sicherheitsbericht

Im SB wird zu dem Thema lediglich festgestellt:

„Die Transport- und Lagerbehälter sind bereits durch ihre Auslegung, Abmessungen und Gewichte gegen Einwirkungen Dritter geschützt.“ (S. 91)

Darüber hinaus wird noch erwähnt, dass es administrative und technische Maßnahmen zum Schutz des Lagers gäbe, die in einem gesonderten Bericht zusammengestellt sind.

In der Folge wird gezeigt werden, dass die Behälter keineswegs ausreichenden Schutz gegen Einwirkungen Dritter bieten. Dabei beschränkt sich die Diskussion auf die möglichen Belastungen der Behälter und deren Folgen, also auf rein technische Fragen. Es werden ausschließlich allgemein zugängliche Informationen verwendet.

6.4.2 Mögliche Einwirkungen Dritter

Wichtige Beispiele für mögliche terroristische Angriffe sind.

- Herbeiführung eines Flugzeugabsturzes auf das Zwischenlager
- Eindringen in das Lager und Einsatz panzerbrechender Mittel
- Eindringen in das Lager und Einsatz massiver Sprengmittel
- Beschuss des Lagers und seiner Umgebung von Außen.

Unter Einwirkungen Dritter fallen weiterhin auch Kriegseinwirkungen wie Bombenangriff oder Beschuss mit Cruise Missiles, die zu erheblich schwereren Folgen führen können. Kriegseinwirkungen sollen hier nicht weiter behandelt werden. Es wäre allerdings nicht angebracht, sie als völlig unglaublich und überzogen abzutun. Es sei daran erinnert, dass ein Kernkraftwerk in Mitteleuropa – die Anlage in Krsko (Slowenien) – Anfang der 90er Jahre ernsthaft durch Kriegshandlungen bedroht war (STRITAR et al., 1993). Diese Anlage liegt nur ca. 80 km von der heutigen Außengrenze der Europäischen Union entfernt.

Aufgrund der speziellen Gegebenheiten am Standort, der an der Donau flussabwärts von drei Staustufen liegt (GUENZBURG, 2001), ist weiterhin die Frage von Interesse, welche Auswirkungen ein Terrorangriff (Sprengung) auf einen stromaufwärts gelegenen Staudamm auf das Zwischenlager haben könnte. Bei einer Flutung des Standortes können die Folgen komplex sein, bis hin zu Umstürzen von Behältern und Zusammenbruch des Gebäudes. Diese Frage kann hier nicht im Einzelnen weiterbehandelt werden.

6.4.3 Herbeigeführter Flugzeugabsturz auf das Zwischenlager

Wie oben ausgeführt, treten beim Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges Belastungen auf, welche die im Sicherheitsbericht betrachteten Lastfälle weit überschreiten können, insbesondere im Hinblick auf einen Kerosinbrand. Bezüglich der Folgen kann auf das Unfallszenario in Abschnitt 6 verwiesen werden.

Für den Ablauf und die Folgen ist es unerheblich, ob ein Absturz unfallbedingt oder gezielt erfolgte. Bei unfallbedingtem Abstürzen sind niedrigere Aufprallgeschwindigkeiten sowie ein geringerer Tankinhalt wahrscheinlicher. Davon kann jedoch mangels einer belastbaren Datenbasis kein Kredit genommen werden.

Im Hinblick auf die Wahrscheinlichkeit fanden bei den bisher postulierten, sehr niedrigen Werten (s. oben) lediglich unfallbedingte Abstürze Berücksichtigung. In der gegenwärtigen Situation sind für bewusst herbeigeführte Abstürze sehr viel höhere Wahrscheinlichkeiten zu befürchten.

Auch Kernkraftwerke könnten ein Ziel terroristischer Angriffe sein. Solche Angriffe könnten erfolgen, um radioaktive Stoffe freizusetzen, aber auch, um die Elektrizitätsversorgung eines Landes lahm zu legen, wobei Freisetzungen möglicherweise als Nebenwirkungen in Kauf genommen werden oder sogar ‚erwünscht‘ sind. Die Gefährdung des Zwischenlagers wird nicht geringer dadurch, dass sich zwei Reaktoren als weitere und u.U. ‚attraktivere‘ Ziele in der unmittelbaren Nachbarschaft befinden. Vielmehr besteht die Gefahr, dass Angriffe auf die Kernkraftwerke sich auch auf das Zwischenlager auswirken.

6.4.4 Einsatz panzerbrechender Mittel von innen

Eine Gruppe von Tätern könnte in das Zwischenlager eindringen und von innen mit panzerbrechenden Waffen (Panzermine, Panzerfaust) Behälter beschädigen. Es besteht Konsens darüber, dass die Wand von CASTOR-Behältern durch Hohlladungsbeschuss durchschlagen werden kann. In der wissenschaftlichen Literatur wird von Testergebnissen berichtet, die zeigen sollen, dass die radiologischen Auswirkungen in einem solchen Fall gering seien. Wie in Abschnitt 3 näher ausgeführt, sind diese Berichte jedoch nur von begrenzter Aussagekraft.

Derartige Waffen können von ein bis zwei Personen getragen werden (Gewicht unter 25 kg). Beim Abfeuern von der Schulter in der Halle gefährdet sich der Schütze selbst, was jedoch nicht unbedingt eine ausreichende Abschreckung darstellen muss. Dies wird vermieden bei Waffen, die aus größerer Entfernung, z.B. über Kabel, ausgelöst werden können (Panzerabwehrminen).

Es gibt panzerbrechende Waffen, die bis zu 400 mm (M136AT-4, Schweden), 600 mm (Javelin, USA), 700 mm (Panzerfaust 3, Deutschland), bzw. 900 mm (Eryx (drahtgesteuert), Frankreich) Panzerstahl durchschlagen können (PANZERLEHR, 2001). Von weniger festem Gussstahl könnten noch erheblich größere Dicken durchschlagen werden. Die Wand eines CASTOR-Behälters hat eine Stärke von etwa 400 mm.

Ein derartiges Geschoss von etwa 15 cm Durchmesser, hat die Behälterwand bereits durchdrungen, während die Explosion der Hohlladung noch andauert. Dies führt zu einer heftigen

Explosionswirkung im Inneren des Behälters, verbunden mit Pulverisieren einiger Zehntelprozent des Inventars. Außerdem kommt es durch die heißen Explosionsgase sowie durch aus den zerstörten Hüllrohren freigesetzte Spaltgase zur Bildung eines Überdrucks im Behälter. Die Folge ist die Freisetzung eines nennenswerten Anteils des zerstörten Brennstoffes. Das Niederschlagen größerer, schwerer Teilchen in der unmittelbaren Umgebung erzeugt eine sehr stark verstrahlte Zone, in der Dosisleistungen in der Größenordnung von 1 Sv/h nicht auszuschließen sind. Zutritt und Reinigungsarbeiten sind also praktisch unmöglich. Darüber hinaus ist damit zu rechnen, dass feinere Aerosole als radioaktive Wolke freigesetzt werden, die sich weiter ausbreitet.

Die weiteren Konsequenzen können hier nicht im Einzelnen behandelt werden. Jedoch wird aus den obigen Ausführungen bereits klar, dass ein derartiger Anschlag schwerwiegende Folgen für das gesamte Standortgelände hätte und auch die Sicherheit der Kernkraftwerke beeinträchtigen könnte.

6.4.5 Beschuss des Lagers und seiner Umgebung von außen

Die Zerstörung eines CASTOR-Behälters durch Beschuss des Lagers von außen stellt einen erheblich komplizierteren Vorgang dar als ein Angriff von innen. Es ist nicht möglich, die Behälter direkt mit einer panzerbrechenden Waffe zu treffen. Vielmehr wäre es zunächst erforderlich, die Wand der Lagerhalle soweit zu beschädigen, dass sich keine Barrieren zwischen dem Täter und den Behältern befinden und die Behälter visuell anvisiert werden können.

Verwundbarer gegenüber Beschuss von außen sind Behälter allerdings während des internen Transportes vom Kernkraftwerk zum Zwischenlager. Ein direkter Beschuss mit einer panzerbrechenden Hohlladungsgranate wäre in einer solchen Situation möglich.

Unabhängig von der Plausibilität dieser Szenarien wäre bei ihrem Eintreten mit Freisetzungen zu rechnen, wie sie oben für den Fall eines Beschusses von innen dargestellt wurden. Insbesondere die Zerstörung eines Behälters auf dem Transport würde zu einer äußerst schwerwiegenden Kontamination des Standortgeländes führen.

Die Kriterien aus IAEA INFCIRC/225/Rev.4 sollten in dieser Hinsicht erfüllt werden. Ein entsprechender Nachweis liegt nicht vor. [INFCIRC 225]

6.5 Risikoerhöhende Faktoren

Verschiedene Faktoren erhöhen, insbesondere auf längere Sicht, die Gefahren, die von dem Zwischenlager ausgehen.

6.5.1 Radioaktives Inventar

Für das Zwischenlager wurde lt. Sicherheitsbericht eine Kapazität von 2.250 Mg Schwermetall beantragt.

Die aufgrund der vorgesehenen Laufzeiten gemäß Energiekonsens erforderliche Kapazität läge bei ca. 310 Mg, wenn das Nasslager (Lagerbecken im Reaktorgebäude) voll genutzt wird. Wenn der gesamte zukünftige Anfall an abgebranntem Brennstoff im Zwischenlager eingelagert würde, ergäbe sich eine Anforderung von ca. 1.050 Mg, bei kompletter Räumung

der Nasslager (die aus technischen Gründen keineswegs sofort bei Stilllegung des Kernkraftwerkes erforderlich wird) ca. 1.450 Mg (eigene Abschätzung gemäß BUNDESREGIERUNG (2000) und GRS (2001) unter Berücksichtigung der Kapazität der Lagerbecken und deren derzeitige Belegung mit voll- und teilabgebrannten Brennelementen, wobei davon ausgegangen wurde, dass die teilabgebrannten Brennelemente nochmals zum Einsatz gelangen).

Die beantragten Mengen können also auf jeden Fall nur erreicht werden, wenn die Anlagen länger laufen als im Basisfall des Energiekonsens vorgesehen, z.B. durch Übertragung von Laufzeiten von älteren Anlagen auf die Blöcke am Standort.

Je größer das im Zwischenlager eingelagerte Inventar, desto größer können bei schweren Unfällen die radioaktiven Freisetzungen sein. Nach der Stilllegung der Kernkraftwerke könnte die Lagerung eines Teiles des Inventars im Zwischenlager, eines Teils in Lagerbecken des Reaktors durch die damit erreichte räumliche Trennung die Sicherheit gegen Flugzeugabsturz erhöhen.

6.5.2 Ungeklärte Endlagerung

Zur Zeit existieren in Deutschland keine verbindliche Vorgehensweise und keine verbindliche Planung für die Errichtung eines Endlagers für abgebrannte Brennelemente. Für das Endlager Gorleben besteht ein Moratorium, das Vorgehen zum Finden neuer Standorte wird z.Zt. erst geklärt. Die Bundesregierung arbeitet darauf hin, dass ein Endlager im Jahr 2030 zur Verfügung steht (AKEND, 2001).

Schon bei einer Verschiebung dieses Zeitpunktes um wenige Jahrzehnte, was angesichts der bisherigen Geschichte der Endlagerplanung und -errichtung in Deutschland nicht unwahrscheinlich erscheint, müsste das Lager länger als 40 Jahre ab Einlagerung der ersten Behälter betrieben werden (lt. Sicherheitsbericht soll für keinen Behälter eine Lagerzeit von 40 Jahren überschritten werden). Zusätzliche Maßnahmen würden erforderlich, die mit dem Hantieren des Brennstoffs und damit zusätzlichen Gefahren verbunden sind.

Außerdem bedeutet jedes Jahr, in dem das Zwischenlager mangels Endlager weiter betrieben werden muss, eine Fortschreibung der Risiken für ein weiteres Jahr, bei gleichzeitigen sicherheitstechnischen Verschlechterungen durch Alterung.

6.5.3 MOX-Brennelemente

Die Wärmeentwicklung von Mischoxid-(MOX-)Brennelementen, die ebenfalls im Zwischenlager eingelagert werden sollen, ist erheblich höher als die von Uran-Brennelementen. Lt. Sicherheitsbericht liegt sie nach 40 Jahren Abklingzeit bei mehr als dem doppelten Wert.

Es ist davon auszugehen, dass – abhängig von dem später gewählten Endlager-Konzept – MOX-Brennelemente u.U. erst erheblich später in ein Endlager verbracht werden können, selbst wenn ein solches planmäßig zur Verfügung steht, um den Wärmeeintrag in die geologische Formation unter den erforderlichen Grenze zu halten. Dies kann zu einer Verlängerung der Lagerzeit für MOX-Brennelemente und damit auch zu einer Verlängerung des Zeitraums, in dem Gefahren von dem Standort ausgehen können, führen.

6.5.4 Alterungsvorgänge

Alterungsvorgänge im Dichtungsbereich des Behälters, z.B. in Verbindung mit Korrosion (vgl. Abschnitt 2) können dazu führen, dass die Versagensanfälligkeit der Dichtungen bei Unfällen steigt.

Während also bei der Lagerung über Jahrzehnte einerseits das Gefahrenpotenzial durch radioaktiven Zerfall und Verringerung des radioaktiven Inventars absinkt, kann andererseits die Unfallgefahr durch Alterungsvorgänge erhöht werden.

6.6 Mögliche Belastungspfade für Österreich

Angesichts der dargestellten Möglichkeiten von Unfällen mit erheblichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe wird deutlich, dass derartige Freisetzungen das österreichische Staatsgebiet in relevanten Mengen kaum anders als auf dem Luftpfad erreichen können.

Direkte Freisetzungen auf dem Wasserpfad können aus technischen Gründen praktisch nicht eintreten. Indirekt wären derartige Freisetzungen beispielsweise bei einem langen, schweren Brand denkbar, der zu Freisetzungen in die Luft führt, die sich z.T. im Bereich des Lagers niederschlagen und so in das Löschwasser gelangen können.

Ein Versickern von kontaminiertem Löschwasser oder anderen kontaminierten Flüssigkeiten auf dem Standortgelände kann jedoch kaum zu einer Beeinträchtigung des österreichischen Staatsgebietes kommen. Falls geringe Mengen an Radionukliden in die Donau gelangen, hätte dies für Österreich ebenfalls kaum relevante Folgen, angesichts der Verdünnungseffekte und der Staustufen, die sich stromabwärts vom Standort befinden.

6.7 Quellenangaben zu Kapitel 6

AIRBUS, 2001: Website des Airbus-Konsortiums, www1.airbus.com, eingesehen am 15.10.2001

BOEING, 2001: Website von Boeing, www.boeing.com, eingesehen am 15.10.2001

BAM, 1982: Bundesanstalt für Materialprüfung: Beurteilung behälterspezifischer Fragen der trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in einem Transportbehälterlager bei Gorleben; Gutachten Az. 1.02/3022, Berlin, November 1982

BUNDESREGIERUNG, 2000: Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000

DLR, 1999: Deutsches Zentrum für Luft- und Raumfahrt, Pressestelle, Presseerklärung vom 24.06.1999 (auf Website des Hamburger Abendblattes, www.abendblatt.de)

DROSTE, 2001: Droste, B.: Bauartprüfung, Qualitätssicherung und Sonderversuche mit CASTOR-Behältern; Fachtagung Standortnahe Zwischenlager, Hotel Bristol, Bonn, 14.-15. März 2001

FM, 2001: Pressemitteilung der Flughafen München GmbH vom 04.07.2001 sowie weitere Angaben auf der Website des Münchner Flughafens (www.munich-airport.de)

GRS, 2001: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Entsorgung abgebrannter Brennelemente aus den Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland – Ergebnisse der Länderumfrage vom 31.12.2000; Arbeitsbericht der GRS für das Bundesamt für Strahlenschutz, Auftrags-Nr. 856400-2, Juni 2001

GUENZBURG, 2001: Website des Landkreises Günzburg, www.landkreis-guenzburg.de, eingesehen am 25.10.2001

INFCIRC IAEA INFCIRC/225/Rev.4 <http://www.iaea.org>

KKI, 2001: E.ON Kernkraft GmbH: Sicherheitsbericht Brennelementlager ISAR (KKI BELLA), Stand 02/2001

KKU, 2000: E.ON Kernkraft GmbH: Sicherheitsbericht für das Zwischenlager Kernkraftwerk Unterweser (ZL-KKU) am Kernkraftwerk Unterweser, Stand 09/2000

LANGE & PRETZSCH, 1994: Lange, F. & Pretzsch, G.: Experimental Determination of UO₂-Release from a Spent Fuel Transport Cask after Shaped Charge Attack; Nuclear Materials Management, 35th Annual Meeting Proceedings, Naples, Florida, July 17-20, 1994, Volume XXIII, 408-413

MÜLLER, 2001: Müller, C.: Flugzeuge der Welt 2001; Motorbuch Verlag, Stuttgart 2001

PANZERLEHR, 2001: Private Website der „Panzerlehrabteilung“, eines Vereins von Wehrtechnik-Experten (www.panzerlehr.de). Die über panzerbrechende Waffen angegebenen Daten stammen nach Angabe des Autors vom Bundesamt für Wehrtechnik und Beschaffung, Koblenz, sowie von den Unternehmen Dynamit-Nobel, Raytheon Missiles und EADS. Eingesehen am 16.10.2001.

RICHARDSON, 1985: Richardson, D.: Kampfflugzeuge Heute und Morgen; Motorbuch-Verlag/Verlag Stocker-Schmid, Stuttgart/Zürich 1985

RINKLEFF, 1999: Aussage des Sachverständigen Dr. Rinkleff, TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt, auf dem Erörterungstermin für das Standort-Zwischenlager Lingen, 17.12.1999 (lt. Wortprotokoll, Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter, 2000, S. 3-49)

RSK, 2001: Reaktorsicherheitskommission (RSK): Erste Stellungnahme der RSK – Sicherheit deutscher Atomkraftwerke gegen gezielten Absturz von Großflugzeugen mit vollem Tankinhalt; 344. Sitzung der RSK, 11.10.2001

STRITAR et al., 1993: Stritar, A.; Mavko, B.; Susnik, J. & Sarler, B.: Some Aspects of Nuclear Power Plant Safety under War Conditions; Nuclear Technology, Vol. 101, Feb. 1993, 193-201

USAF, 2001: Website der U.S. Air Force, www.af.mil/news/factsheets/, eingesehen am 15.10.2001

7 CÄSIUM-FREISETZUNG NACH ABSTURZ EINES VERKEHRSFLUGZEUGES

7.1 Einleitung

Der Absturz eines Verkehrsflugzeuges und daraus möglicherweise resultierenden Brände bei hoher Temperatur und langer Dauer werden bei der Sicherheitsanalyse von Brennelemente-Zwischenlagern bisher ausgeschlossen. Aufgrund der nicht erfolgten Gebäudeauslegung gegen Flugzeugabsturz ist in Teilen des Lagerbereiches ein Kerosinbrand möglich, der deutlich höhere Lasteinträge verursachen kann als die für „normale“ Brände unterstellten 800 °C über 30 Minuten bzw. der im Sicherheitsbericht angenommenen 600 °C über eine Stunde (s. Kapitel 3.5). Die einzige wirksame Barriere gegen Einwirkungen von Außen stellt die Behälterwand bzw. das Deckelsystem dar. Die Transportbehälter sind lt. Vorschriften gegen ein „800°C, 30 Minuten“ Standardbrand auszulegen. An dieser Stelle soll ermittelt werden, ob der Absturz eines Verkehrsflugzeuges einen qualitativ anderer Belastungsfall für die Behälter verursacht und welche Folgen damit verbunden sind. Die angestellten Betrachtungen haben sowohl für das Standort-Zwischenlager Isar als auch für das Standort-Zwischenlager Gundremmingen Gültigkeit.

Die Auswirkung eines Unfalles wird überwiegend durch die relativ flüchtigen Cäsiumisotope bestimmt, die sich nach der Freisetzung auf dem Boden ablagern und über Jahrzehnte eine Ganzkörperbelastung durch Gamma-Bodenstrahlung verursachen. In diesem Abschnitt werden die Freisetzungsmengen von Cs-137 (Halbwertszeit 30,2 Jahre) quantifiziert. Die Freisetzungsmengen werden beispielhaft für das Behälterinventar eines CASTOR V/19 (mit 19 DWR-Brennelementen) ermittelt.

Das hier dargestellt Unfallszenario ist jedoch auch auf Behälter vom Typ CASTOR V/52 (mit 52 SWR-Brennelementen) übertragbar, wie folgende kurze Aufzählung zeigt:

- Das Aufheizverhalten beider Behältertypen ist gleich, da der Aufbau praktisch gleich ist (der Typ V/52 hat eine etwas geringere Masse).
- Die Dichtungssysteme sind identisch; ein Versagen wird also bei gleichen Temperaturen erfolgen.
- Der Innendruck in den Brennstäben liegt im gleichen Bereich (bei kalten, abgebrannten Brennelementen bei rd. 20 bar).
- Die Abbrände sind praktisch gleich (max. 75 GWd/t bei SWR-Brennstoff, max. 78 GWd/t bei DWR-Brennstoff).
- Durchmesser und Hüllrohrdicke der Brennstäbe sind bei modernen Druck- und Siedewasserreaktoren gleich.
- Die Brennstäbe der Siedewasserreaktoren sind ca. 10 % kürzer; dementsprechend ist auch der Innenraum des V/52 bei sonst gleichen Abmessungen um ca. 10 % kürzer.
- Die radioaktiven Inventare pro Tonne Schwermetall sind praktisch gleich. Das Gesamtinventar an Cs-137 in einem CASTOR V/52 ist um rd. 10 % geringer.

Schwankungen in der Größenordnung von einigen 10 % sind bei der freigesetzten Menge beim betrachteten Unfallszenario ohne weiteres möglich, entsprechend Schwankungen beim Brandverlauf im Einzelnen. Die ermittelten Quellterme sind insofern zwangsläufig lediglich als Richtwerte anzusehen. Somit gelten sie im Rahmen der gegebenen Genauigkeit ebenso für Behälter vom Typ CASTOR V/52 wie V/19.

7.2 Brandszenario

7.2.1 Branddauer

In der Folge eines Flugzeugabsturzes entsteht u.U. ein Brand von großem Ausmaß, in dessen Folge mit einer erheblichen Freisetzung von radioaktivem Material gerechnet werden muss. Es sind umfangreiche Maßnahmen unter hohen Sicherheitsanforderungen erforderlich, um den Brandherd unter diesen Umständen unter Kontrolle zu bringen, insofern muss von einer Branddauer von mehreren Stunden ausgegangen werden. Es ist nicht auszuschließen, dass die Branddauer nur durch die vorhandene Brennstoffmenge determiniert wird (SCHLICH, 1998).

Große Verkehrsflugzeuge haben ihren Treibstoff auf mehrere Tanks verteilt, die sich u.a. in den Tragflächen befinden. Bei dem Aufprall der Maschine auf das Dach des Zwischenlagers wird vermutlich ein Teil des Kerosins verpuffen bzw. explodieren. Die bis zum diesem Zeitpunkt durch Start und Flug (z. B. vom Flughafen München) verbrauchte Treibstoffmenge beträgt bei großen Maschinen ca. 2 % (s. Kapitel 6.3).

Es wird angenommen, dass ca. 50 % der max. Treibstoffmenge eines Verkehrsflugzeuges in einen der beiden Lagerbereiche des Zwischenlagers eindringt und bei einem anschließenden Brand verbrennt. Für eine Boeing B-747 oder eine Airbus A-340 ergibt sich eine Brennstoffmenge von 80 t Kerosin. Ein Brand mit einer größeren Brennstoffmenge von 120 t (z. B. ca. 50% Treibstoff eines Airbus A-380-F) kann nicht ausgeschlossen werden. Weiterhin wird gezeigt, dass auch bei einer Treibstoffmenge von ‚nur‘ 50 t mehrstündige Brände möglich sind.

Die Abbrandgeschwindigkeit [$\text{kg}/\text{m}^2 \cdot \text{min}$], auch Massenabbrandgeschwindigkeit, ist eine aus Brandversuchen ermittelte Größe. Sie gibt an, welche Menge eines brennbaren Stoffes auf einer bestimmten Fläche pro Zeiteinheit verbrennt. In Berechnungen zur Branddauer wird auch die sogenannte lineare Abbrandgeschwindigkeit [m/min] verwendet. Sie gibt die Höhe der in der Zeiteinheit abbrennenden Schicht an, und errechnet sich durch Dividieren der Massenabbrandgeschwindigkeit durch die Dichte des Stoffes (HÄHNEL 1978, 1986).

Der tabellarische Wert der Massenabbrandgeschwindigkeit in Gebäuden beträgt für Kerosin $0,82 \text{ kg}/\text{min} \cdot \text{m}^2$ (HÄHNEL, 1978), in einer Stunde entsprechend $49,2 \text{ kg}/\text{m}^2$. Die tabellarischen Werte sind bezogen auf ein Öffnungsverhältnis $n_{\text{O}} = 0,16$. Das Öffnungsverhältnis gibt das Verhältnis der Summe aller im Brandraum vorhandenen Öffnungen zur Grundfläche des Brandraumes an.

Für das Zwischenlager Isar errechnet sich bei einer Grundfläche des Lagebereichs 1 von 1150 m^2 mit $n_{\text{O}} = 0,16$, die Summe der Öffnungen zu 184 m^2 , für den Lagerbereich 2 von 1250 m^2 entsprechend zu 200 m^2 . Vor dem Störfall sind nach eigener Abschätzung im Dach und an der Längsseite Öffnungen von max. 80 m^2 Fläche vorhanden.

Die Verhältnisse im Zwischenlager Gundremmingen sind weitgehend ähnlich.

Angesicht der nach einem Absturz vorhandener Lagergeometrie (zusätzliche Öffnung im Dach) ist in beiden Fällen der Wert von $0,82 \text{ kg}/\text{min} \cdot \text{m}^2$ für die Abbrandgeschwindigkeit plausibel. Damit können sich bei den angenommenen Branddauern und Treibstoffmengen folgende Brandflächen ergeben.

Tabelle 1: Mögliche Brandflächen in Abhängigkeit von Treibstoffmenge und Zeit

Stunde	kg/m ²	[m ²] bei 50 t	[m ²] bei 80 t	[m ²] bei 120 t
1	49,2	1.016	1.626	(2.439)
2	98,4	508	813	1.220
3	147,6	339	542	813
4	196,8	254	407	610
5	246	203	325	488
6	295,2	169	271	407
7	344,4	145	232	348

Aus Tabelle 1 wird ersichtlich, dass Branddauern von mehreren Stunden bei Berücksichtigung der betrachteten Treibstoffmengen auf großen Flächen potenziell möglich sind. In der Folge werde Brände von fünf bzw. drei Stunden Dauer genauer betrachtet.

Bei einer Treibstoffmengen von 80 t ergibt sich bei einer Branddauer von fünf Stunden eine Brandfläche von 325 m², bei drei Stunden eine Brandfläche von 542 m². Auf diesen Flächen befinden sich bei Berücksichtigung der Behälteraufstellung in dem Lagerbereich 20 bzw. 36 Behälter. Als Begrenzung der Brandflächen in zwei Richtungen wurden die Mauern des Lagerbereichs angenommen.

Bei größeren Abbrandgeschwindigkeiten wird bei den ausgewählten Branddauern davon ausgegangen, dass die Brandfläche und somit die Anzahl der betroffenen Behälter entsprechend kleiner ist. Bei einer Abbrandgeschwindigkeit von 3 mm/min ergibt sich so z.B. für einen fünfstündigen Brand eine Fläche von 111 m² (entspricht 8 Behältern).

Die Variation der Brandflächen bei Zunahme der Abbrandgeschwindigkeit ist bei Betrachtung des Störfallszenarios plausibel. Bei der Abbrandgeschwindigkeit von 0,82 kg/min*m² wird von einem Gebäude mit einer großen Öffnung im Dach ausgegangen. Die Erhöhung der Abbrandgeschwindigkeit mit steigender Öffnung im Gebäude entspricht einem höheren Zerstörungsgrad des Gebäudes. In diesem Fall ist eine Begrenzung der Brandfläche durch die entstandenen Trümmer möglich, d.h. die potenziell mögliche Begrenzung des Brandes auf eine kleinere Fläche des Lagerbereichs.

Vorstellbar ist im Verlauf des Störfalles weiterhin, dass durch die Zerstörung des Gebäudes Behälter verschüttet werden und so dem Brand nicht oder kaum ausgesetzt sind. Auch in diesem Fall ändert sich nicht die Annahme zur Branddauer, sondern die Anzahl der betroffenen Behälter.

Die maximale Behälteranzahl der in dem gewählten Unfallszenario eines fünfstündigen Brandes betroffenen Behälter beträgt 20, bei einem dreistündigen Brand können nach o.g. Annahmen bis zu 36 Behälter betroffen sein.

Die für die thermische Belastung der Behälter relevante Wärmemenge ist dem Produkt aus Abbrandgeschwindigkeit und Brandfläche proportional. Bei der hier gemachten Annahme bleibt das Produkt konstant.

7.2.2 Flammentemperatur

In den IAEA-Richtlinien wird bei einem Brand eine mittlere Flammentemperatur von 800 °C angenommen. Die IAEA-Anforderungen orientieren sich an den bei schweren Unfällen auftretenden Belastungen, erfüllen aber nicht den Anspruch, jede mögliche Unfallbelastung abzudecken. Dass dies nicht der Fall ist, wurde in verschiedenen Studien belegt. Nach einer Studie von "ECO-Engineering" in den USA werden häufig Flammentemperaturen von bis zu 1.100 °C erreicht (zitiert in (LYMAN, 1994)).

Die thermische Lastannahme für den Transport von Lagerbehältern, ein kurzer Temperaturanstieg und dann ein Brand mit konstanter Temperatur von 800°C für 30 Minuten ist insbesondere für einen Brand innerhalb eines Gebäude nicht anwendbar. In GÖK (1991) wurde in diesem Zusammenhang ermittelt, dass bei Mineralölbrände in großen Gebäuden mit Flüssigkeitslachen von 20 – 200 m² mit Temperaturen von 1000°C in der Flammenzone zu rechnen ist.

Flammentemperaturen lassen sich nicht berechnen, sondern basieren auf real gemessenen Werten (GÖK, 1991; HÄHNEL, 1978). Sie sind in erster Linie vom Brandstoff abhängig und erreichen z. B. bei der Verbrennung von Benzin Werte von 1170 °C.

Die Flammentemperatur eines Mineralölbrandes steigt in kurzer Zeit stark an - wenige Minuten nach Brandbeginn ist mit Flammentemperaturen im Bereich von 1000°C zu rechnen – und steigen während des Brandes langsam weiter (GÖK, 1991; PASCH, 1994).

In PSE 8 (1985) wird für die thermischen Behälteranalysen in Übereinstimmung mit der Bundesanstalt für Materialprüfung (BAM) angenommen, dass Feuer mit einer Branddauer von einer Stunde auch Temperaturen von 1000°C erreichen können. Für längere Branddauern wird hingegen eine mittlere Flammentemperatur von 800°C unterstellt. Hierbei wird angenommen, dass durch Flackern und Lodern der Flammen durch Windeinfluss etc. die maximale mittlere Flammentemperatur auf 800°C über den Zeitraum hinweg gesenkt wird (PSE 8, 1985). Bei der Diskussion der in PSE (1985) gemachten Annahmen anhand der diesen zugrundegelegten Literaturangaben kommt GÖK (1990) zu der Feststellung, dass die Beschränkung auf diese Flammentemperaturen und Branddauern willkürlich ist.

Eine Flammentemperatur von 1000°C wird nur bei genügender Sauerstoffzufuhr erreicht. Die Lagerhalle besitzt Zu- und Abluftöffnungen, die einen sich selbständig aufrecht erhaltenden Luftzug erlauben. Da durch den unterstellten Störfall weitere Öffnungen im Zwischenlager entstehen, ist anzunehmen, dass für die Erreichung der hoher Flammentemperaturen ausreichend Sauerstoff vorhanden ist.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass eine Flammentemperatur von 1000°C auch über längere Branddauern realistisch sein kann. In dem hier betrachteten Brandszenario ist ein Absinken der mittleren Flammentemperatur, wie für einen Brand im Freien angenommen wird, in einem – wenn auch teilweise zerstörten – Gebäude nicht plausibel. Berücksichtigt man an dieser Stelle weiterhin, dass die Flammentemperatur eines Mineralölbrandes mit steigender Branddauer ebenfalls steigt, kann von einer Flammentemperatur von 1000°C auch für eine Branddauer von fünf Stunden ausgegangen werden.

Diese Annahme ist auch unter Berücksichtigung des Ausmaßes des Brands (Wärmemenge von 190 MW) und vor allem angesichts der Tatsache, dass die thermische Beanspruchung der Behälter, die nach Möglichkeit nicht unterschätzt werden soll, entscheidend aus der Temperaturhöhe resultiert, gerechtfertigt.

Bei einer Abschätzung der Flammenhöhe aus den nach (PASCH, 1994) aus Videoaufzeichnungen ermittelten Werten von 0,5 - 0,9 für das Verhältnis Flammenhöhe zu Durchmesser ergeben sich auch bei kleiner Brandfläche von z. B 120 m² Flammenhöhen von mindesten sechs Metern. Es kann so davon ausgegangen werden, dass die Behälter vollständig den Flammen ausgesetzt sein können.

Die Festlegung der Flammentemperatur auf 1000°C ist insofern gerechtfertigt, dass für den Fall, dass nicht alle Behälter diesen Flammentemperaturen ausgesetzt sind, die thermische Lastannahme aber trotzdem für einzelne Behälter berechtigt sein wird. Das bedeutet: Bei nicht homogener Verteilung der Flammentemperatur von 1000°C über die Brandfläche bzw. über die betroffenen Behälter, verringert sich nicht die thermische Lastannahme des Brandes auf einen einzelnen Behälter, sondern die max. Anzahl der unter diesen Unfallbedingungen betroffenen Behälter.

7.3 Dichtungsversagen der Behälter

Die von der IAEA festgelegten Anforderungen für Transportbehälter werden vielfach als unzureichend kritisiert. Hauptkritikpunkte sind nicht nur die nicht ausreichende Abdeckung möglicher Unfälleinwirkungen, sondern auch die Möglichkeit der Nachweisführung ohne praktische Tests mit Originalbehältern (FINK & NEUMANN, 1993).

Belastbare Werte für die Versagensgrenzen können vor allem durch realitätsnahe Experimente ermittelt werden. Oft werden jedoch Berechnungen bzw. Abschätzungen mit Hilfe von Modellen zur Vorhersage von Versagensgrenzen verwendet. Bei der Modellierung von Verhältnissen zur Berechnung der Versagensgrenzen müssen immer idealisierte Angaben gemacht werden, die zu erheblichen Abweichungen der Ergebnisse von der Realität führen können.

Mit den für Brände durchgeführten Computersimulationen wird die Verantwortung für die Einhaltung der Sicherheitsanforderungen auf komplizierte Modellierungen und Berechnungen (z.B. zur Wärmeübertragung) übertragen. Die nicht ausreichende Belastbarkeit der Modelle wird von Lyman mit dem Beispiel für die Berechnung stationärer Temperaturprofile für Brennelementbehälter, wo die Abweichungen gegenüber Messungen bei z.T. 60°C lagen, belegt (LYMAN, 1994).

Es ist davon auszugehen, dass im Rahmen der Transportzulassungen für den CASTOR V/19 und den V/52 auch Berechnungen für das sog. Standardfeuer der IAEA durchgeführt wurden. Praktische Feuer tests mit CASTOR-Behälter sind nur aus dem Jahr 1978 bekannt. Unter den damals durchgeführten fünf Versuchen befindet sich nur einer mit einem Behälter in Originalgröße. Drei Versuche wurden mit einem verkleinerten Modell und ein weiterer mit einem Fußstück des Behälters durchgeführt.

In der einschlägigen Literatur und den zugänglichen Gutachten zur Zwischenlagerung des CASTOR V/19 in Gorleben gibt es keine Ausführungen zum thermischen Sicherheitsnachweis. Daher können hier keine Aussagen getroffen werden, ob die Nachweise ausschließlich mit einem Rechenprogramm durchgeführt wurden oder ob Vergleiche mit den Ergebnissen der Feuer tests mit dem CASTOR Ia gezogen wurden (siehe Kapitel 3).

Untersuchungen und Analysen zu den Versagensgrenzen von CASTOR-Behältern wurden vor allem von der Bundesanstalt für Materialprüfung (BAM, 1982) und im Rahmen des Projektes Sicherheitsstudie Entsorgung (PSE 8, 1985) durchgeführt (GÖK, 1990).

Im Rahmen des Projektes Sicherheitsstudien Entsorgung (PSE) 1979 bis 1985 wurde u.a. der Transport von abgebrannten Brennelementen bzw. radioaktivem Abfall in Behältern der Typen CASTOR und TN 1300 auf Straße (PSE 8, 1985) und Schiene (PSE 7, 1985) untersucht. Für die thermischen Belastungsanalyse wird ein 800°C Feuer bei 4 Stunden Branddauer und ein 1000°C Feuer mit einer Stunde Dauer zugrundegelegt.

Bei Untersuchungen zum thermischen Lastfall am CASTOR IIa (Material GGG 40, Gewicht 120 t, Wandstärke ca. 44 cm, Höhe ca. 6 m, Durchmesser ca. 2 m) wurden die Versagensgrenzen bei thermischer Belastung definiert (PSE 8, 1985). Der CASTOR V/19 ist ebenfalls ein monolithischer Körper mit innen liegendem Moderatormaterial aus gleichem Grundwerkstoff und mit ähnlichem Gewicht und Abmessungen (Gewicht 124 t, Wandstärke 42 cm, Höhe ca. 5,9 m, Durchmesser ca. 2,4 m), er ist allerdings für die Einlagerung einer größeren Brennstoffmenge vorgesehen. Die Ergebnisse mit dem CASTOR IIa sind daher nur eingeschränkt auf den CASTOR V/19 (oder den CASTOR V/52) übertragbar.

In PSE 8 (1985) wird bei der thermischen Behälteranalyse des CASTOR IIa angegeben, dass kein Versagen der Metalldichtung in einem 800°C Feuer bei einer Branddauer bis zu 4 Stunden und bei einem 1000°C Feuer bei einer Branddauer von bis zu 2 Stunden eintreten wird. Nähere Angaben zum Temperaturverlauf im Behälter sind nicht vorhanden. Die Rechnungen wurden mit und ohne Stoßdämpfer durchgeführt. Nach Angaben der BAM wird in PSE 8 von Versagensgrenzen der eingesetzten Metalldichtungen von 500 °C bei Kurzzeitbelastung ausgegangen.

Bei der Behälteranalyse der thermischen Belastung eines ebenfalls in den Größenordnungen vergleichbaren Behälters TN1300 in PSE 7 (1985) und im Sicherheitsbericht des Zwischenlagers werden für die Versagensgrenzen der verwendeten Metaldichtungen 400°C bei Kurzzeitbelastung (Zeitintervall von 120 h) und 250 °C bei Langzeitbelastung angegeben.

Nach Auswertung der Literaturangaben wird in GÖK (1990) für die thermische Belastung an einem CASTOR-Behälter im 1000°C Feuer ein Versagen bei ca. 3 Stunden unterstellt, ohne Stoßdämpfer kann ein Versagen auch früher eintreten (GÖK,1990).

Probleme für die Langzeitdichtheit von Behältern mit verpressten Dichtungen sind in Kapitel 3.3.1 ausführlich beschrieben. Eine darauf aufbauende Quantifizierung der Veränderung der Versagensgrenze der Dichtungen mit der Zeit soll hier nicht erfolgen. Es kann aber angenommen werden, dass ein Versagen der Dichtungen je nach Vorgeschichte bei unterschiedlichen Temperaturen möglich ist.

Auch die Auswirkung einer möglichen mechanische Belastungen des Behälters auf die Versagenstemperatur kann nicht ermittelt werden. Es ist zwar relativ unwahrscheinlich, dass in dem behandelten Szenario für mehrere Behälter ein mechanischer Lasteintrag zu unterstellen ist, der zu einem nennenswerten Dichtungsnachlassen führt, aber verminderte Dichtheit bei mehreren Behältern in Abstufungen, sowie das Umkippen oder Zusammenschieben von Behältern ist durchaus wahrscheinlich.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die Versagenstemperatur bei dem untersuchten thermischen Belastungsfall in Zusammenhang mit einem Brand nach Absturz eines Verkehrsflugzeuges im Dichtungsbereich nach drei Stunden bei einem Teil der Behälter und nach fünf Stunden bei fast allen Behältern erreicht wird. Diese Annahme ist nicht unbedingt konservativ. Als Richtwert wird dabei eine Versagenstemperatur der metallischen Dichtungen von ca. 400°C angenommen.

Für die Berechnung der Freisetzungsmengen wird angenommen, dass bei einer Flammentemperatur von ca. 1000°C und einer Branddauer von drei Stunden die Hälfte der Dichtungen und bei einer Branddauer von fünf Stunden alle Dichtungen der auf der Brandfläche befindlichen Behälter versagen.

7.4 Ermittlung der Freisetzung

Ein vollständiger Integritätsverlust des CASTOR ist bei den unterstellten Belastungen nicht zu erwarten. Die Freisetzung aus dem Behälter erfolgt ausschließlich über den Dichtungsbe-
reich. Im Normalbetrieb wird der CASTOR mit Helium bei 0,8 bar befüllt. Erst bei einer Druckerhöhung im Behälter kann es zu einer nennenswerten Aktivitätsfreisetzung kommen. Zu einer solchen Druckerhöhung kommt es durch Temperaturerhöhung und die Freisetzungen aus den Brennstäben. Für die Berechnung der Freisetzungsmengen wird konservativ 100 % Hüllrohrschaden angenommen. Bei einer Behälterinnentemperatur von 400°C errechnet sich der Behälterinnendruck zu 3,35 bar und bei 500°C zu 3,85 bar.

Die Leckraten für den Transportbehälter CASTOR IIa wurden von der BAM ermittelt und sind den Berechnungen der Freisetzungsmengen in PSE (1985) zugrundegelegt. Für ein defektes Deckeldichtungssystem wurde eine Leckrate von 1 mbar·l/s (Blockspaltweite 10 µm) bei einer Temperatur von 273 K und einem Druck von 1,013 bar angegeben. Für das Dichtungssystem des CASTOR V/19 wird bei völligem Versagen des Dichtungssystems dieselbe Leckrate angenommen. Für die Bestimmung der druckabhängigen Leckrate wird in Analogie zum Vorgehen in PSE (1985) von einer laminar viskosen Strömung durch eine „Normpore“ ausgegangen. Die Freisetzungsraten wurden in Abhängigkeit von Druck und Temperatur bestimmt. Der Freisetzungbruchteil aus der Behälteratmosphäre errechnet sich für Cs-137 nach 10 Stunden bei 400°C zu einem Wert von 0,00951 und bei 500°C zu einem Wert von 0,01234.

In PSE (1985) wird eine Freisetzungsdauer von 10 Stunden, bis Dichtungsmaßnahmen einsetzen können, angenommen. Im Sicherheitsbericht wird ein Zeitraum von sieben Tagen, innerhalb dessen Maßnahmen zur Begrenzung und Beendigung der Aktivitätsfreisetzung getroffen werden können, genannt.

Die Temperatur im Behälterinnerraum ist für die Angabe der Freisetzungsmengen wesentlich, da die Cäsium-Konzentration in der Behälteratmosphäre mit der Temperatur stark ansteigt. Die maximale Aktivität des Cs-137 Inventars des CASTOR V/19 wird im Sicherheitsbericht mit $8,60 \times 10^{16}$ Bq angegeben. Die Aktivität des gasförmigen Radionuklids Cs-137 in der Behälteratmosphäre in Abhängigkeit von der Temperatur ergibt sich in Analogie zur Vorgehensweise in TÜV (1995) zu:

Tabelle 2: Cs-137 Aktivität in der Behälteratmosphäre des CASTOR V/19

Temperatur in [°C]	200	300	350	400	450	500	550	600
Aktivität in 10^{12} [Bq]	0,209	66,12	203,86	528,45	1194,77	2419,58	4479,41	7702,06

7.4.1 Cs-137 Freisetzung beim 1000°C/3 h Feuer

Die Behälterinnentemperaturen können aus den verfügbaren, zitierten Quellen abgeschätzt werden. Bei der Untersuchung des 800°C/4 h Feuers an dem TN1300 wird aus dem Temperaturverlauf an den Dichtungen ersichtlich, dass die max. Behälterinnentemperatur erst nach ca. 6,5 Stunden erreicht wird, und dann um ca. 10°C pro Stunde absinkt. Auch bei dem 1000°C/1 h Feuer wird die max. Temperatur erst nach zwei Stunden erreicht und sinkt dann langsam (5°C/ Stunde) wieder ab.

Nach einem dreistündigen Feuer werden im Innenbereich der Behälter, aus denen die Freisetzung erfolgt, Temperaturen von mindestens 400°C erreicht, da wie oben gezeigt nach dieser Feuerdauer die Dichtungen versagen und 400° C als Versagenstemperatur anzunehmen ist. Die Temperaturen werden nach Beendigung des Feuers weiter ansteigen und dann langsam abfallen. Für die Berechnung der Freisetzung wird unter Berücksichtigung der Temperaturabhängigkeit der Cäsium-Konzentration in der Behälteratmosphäre die Cs-137 Freisetzung für eine gemittelte Freisetzungstemperatur des Behälterinnenatmosphäre von 400°C für die ersten zehn Stunden angenommen.

Die freigesetzte Aktivität an Cs-137 aus einem Behälter bei dem 1000°C/3h Feuer nach zehn Stunden ergibt so $5,026 \times 10^{12}$ Bq und für die bei diesem Fall maximale Anzahl der undicht gewordenen Behälter (die Hälfte von 36, somit 18) **$90,48 \times 10^{12}$ Bq**. Eine weitere Freisetzung für 14 Stunden bei 300°C erhöht die freigesetzte Aktivität von Cs-137 nach 24 Stunden auf **$115,43 \times 10^{12}$ Bq** bei dem gewählten Brandszenario. Eine Freisetzung über diesen Zeitraum hinaus ergibt keinen nennenswerten Beitrag mehr, da sie bei einer Freisetzungstemperatur von 200°C nach weiteren 100 Stunden in der Größenordnung von 10^{10} Bq liegt.

7.4.2 Cs-137 Freisetzung beim 1000°C/5 h Feuer

Bei einem fünfstündigen Feuer werden Temperaturen von mindestens 500°C in der Behälteratmosphäre erreicht. Dieses entspricht einem Temperaturanstieg von mindestens 50°C pro Stunde, ausgehend von einer Temperatur von 400°C nach drei Stunden. Ein Temperaturanstieg von ca. 50°C pro Stunde wurde in PSE 7 (1985) bei dem 800°C/4 h Feuer ermittelt. Bei dem 1000°C/1 h Feuer wurde selbst nach Beendigung des Feuers ein Temperaturanstieg um 50°C in der nächsten Stunde angegeben.

Wie oben gezeigt, ist auch beim 1000°C/5 h Feuer davon auszugehen, dass die Temperatur in der Behälteratmosphäre nach Brandende zunächst weiter ansteigt und dann langsam abfällt. Schon vor Ende des Brandes wird nach Versagen der Dichtungen eine Freisetzung – im Temperaturbereich von 400°C bis 500°C – erfolgen.

Für die Berechnung der Freisetzung von Cs-137 für das 1000°C/5 h Feuers wird unter den o. g. Voraussetzungen, eine gemittelte Freisetzungstemperatur von 500°C für die ersten zehn Stunden angenommen. Ob diese Abschätzung konservativ ist, wurde nicht untersucht. Die freigesetzte Aktivität an Cs-137 aus der Behälteratmosphäre eines Behälters errechnet sich für die ersten zehn Stunden zu $30 \cdot 10^{12}$ Bq. Nach den o. g. Annahmen versagen nach einem fünfstündigen Feuer bei 1000°C alle Dichtungen der maximal ermittelten Anzahl der Behälter (20).

Bei einem 1000°C/5 h Feuer errechnet sich so die freigesetzte Aktivität an Cs-137 nach zehn Stunden zu $597 \cdot 10^{12}$ Bq. Eine mögliche weitere Freisetzung für 14 Stunden erfolgt bei einer gemittelten Freisetzungstemperatur von 400°C, daraus ergibt sich eine zusätzliche Aktivitätsfreisetzung von $144,210^{12}$ Bq. Nach 24 h würde somit eine Aktivität von Cs-137 in der Höhe von $757,6 \cdot 10^{12}$ Bq freigesetzt.

Eine Freisetzung für weitere 24 Stunden (Freisetzungstemperatur 300°C) erhöht die freigesetzte Aktivität nach zwei Tagen auf $790 \cdot 10^{12}$ Bq.

Eine Erhöhung der gemittelten Freisetzungstemperatur auf 550°C, die nach dem oben beschriebenen Temperaturenverläufen in dem Behälter durchaus möglich ist, ergibt bei etwas größerer Freisetzungsrates und fast doppelter Cs-137 Aktivität in der Behälteratmosphäre einen doppelten Wert für die Freisetzungen nach 10 Stunden, d.h. ca. $1200 \cdot 10^{12}$ Bq. Die Freisetzungsrates im weiteren Verlauf des Unfallszenarios hängen stark von der Beherrschung des Unfalls, d.h. von der Absenkung der Temperatur in der Behälterinneratmosphäre ab. Für die Gesamtfreisetzung nach 24 Stunden ergibt sich z.B. bei Hochrechnung der Freisetzung nach 10 Stunden im gleichen Verhältnis wie oben (d.h. mit dem Quotienten 757,6/597) ein Wert von über $1500 \cdot 10^{12}$ Bq.

7.4.3 Zusammenfassung der freigesetzten Mengen

Die in 7.4.1. und 7.4.2 angegebenen freigesetzten Mengen sind dort, mit Ausnahme der beiden letzten Angaben, entsprechend den Eingaben in die durchgeführte Berechnung bis auf die Stellen nach dem Komma genau in TBq (10^{12} Bq) angegeben. Wie in der Einleitung festgestellt, handelt es sich dabei jedoch lediglich um orientierende Richtwerte. Die wichtigsten dieser Werte sollen hier nochmals ihrem Charakter entsprechend in gerundeter Form als Endergebnis zusammengestellt werden. Somit ergeben sich folgende Freisetzungen an Cäsium-137:

	Szenario I	Szenario II	Szenario IIa
Freisetzung innerhalb der ersten 10 h	90 TBq	600 TBq	1200 TBq
Freisetzung innerhalb der ersten 24 h	120 TBq	750 TBq	1500 TBq

Szenario I: Feuer mit 1000° C für 3 Stunden, 36 Behälter im Feuer (50 % werden undicht)

Szenario II: Feuer mit 1000° C für 5 Stunden, 20 Behälter im Feuer (100 % werden undicht)

Szenario IIa: Wie II, höhere Temperatur im Behälterinneren angenommen

7.5 Quellenangaben zu Kapitel 7

- ATKINS, 1996: Atkins, P.W.: Physikalische Chemie; VCH Verlagsgesellschaft mbH, Weinheim, 1996
- GÖK, 1990: Gruppe Ökologie: Gutachten zur Sicherheit von Kernbrennstofftransporten auf dem Gebiet der Freien und Hansestadt Hamburg; erstellt im Auftrag der Freien und Hansestadt Hamburg, Hannover, 1990
- GÖK, 1991: Gruppe Ökologie: Gutachterliche Stellungnahme zum „Plan Endlager für radioaktive Abfälle Schachanlage Konrad, Salzgitter“ des Bundesamtes für Strahlenschutz; erstellt im Auftrag der Stadt Salzgitter, Hannover, 1991
- HÄHNEL, 1976: Hähnel, E. (Hrsg.): Lexikon Brandschutz; Staatsverlag der DDR, Berlin, 1976
- HÄHNEL, 1978: Hähnel, E. (Hrsg.): Brandschutz Formeln und Tabellen; Staatsverlag der DDR, Berlin, 1978
- LYMAN, 1994: Lyman, E. S.: Safety issues in the sea transport of vitrified high-level radioactive waste to Japan; Princeton University, New Jersey (USA), 1994
- PASCH, 1994: Pasch, U.: Untersuchungen zur Simulation ausgewählter Brandkenngrößen und deren Wirkung auf die persönliche Schutzausrüstung des Feuerwehrangehörigen; Forschungsbericht Nr. 91, Institut der Feuerwehr Sachsen – Anhalt, Heyrothsberge, 1994
- PSE 7, 1985: Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung: Abschlussbericht, Fachband 7 (Sicherheitsanalyse der Transporte von radioaktiven Materialien für den Verkehrsträger Schiene); erstellt im Auftrag des Bundesministeriums für Forschung und Technologie, Berlin, 1985
- PSE 8, 1985: Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung: Abschlussbericht, Fachband 8 (Sicherheitsanalyse der Transporte von radioaktiven Materialien für den Verkehrsträger Straße); erstellt im Auftrag des Bundesministeriums für Forschung und Technologie, Berlin, 1985
- SCHLICH, 1998: Schlich, E. (Hrsg.): Castor-Schwarzbuch; Dokumentation unabhängiger Gutachter zum Ahaus-Verfahren mit Kommentaren; Ökoinstitut, Freiburg, 1998
- TÜV, 1995: Technischer Überwachungsverein Hannover/Sachsen-Anhalt: Gutachten zum Transportbehälterlager Gorleben; Hannover, 1995

8 UNFALLVERLÄUFE MIT ALLFÄLLIGEN AUSWIRKUNGEN AUF ÖSTERREICH

8.1 Zusammenfassung

Da in den Unterlagen zur UVU für das Standortzwischenlager Isar keine Unfälle mit Auswirkungen außerhalb des Lagergebäudes analysiert werden, wurden beide potentiellen Wege auf denen Radionuklide aus dem Behälterlager bei Restrisikounfällen nach Österreich gelangen könnten, analysiert.

Aus den Untersuchungen ergeben sich zwei Schlussfolgerungen:

- Beim Absturz eines großen Flugzeugs mit anschließendem Treibstoffbrand kann eine Kontamination kleiner Gebiete in Österreich mit radioaktivem Cäsium etwa in der Größenordnung wie sie in Österreich 1986 nach der Katastrophe von Tschernobyl aufgetreten ist, über den Luftpfad nicht ausgeschlossen werden.
- Auf dem Wasserweg ist hingegen, wegen der langen Fließstrecke und der Staustufen, mit keiner nachweisbaren Verseuchung der Donau in Österreich zu rechnen, obwohl ein Eindringen von z.B. verseuchtem Löschwasser aus dem Brennelementelager Isar ins Grundwasser nicht grundsätzlich auszuschließen ist.

8.2 Luftpfad

Aufgrund der Ausführungen in Kapitel 6 wird zur Abschätzung der potentiell größten Folgen eines Unfalls im Standortzwischenlager Isar für Österreich ein Flugzeugabsturz mit Treibstoffbrand angenommen.

Als Quellterm wurde eine Freisetzung von 1200 TBq ($1,2 \cdot 10^{15}$ Bq) Cs-137 – als Leitnuclid – angenommen. Die Freisetzung erfolgt über einen Zeitraum von 10 Stunden bei einer Branddauer von 5 Stunden.

Für das Standortzwischenlager Isar wurden vom IMP mit dem Programm Flexpart realistische Ausbreitungsszenarien modelliert.

Es wurden 88 reale meteorologische Situationen analysiert. Dabei wurden dieselben 88 Starttermine aus dem Jahr 1995 verwendet, die auch im Projekt Riskmap (ANDREEV et.al.1988, HOFER et al. 2000) benutzt wurden.

Die Ergebnisse wurden nach Häufigkeit und Höhe der Deposition in Österreich ausgewertet.

Tab. 1: Absolute und relative Häufigkeit der Fälle unter den untersuchten 88 meteorologischen Fallstudien, Depositionen von mehr als 20 kBq/m^2 in Österreich auftreten

maximale Deposition	Häufigkeit (absolut)	Häufigkeit in Prozent
100 kBq/m ²	1	1 %
50-100 kBq/m ²	11	12,5 %
20-50 kBq/m ²	12	13,6 %
Summe	24	27 %

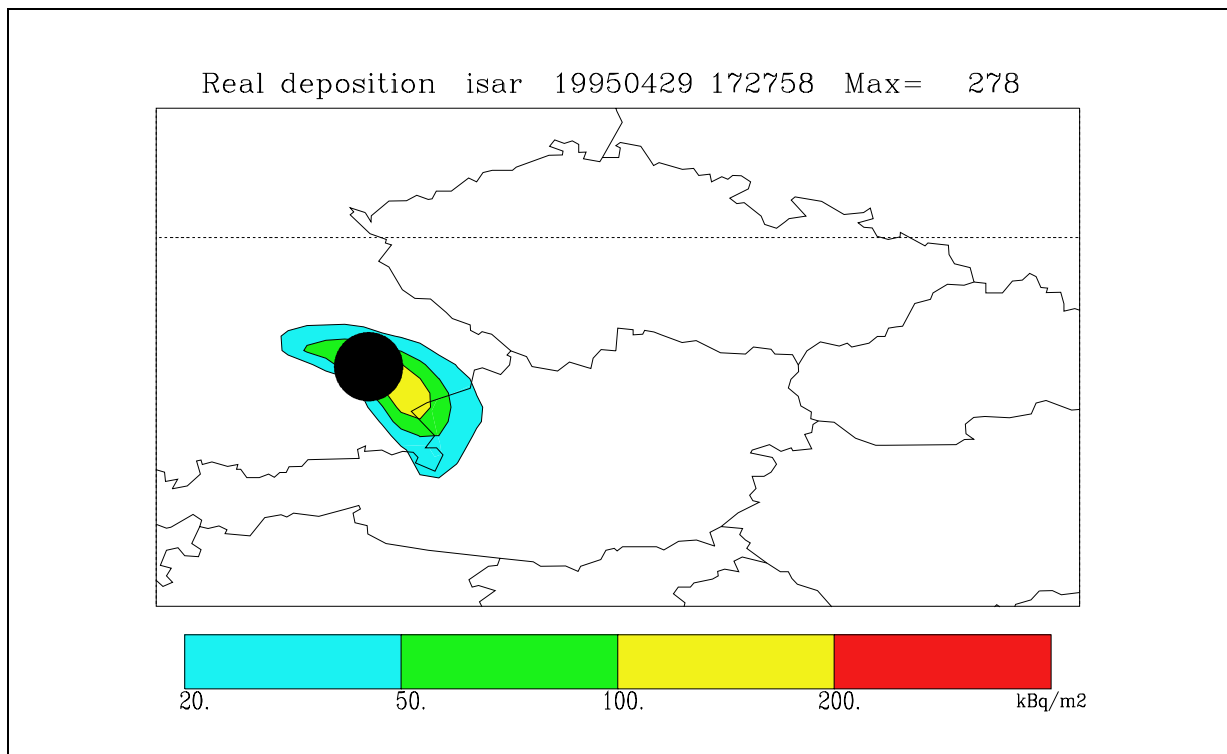


Abb. 1: Cs-137 Deposition nach Unfall im Brennelementelager Isar, Flexpart-Berechnung (Daten des 29-4-1995)

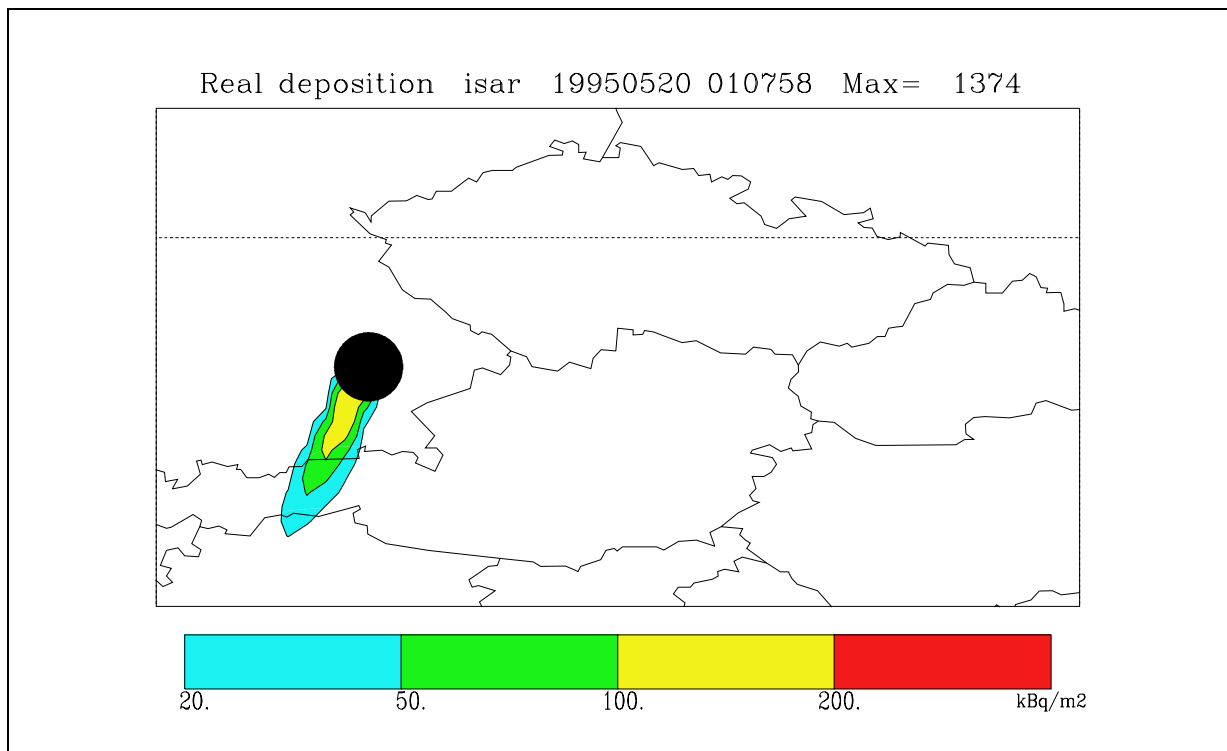


Abb. 2: Cs-137 Deposition nach Unfall im Brennelementelager Isar, Flexpart-Berechnung (Daten des 20-5-1995)

Die durchschnittliche Belastung österreichischer Böden nach der Reaktorkatastrophe von Tschernobyl im Jahr 1986 betrug 20 kBq/m². Höchstwerte lagen damals bei 150 kBq/m². (BOSSEW et al 1996)

Schlussfolgerung:

In kleinen Bereichen könnte ein Unfall verursacht durch Flugzeugabsturz mit anschließendem Treibstoffbrand ähnlich hohe Kontamination hervorrufen. Beim Absturz eines großen Flugzeugs mit anschließendem Treibstoffbrand - ein Unfall, dem weder das Lagergebäude noch die Behälter unter allen Umständen standhalten müssen - kann eine Kontamination kleiner Gebiete in Österreich mit radioaktivem Cäsium etwa in der Größenordnung wie sie in Österreich 1986 nach der Katastrophe von Tschernobyl aufgetreten ist, über den Luftpfad nicht ausgeschlossen werden.

8.3 Wasserpfad

Als mögliche Wege, wie Wasser in das Brennelementlager gelangen kann werden ein Hochwasser und ein Brandfall angenommen, der von der Feuerwehr gelöscht wird. Für beide Fälle werden nachstehend die möglichen Ausbreitungswege verfolgt.

8.3.1 Hochwasser

Der Sicherheitsbericht sagt zum Thema Hochwasser im Kapitel 1.8 „Hydrologische Verhältnisse“ folgendes aus: *Das Brennelementbehälterlager befindet sich auf der aufgeschütteten Kraftwerksplanie (Höhe 375,30 m ü. NN). Die Isarseitendämme haben eine Höhe von 377,0 m ü. NN (EON KERNKRAFT, 2001).*

Am Standort wurde für das Hochwasser mit einem Wiederkehrintervall von 1.000 Jahren eine Wassermenge der Isar von 2.880 Kubikmeter pro Sekunde ermittelt. Bei dieser Abflußmenge stellt sich eine Wasserspiegelkote von 374,20 m ü. NN ein. Die Abflußmenge von 2.880 Kubikmeter pro Sekunde stellt eine theoretische maximale Größe dar. Hierbei ist die Retentionswirkung der Vorländer unberücksichtigt, die zu einer deutlichen Verringerung der Hochwasserspitze führen würde. Auf den Standort hat das Hochwasser mit einem 1.000 jährlichem Wiederkehrintervall keine negativen Auswirkungen, da dieses mit ausreichender Sicherheit noch innerhalb der Dämme und unterhalb der aufgeschütteten Kraftwerksplanie abgeführt werden könnte (EON KERNKRAFT, 2001).

Nach Aussage des Betreibers stellt ein Hochwasser keinen Störfall für das Zwischenlager da, da die Oberkante der Bodenplatte des Lagergebäudes zumindest ein Meter über dem Hochwasserpegel des 1000jährigen Hochwassers liegt (EON KERNKRAFT, 2001).

Bei Hochwasserabflußmengen, die größer sind als das Hochwasser mit 1.000 jährlichem Wiederkehrintervall, findet ein Dambruch im oberstromigen Bereich des Stauraumes statt. Dies hat zur Folge, daß nicht mehr der Gesamtabfluß über das Wehr der Staustufe Niederaichbach (Stauziel 375,50 m ü. NN), sondern eine Abflußaufteilung auf Flußschlauch und Vorland stattfindet. Am Standort stellt sich dann eine Abflußmenge von ca. 2.400 Kubikmeter pro Sekunde ein. Der erreichte Wasserstand liegt in allen Fällen unterhalb der Eingänge zur Brennelementbehälterlagerhalle und der aufgeschütteten Kraftwerksplanie (EON KERNKRAFT, 2001).

Im Lager sollte grundsätzlich keine Oberflächenkontamination der Behälter oberhalb der in der Strahlenschutzverordnung genehmigten Werte auftreten.

„Zur Feststellung möglicher Oberflächenkontaminationen werden an folgenden Einrichtungen und Gegenständen des BELLA routinemäßig Messungen durchgeführt:

- *Transport- und Lagerbehälter vor der Einlagerung und bei der Auslagerung*
- *Transportfahrzeuge und Arbeitsgeräte, die den Kontrollbereich verlassen*
- *Fußbodenflächen im Verladebereich und der Behälterwartungsstation.*

Die Messungen erfolgen entweder direkt mit tragbaren Kontaminationsmeßgeräten oder indirekt mittels Wischtest.

Wird eine nicht festhaftende Kontamination an Transport- und Lagerbehältern, Transportfahrzeugen oder Fußbodenflächen über den Grenzwerten der GGVS bzw. der StrlSchV festgestellt, werden Dekontaminationsmaßnahmen eingeleitet (EON KERNKRAFT, 2001).

Schlussfolgerung:

Wenn aufgrund eines Hochwassers Wasser in das BELLA eintreten würde, könnten aufgrund des zugrundeliegenden Lagerkonzeptes nur Oberflächenkontaminationen an den Transport- und Lagerbehältern, von Transportfahrzeugen und Arbeitsgeräten und von Fußböden abgespült werden.

Für die Höhe der zulässigen Oberflächenkontamination an den Transport- und Lagerbehältern liegen keine konkreten Zahlen vor. Es ist auf jeden Fall anzunehmen, dass die Oberflächenkontamination kleiner ist als die für den Brandfall angenommene Emission von Radionukliden.

Darüber hinaus ist es nicht möglich, dass bei Hochwasser die gesamte Oberfläche bis in eine Höhe von sechs Metern abgewaschen wird. Daraus folgt, dass die mögliche abgewaschene Kontamination in jedem Fall wesentlich geringer als die für den Brandfall unterstellte. (Für den Brandfall wurde von einer freigesetzten Gesamtaktivität in der Größenordnung von 10^{15} Bq ausgegangen. Nach (MARINGER, 2001), auch für diesen Fall nicht zu erwarten, dass die Auswirkungen in Österreich nachweisbar sind.

8.3.1.1 Brandfall, Freisetzung ins Löschwasser

Um die größtmöglichen Auswirkungen auf den Wasserpfad zu analysieren gehen wir von der Annahme aus, dass ein Unfall mit einem Treibstoffbrand eintritt, bei dem radioaktives Material aus einem oder mehreren Transport- und Lagerbehältern freigesetzt wird. Die maximale Aktivität des flüchtigen radioaktiven Inventars eines Behälters beträgt 2 bis 4×10^{15} Bq, den größten Anteil daran haben Cäsiumisotope, dazu kommt noch I-129, Krypton-85 und Tritium. (EON Kernkraft (2001))

Für diesen Fall werden mögliche Auswirkungen auf Österreich durch den Transport von Radionukliden auf dem Wasserpfad analysiert.

Ein Treibstoffbrand (Kerosin oder Diesel) wird mit Schaum, Pulver-Schaum oder Wasser gelöscht. Der Schaum setzt sich vorwiegend aus Wasser und einem Tensid zusammen, als Pulver wird in diesem Fall Natriumbicarbonat verwendet. Da der Hauptbestandteil des Löschmittels in jedem Fall Wasser ist, bleibt als Rückstand eine Flüssigkeit (FM, 2001). Zur Abschätzung potentieller Auswirkungen wird angenommen, dass eine Aktivität der Größenordnung des flüchtigen Inventars eines Behälters (10^{15} Bq) ins Löschwasser gerät.

Laut Sicherheitsbericht Kapitel 2.6.5 „Einrichtungen zum Schutz vor Brand“ ist eine Löschwasserrückhaltung nicht erforderlich, da der dichte Einschluss des Inventars durch die Behälter auch im Brandfall gewährleistet ist.

Laut Umweltverträglichkeitsuntersuchung Kapitel 4.1.2 „Geologische und tektonische Verhältnisse am Standort“ stehen unter einer dünnen Mutterbodendecke bis in eine Tiefe von 4 bis 7 m unter Gelände Sande und Kiese an, die quartäre Ablagerungen der Isar darstellen. Darunter liegt die mächtige Folge der Oberen Süßwassermolasse (SCHALLER, 2000).

Laut Kapitel 4.3 „Grundwasser“ der Umweltverträglichkeitsuntersuchung liegen die Durchlässigkeitswerte der quartären Isarschotter und der darunter liegenden jungtertiären Schotter der Molasse zwischen 10^{-2} und 10^{-4} m/s.

Der talwärts gerichtete quartäre Grundwasserstrom wird von der Isar, von den Niederschlägen im Isartal und dem benachbarten Hügelland gespeist. Die Fließgeschwindigkeiten des quartären Grundwasserstroms betragen bei einem mittleren Gefälle von 1 bis 2 ‰ zwischen einigen Dezimetern und wenigen Metern pro Tag. Die Schwankung des Grundwasserspiegels beträgt im Standortbereich maximal 0,5 m. Der Grundwasserspiegel hängt im wesentlichen von dem jeweiligen Unterwasserspiegel des Wasserkraftwerkes Niederaichbach ab. Für den Standort ist ein höchster Grundwasserspiegel von ca. 370,7 m ü. NN und ein tiefster Grundwasserspiegel von ca. 369,2 m ü. NN anzunehmen (SCHALLER, 2000).

Zu Beginn der Bauarbeiten wird eine ca. 17.500 Quadratmeter große Fläche in einer durchschnittlichen Höhe von 3,5 m mit tertiärem Kies aufgeschüttet (SCHALLER, 2000).

Laut Kapitel 4.2 „Oberflächengewässer“ der Umweltverträglichkeitsuntersuchung liegt der Standort an der Isar bei Fluss-km 61 im Bereich der Staustufe Niederaichbach. Die Entfernung zwischen dem südlichen Rand des Brennelementbehälterlagers und des Isarufers beträgt ca. 250 m (SCHALLER, 2000).

Aus diesen Beschreibungen lässt sich ableiten, dass das Löschwasser ungehindert in den Boden eindringen kann, da keine Löschwasserrückhaltung vorgesehen ist.

An der Isar sind zwischen Niederaichbach und der Mündung der Isar in die Donau 7 Staustufen errichtet (BAYERWERK, 2001). Die Isar mündet südlich von Deggendorf in die Donau. Bis zur Grenze zu Österreich sind zwei weitere Schleusen errichtet, die Schleuse Kachlet bei Flusskilometer 2230,6 und die Schleuse Jochenstein bei Flusskilometer 2203,2. Der gesamte Wasserweg auf Donau und Isar bis zur Staatsgrenze beträgt insgesamt rund 140 km und umfasst 9 Staustufen.

Bei einer Entfernung von 140 Flusskilometern, die 9 Staustufen beinhalten kann nicht ausgeschlossen werden, dass ein Teil der freigesetzten Aktivität zusammengesetzt aus H-3, Kr-85, I-129, Cs-134 und Cs-137 mit der Donau weitertransportiert wird.

H-3 wird mit dem Oberflächenabfluss weitertransportiert und höchstens im Porenwasser der Sedimente zu einem sehr geringen Aktivitätsanteil in Stauräumen abgelagert. Kr-85 wird als Edelgas zum größten Teil aus der Wasser- in die Gasphase (Umgebungsluft) emanieren. J-129 wird zu einem größeren Teil von der Biosphäre des Wassers aufgenommen. Cs-134 und Cs-137 wird zum Teil in gelöster Form im Wasser und in mineralischen Schwebstoffpartikeln weitertransportiert und zum Teil in den Stauraumsedimenten abgelagert. Bei Hochwässern kann dieser Teil der Aktivität aus den Stauräumen wieder remobilisiert werden. Generell wird jedoch die Restaktivität, die in den österreichischen Abschnitt der Donau gelangt durch Diffusion und Verdünnung messtechnisch nicht mehr nachweisbar sein (MARINGER, 2001).

Schlussfolgerung:

Das Löschwasser kann also ungehindert in den Boden eindringen, da keine Löschwasser-rückhaltung vorgesehen ist.

Es wird angenommen, dass die aufgeschütteten tertiären Kiese eine ähnliche Durchlässigkeit haben, wie die darunter anstehenden quartären Isarschotter und die darunter liegenden jungtertiären Schotter der Molasse ($k_f = 10^{-2}$ m/s). Für den höchsten angegebenen Grundwasserstand von 370,7 m ü. NN ergibt sich bei ein Abstand von 4,5 m vom Kraftwerksniveau (375,2 m ü. NN). Falls Löschwasser aus dem Brennelementelager in den Boden gelangt ist es demzufolge in kürzester Zeit möglich, dass dieses ins Grundwasser gelangt.

Der Grundwasserstrom ist in Verbindung mit der Isar und bewegt sich mit wenigen Metern pro Tag. Es ist also möglich, dass Radionuklide über das Grundwasser in die Isar gelangen.

Ablagerung im Sediment, Diffusion und Verdünnung führen auf der Strecke von 140 Flusskilometern mit 9 Staustufen dazu, dass keine messtechnisch erfassbaren Mengen an Radionukliden nach Österreich gelangen.

8.4 Literaturverzeichnis

ANDREEV et.al.(1988): Andreev I., Hittenberger M., Hofer P., Kromp-Kolb,H., Kromp, W., Seibert, P., Wotawa, G., 1998. Risk due to severe accidents of nuclearpower plants in Europe – the methodology of Riskmap. J.Hazardous Materials, 61,257-262

BAYERWERK, (2001): Auskunft der Bayerwerk Wasserkraft AG, Deutschland

BOSSEW et al (1996): Bossew, P., Ditto M., Falkner,T., Henrich E., Kienzl K., Rappersberger U.: Cäsiumbelastung der Böden Österreichs Monograaphien Band 60; Umweltbundesamt Wien, 1996

EON Kernkraft (2001): Sicherheitsbericht Brennelementbehälterlager Isar (KKI BELLA); Stand: 02/2001

HOFER et al. (2000): Hofer P., Seibert, P., Andreev I., Gohla, H.,Kromp-Kolb,H., Kromp, W., 2000, Risks Due to Severe Accidents of Nuclear Power Plants in Europe – the Methodology of Riskmap. Proceedings ESEE 2000, Vienna 4-6 May 2000.

MARINGER, (2001): Auskunft von Herrn Dr. Maringer; Arsenal Research, Österreich

SCHALLER (2000): Umweltverträglichkeitsuntersuchung Brennelementbehälterlager Isar KKI BELLA; Kranzberg

TSCHÖPP, (2001): Telefonische Auskunft von Herrn DI Tschöpp von der Feuerwehr Mariahilf, Wien

9 ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

KKW	Atomkraftwerk
AVR	Atomversuchskernkraftwerk Jülich
BAM	Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung
Bar	Druckeinheit (ca. 1 at)
Bq	Becquerel, Einheit der Radioaktivität eines Radionuklids
Cs-137	Cäsium-137
DWR	Druckwasserreaktor
FEM	Finite Elemente Methode
FRM II	Forschungsreaktor München II
GGG	Werkstoffbezeichnung für Gussstahl
GWd	Gigawatt-Tag (Energieeinheit)
H-3	Wasserstoff-3, Tritium
HAW	high activity waste, hochaktiver Abfall
IAEA	International Atomic Energy Agency
J-129	Jod-129
KKI	Kernkraftwerk Isar
KKW	Kernkraftwerk
KKP	Kernkraftwerk Philippsburg
Kr-85	Krypton-85
KRB	Kernkraftwerk Gundremmingen
LWR	Leichtwasserreaktor
Magnox	britischer gasgekühlter Reaktortyp
Mg	Megagramm (auch: t – Tonne)
MgSM	Megagramm Schwermetall (bezieht sich auf Uran und Plutonium)
MSK	Mercalli-Sieberg Skala (Erdbeben-Intensität, 1°–12°)
MOX	Uran-Plutonium-Mischoxid
mSv	Millisievert (von der Dosiseneinheit Sievert)
MW	Megawatt (Leistungseinheit)
Pa	Pascal (Druckeinheit, ca. 10^{-5} at)
PSE	Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung
SB	Sicherheitsbericht
SM	Schwermetall (bezieht sich auf die Kernbrennstoffe Uran und Plutonium)
STEAG	Fa. Steag Energie- und Kerntechnik GmbH, Essen
StrSchV	Strahlenschutzverordnung
Sv	Sievert (Dosiseneinheit)
SWR	Siedewasserreaktor
t	Tonne (auch: Mg – Megagramm)
TBL	Transportbehälterlager
TBq	Tera-Becquerel (10^{12} Becquerel)
THTR	Thorium-Hochtemperaturreaktor
TN	Fa. Transnucléaire, Paris
UVU	Umweltverträglichkeitsuntersuchung
VOR	Very High Frequency Omni Directional Range (Funkfeuer)
WAU	Wiederaufarbeitungs-Uran
WIT	Fa. Wissenschaftlich-Technische Ingenieurberatung GmbH, Jülich

Zur Schreibweise von Zahlen: Sehr große oder sehr kleine Zahlen werden z.T. in der Form 10^{12} oder 10^{-6} geschrieben, z.T. auch als 10E12 oder 10E-6.