

KKW Mühleberg



lebensministerium.at



Ergänzung zur Fachstellungnahme REP-0385 unter
Berücksichtigung der Stellungnahmen des ENSI
und aktueller Entwicklungen

KKW MÜHLEBERG

Ergänzung der Fachstellungnahme REP-0385
unter Berücksichtigung der Stellungnahmen des
ENSI und aktueller Entwicklungen

Wenzel Helmut
Brettner Mathias

Erstellt im Auftrag des
Bundesministeriums für Land- und Forstwirtschaft,
Umwelt und Wasserwirtschaft
Abteilung V/6 Nuklearkoordination
GZ BMLFUW-UW. 1.1.2/0001-V/6/2011



REPORT
REP-0437

Wien 2013

Projektleitung

Franz Meister, Umweltbundesamt

AutorInnen

Helmut Wenzel, VCE Holding GmbH (Standortspezifisches Gefährdungspotenzial)
Mathias Brettner, Physikerbüro Bremen PhB (Anlagentechnik und Betrieb des Kraftwerks)

Satz/Layout

Elisabeth Riss, Umweltbundesamt

Umschlagphoto

© iStockphoto.com/imagestock

Weitere Informationen zu Umweltbundesamt-Publikationen unter: <http://www.umweltbundesamt.at/>

Impressum

Medieninhaber und Herausgeber: Umweltbundesamt GmbH
Spittelauer Lände 5, 1090 Wien/Österreich

Diese Publikation erscheint ausschließlich in elektronischer Form auf <http://www.umweltbundesamt.at/>.

© Umweltbundesamt GmbH, Wien, 2013

Alle Rechte vorbehalten

ISBN 978-3-99004-241-0

VORWORT

Im Jahr 2012 ist vom Umweltbundesamt in Wien eine Fachstellungnahme zu sicherheitstechnischen Aspekten des Schweizer Kernkraftwerks Mühleberg (REP-0385) veröffentlicht worden. Die Fachstellungnahme enthält eine Bewertung der standortspezifischen Risikopotenziale und der Anlagentechnik vor dem Hintergrund der Ereignisse in Fukushima Daiichi. Die Darstellung basiert auf den diesbezüglich bis Anfang 2012 zugänglichen Unterlagen. Als Ergebnis der vorgenommenen Bewertungen werden vier Empfehlungen zu den standortbezogenen Risikopotenzialen und 22 Empfehlungen zur Anlagentechnik abgeleitet. Weiterhin sind in der Fachstellungnahme Ergebnisse von Ausbreitungsrechnungen, die für postulierte Quellterme und verschiedene Wetterlagen durchgeführt wurden, dokumentiert.

Zu den abgeleiteten Empfehlungen hat das Eidgenössische Nuklearsicherheitssinspektorat ENSI im September 2012 und im Dezember 2012 Stellung genommen. In der vorliegenden Ergänzung der Fachstellungnahme REP-0385 werden die Ausführungen des ENSI zu den Empfehlungen bewertet. Darüber hinaus werden seit der Veröffentlichung der Fachstellungnahme zusätzlich publizierte Unterlagen ausgewertet. Diese betreffen i.W. Zwischenergebnisse des PEGASOS Refinement Project (PRP-IH), auf den Resultaten des PRP-IH basierende aktualisierte Erdbebennachweise sowie die Ergebnisse einer im Oktober 2012 im KKM durchgeführten OSART-Mission der IAEA.

INHALT

VORWORT	3
ZUSAMMENFASSUNG	7
Zusammenfassung Standortspezifisches Gefährdungspotential (VCE)	7
Zusammenfassung Anlagentechnik und Betrieb (PhB)	8
I Bewertung der Stellungnahmen des ENSI	8
II Bewertung der Einhaltung von Regelwerksanforderungen im Hinblick auf Anlagentechnik und Betrieb	19
III Erkenntnisse zum Betrieb (OSART-Ergebnisse)	23
IV Kurzstellungnahme zu den aktualisierten Erdbebennachweisen	26
1 EINLEITUNG	31
2 STANDORTSPEZIFISCHES GEFÄHRDUNGSPOTENTIAL (VCE)	32
2.1 Bewertung der ENSI-Stellungnahmen zu den standortspezifischen Empfehlungen	32
2.1.1 Stellungnahmen des ENSI zu den Empfehlungen der Kategorie 1	32
2.1.2 Stellungnahmen des ENSI zu den Empfehlungen der Kategorie 2	35
2.1.3 Zusätzliche Erkenntnisse und Empfehlungen	37
2.2 Bewertung der Einhaltung von Regelwerksanforderungen im Hinblick auf standortspezifische Gefährdungspotenziale	38
2.3 Übergeordnete Anmerkungen zu den aktualisierten Erdbebennachweisen	41
2.3.1 Einleitung.....	41
2.3.2 Definitionen	41
2.3.3 Stand der Technik	41
2.3.4 Der messtechnische Nachweis der Widerstandsseite (Fragilitäten)	42
2.3.5 Konsequenzanalyse	44
3 ANLAGENTECHNIK UND BETRIEB (PHB)	45
3.1 Bewertung der ENSI-Stellungnahmen zu den anlagentechnischen Empfehlungen	45
3.1.1 Nachweisstand zur Beherrschung der äußeren Einwirkung „Erdbeben“	46
3.1.2 Nachweisstand zur Beherrschung der äußeren Einwirkung „Externe Überflutung“	54
3.1.3 Interne Überflutung der Kote –11 m im Reaktorgebäude	58
3.1.4 Ausfall der gesamten Wärmeabfuhr („Loss of the ultimate heat sink“).	62
3.1.5 Erhalt der Brennelementekühlung im BE-Lagerbecken.....	65
3.1.6 Elektrische Energieversorgung (Station Blackout).....	72
3.1.7 Integrität des Kernmantels	76
3.1.8 Vermeidung von Wasserstoffexplosionen.....	86

3.1.9	RDB Druckentlastung und Niederdruckeinspeisung mittels Notfallmaßnahmen	88
3.1.10	Überwachung des RDB Füllstandes	91
3.1.11	Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes	95
3.1.12	Containmentverhalten	100
3.2	Bewertung der Einhaltung von Regelwerksanforderungen im Hinblick auf Anlagentechnik und Betrieb	102
3.3	Erkenntnisse zum Betrieb (Diskussion der OSART- Ergebnisse)	115
3.4	Kurzstellungnahme zu den aktualisierten Erdbebennachweisen	125
3.4.1	Sachverhalt	126
3.4.2	Bewertung	131
4	LITERATURVERZEICHNIS	140
5	ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS	143
ANHANG 1: GEGENÜBERSTELLUNG DER AKTUELLEN EMPFEHLUNGEN UND DER KORRESPONDIERENDEN EMPFEHLUNGEN AUS UMWELTBUNDESAMT (2012)		
Standortspezifisches Gefährdungspotential		145
Anlagentechnik und Betrieb		147

ZUSAMMENFASSUNG

Zusammenfassung Standortspezifisches Gefährdungspotential (VCE)

In der Fachstellungnahme zu sicherheitstechnischen Aspekten des Schweizer Kernkraftwerks Mühleberg UMWELTBUNDESAMT (2012) sind 4 Empfehlungen zum standortspezifischen Gefährdungspotential abgeleitet worden. Das ENSI hat im September 2012 mit ENSI (2012a) zu 2 der Empfehlungen Stellung genommen, im Dezember 2012 mit ENSI (2012b) zu beiden anderen Empfehlungen.

Die Stellungnahmen in ENSI (2012a) weisen darauf hin, dass nach Abschluss des PRP neue Nachweise vom KKM zu erbringen sind. Das sind zum einen der deterministische Nachweis zur Beherrschung des 10'000 jährlichen Erdbebens auf Basis der endgültigen Ergebnisse des PRP, die allerdings immer noch nicht vorliegen, und zum anderen eine Nachforderung zur Vervollständigung des Nachweises von Aussagen zur Stabilität der Uferbereiche des Wohlensees. Letztere waren dem ENSI gemäß (ENSI 2012a) bis Ende Oktober 2012 einzureichen, sind aber (bislang) nicht öffentlich zugänglich.

Die Stellungnahmen in ENSI (2012b) sagen aus, dass die Schweiz im internationalen Vergleich anspruchsvolle Annahmen für die Erdbebengefährdung hat und dass auch die Anforderungen an die PSA sich nach dem internationalen Stand der Technik richten.

Eine endgültige Beurteilung der Schweizer Stellungnahme kann erst erfolgen, wenn der Endbericht aus dem PEGASOS Refinement Project vorliegt und die Ergebnisse der Studien zur Beantwortung der Nachforderungen seitens des KKW's zugänglich gemacht werden.

In den nachfolgenden Tabellen sind die Bewertungsergebnisse für die einzelnen Empfehlungen mit einer kurzen Begründung zusammengestellt.

Eine Gegenüberstellung der in dieser Stellungnahme abgeleiteten aktuellen Empfehlungen und der korrespondierenden Empfehlungen aus der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) enthält Anhang 1.

Empfehlungen der Kategorie 1			
Nr.	Inhalt der Empfehlung	Bewertungsergebnis	Kurzbegründung
	Die Erdbebengefährdung sollte ehe baldigst aktualisiert werden. Die aktuellen Werte von für einen PGA-Wert von 0,15 g sind längst nicht mehr Stand der Technik.	Die Empfehlung besteht fort.	Eine endgültige Beurteilung ist erst möglich, wenn alle Unterlagen zur Verfügung stehen. Das PEGASOS Refinement Project (PRP) ist noch nicht abgeschlossen.
	Es sollte geprüft werden, inwieweit im Falle eines Bemessungshochwassers in Kombination mit einem leichten Erdbeben, Hangrutschungen in den Wohlensee zu einem unkontrollierten Ansteigen der Wasserspiegel um das KKW Mühleberg führen können, um lokale Schäden zufolge einer Flutwelle nach Hangrutschungen in den See und daraus folgende Unfallszenarien auszuschliessen.	Die Empfehlung besteht fort.	Es bestehen Zweifel, dass die vom ENSI angesprochene Gefährdungskombination ein auslegungsüberschreitendes Ereignis darstellt. Konkrete Informationen zur prognostizierten Auftretenswahrscheinlichkeit fehlen.

Empfehlungen der Kategorie 2			
Nr.	Inhalt der Empfehlung	Bewertungsergebnis	Kurzbegründung
	Das Anheben des Sicherheitserdbebens von einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr auf 10^{-5} pro Jahr ist dringend zu empfehlen.	Die Empfehlung besteht fort.	Auf die Erkenntnisse aus der Fukushima Katastrophe wird nicht ausreichend eingegangen und damit der Stand der Technik nicht berücksichtigt.
	Eine klare Definition der Annahmen für die Risikoabschätzung, welche das gesamte Risikoportfolio (Einzelrisiko vs. Verschiedenen Kombinationen) für das Kraftwerk, aber auch die unmittelbar damit zusammenhängenden anderen Bauwerke (Wohlensee-Staudamm) umfasst, ist erforderlich. Diese Festlegung sollte zumindest die anzustrebende Auftretenswahrscheinlichkeit enthalten und klare Angaben zu den Konfidenzintervallen machen.	Die Empfehlung besteht fort.	Die Risikoabschätzung bezieht sich auf die Ergebnisse des Stress-Tests der EU. Umfang und Charakter des Stress-Tests beinhalten nur Teilbereiche des Risikoportfolios. Daher sind die daraus gewonnenen Ergebnisse und Erkenntnisse nicht ausreichend, dass Gesamtrisiko vertrauenswürdig zu beschreiben.

Zusammenfassung Anlagentechnik und Betrieb (PhB)

Die Ausführungen zur Anlagentechnik und zum Anlagenbetrieb umfassen folgende Aspekte:

- I. Bewertung der Stellungnahmen des ENSI,
- II. Zusammenstellung von Regelwerksabweichungen,
- III. Erkenntnisse zum Betrieb (OSART-Ergebnisse),
- IV. Kurzstellungnahme zu den aktualisierten Erdbebennachweisen.

I Bewertung der Stellungnahmen des ENSI

In der Fachstellungnahme zu sicherheitstechnischen Aspekten des Schweizer Kernkraftwerks Mühleberg (UMWELTBUNDESAMT 2012) sind 22 Empfehlungen zur Anlagentechnik abgeleitet worden. Gegenstand der Empfehlungen sind Aspekte, für die eine sicherheitstechnische Prüfung durch das ENSI bzw. das KKM sinnvoll erschienen ist. Die Empfehlungen sind unterteilt worden in solche, die kurzfristig (Kategorie 1) und weniger kurzfristig (Kategorie 2) geprüft werden sollten.

Das ENSI hat im September 2012 mit ENSI (2012a) zu den Empfehlungen der Kategorie 1 Stellung genommen, im Dezember 2012 mit ENSI (2012b) zu den Empfehlungen der Kategorie 2.

Gemäß Auftrag des Umweltbundesamtes sollen die Stellungnahmen des ENSI einer Bewertung unterzogen werden. Als Ergebnis dieser Bewertung wird ausgewiesen, ob

- eine Empfehlung erfüllt ist oder entfallen kann: dies ist dann der Fall, wenn offene Punkte durch die Bereitstellung zusätzlicher Informationen beantwortet sind, bestimmte in UMWELTBUNDESAMT (2012) konstatierte Defizite durch anlagentechnische Nachrüstungen behoben sind/werden oder die Empfehlung anderweitig abgedeckt ist;
- dem Inhalt der Empfehlung Rechnung getragen ist: dies ist dann der Fall, wenn in UMWELTBUNDESAMT (2012) angeregte sicherheitstechnische Überprüfungen durch vom ENSI erhobene Forderungen abgedeckt sind (wobei

derzeit nicht feststeht, ob die zusätzlichen Überprüfungen letztlich zu anlagentechnischen Änderungen führen werden). Weiterhin gilt dies in dem Fall, dass die Empfehlung durch eine geplante Nachrüstung abgedeckt würde (wobei derzeit nicht feststeht, ob die Nachrüstung tatsächlich realisiert wird);

- eine Empfehlung modifiziert wird: dies ist dann der Fall, wenn aufgrund der Bereitstellung zusätzlicher Informationen eine Abänderung der Empfehlung, nicht aber deren Entfall, sinnvoll erscheint;
- eine Empfehlung fortbesteht: dies ist dann der Fall, wenn die Ausführungen des ENSI nicht ausreichend erscheinen, die in der Empfehlung angesprochenen Aspekte zu beantworten;
- eine zusätzliche Empfehlung formuliert wird: dies ist dann der Fall, wenn sich aus den Ausführungen des ENSI Erkenntnisse ergeben, die eine zusätzliche Empfehlung angebracht erscheinen lassen.

Die Bewertungsergebnisse lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- drei Empfehlungen sind erfüllt (Empfehlungen Nr. 9, 12, 22), eine Empfehlung entfällt (Empfehlung Nr. 16);
- dem Inhalt von fünf Empfehlungen ist Rechnung getragen (Empfehlungen Nr. 4, 8, 15, 18, 21);
- sechs Empfehlungen werden modifiziert (Empfehlungen Nr. 3', 7', 11', 13', 17', 20')¹;
- sieben Empfehlungen bestehen unverändert fort (Empfehlungen Nr. 1, 2, 5, 6, 10, 14, 19);
- zum Thema Instandhaltungskonzept für den Kernmantel werden drei zusätzliche Empfehlungen abgeleitet (Empfehlungen Nr. 11a, 11b, 11c).

Die Bewertung ergibt, dass nunmehr die folgenden Empfehlungen bestehen:

Empfehlung 1 (Kategorie 1):

Es sollte geprüft werden, ob durch ein erdbebenbedingtes Versagen von Einrichtungen des Feuerlöschsystems im Reaktorgebäude ein Potenzial für eine Überflutung der Kote –11 m besteht.

Empfehlung 2 (Kategorie 1):

Es sollte analysiert werden, welche Transienten zu ihrer Beherrschung Leittechnikfunktionen erfordern, die nicht von der SUSAN-Sicherheitsleittechnik ARSI gewährleistet werden können. Für diese Transienten sollte u. E. entweder gezeigt werden, dass ihr Auftreten in Kombination mit einem Sicherheits-erdbeben ausgeschlossen werden kann bzw. sie nicht durch ein SSE induziert werden können, oder es sollten die entsprechenden leittechnischen Einrichtungen im Hinblick auf ihre Robustheit gegenüber Erdbebeneinwirkungen überprüft und ggf. ertüchtigt werden.

¹ Modifizierte Empfehlungen sind mit Beistrich gekennzeichnet, z. B. 7'.

Empfehlung 3 (Kategorie 1):

Im Rahmen einer geschlossenen Darstellung des Nachweises zur Beherrschung externer Überflutungen durch Vermeidung eines Wassereintrags in die sicherheitsrelevanten Gebäude sollten u. E. insbesondere folgende Aspekte behandelt werden:

- Der Fortbestand der Dichtheit der Grundwasserisolation der sicherheitsrelevanten Gebäude.
- Das Verhalten der sicherheitsrelevanten Gebäude bei einem Wasserstand, der für längere Zeit die Höhe der Grundwasserisolation übersteigt.
- Das Eindringen von Wasser in das Maschinenhaus und das Betriebsgebäude bei einem Hochwasser wie Mitte Mai 1999 und ggf. daraus folgende Erkenntnisse für das Verhalten sicherheitsrelevanter Gebäude bei externen Überflutungen (Bemessungshochwasser, Flutwellen).

Empfehlung 5 (Kategorie 1):

Das Verstopfungspotenzial des SUSAN-Kühlwassersystems selbst (nicht nur des Einlaufs) sollte untersucht werden.

Empfehlung 6 (Kategorie 1):

Die im KKM vorgesehenen Notfallmaßnahmen (AM Maßnahmen) sollten systematisch auf ihre Durchführbarkeit bei den zu unterstellenden Einwirkungen von Außen und von Innen hin überprüft und ggf. das Notfallschutzkonzept entsprechend weiterentwickelt werden. Hintergrund ist, dass in dem KKM Bericht zum EU Stress Test an einzelnen Stellen Notfallmaßnahmen in Bezug genommen werden, deren Durchführbarkeit unter den dort diskutierten Randbedingungen unklar erscheint.

Empfehlung 7 (Kategorie 1):

Es sollte dargestellt werden,

- in welchem Umfang Leckagen über Anschlussleitungen an das BE-Lagerbecken, die Reaktorgrube und das Reaktoreinbautenbecken im Falle eines SSE weiterhin zu unterstellen sind. Sofern auf die Funktion des CRS Bezug genommen wird, sollte dessen Funktionsfähigkeit bei einem SSE belegt werden.
- inwieweit Zapfen bzw. Stopfen, deren Dichtwirkung gegen Leckagen/Lecks kreditiert wird (auch bei Revisionsstillständen), gegen Erdbebeneinwirkungen ausgelegt sind.
- ob kurzzeitige Betriebszustände von einer Bewertung ausgenommen werden (keine Überlagerung mit einem SSE).

Empfehlung 10 (Kategorie 1):

Es sollte überprüft werden, ob und ggf. welche zusätzlichen Maßnahmen möglich und erforderlich sind, um die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der SUSAN-Notstromversorgung weiter zu erhöhen. Hierbei sollten u. E. folgende Aspekte berücksichtigt werden:

- Potenzial für eine Verstopfung des SUSAN-Kühlwassersystems CWS;
- Konsequenzen aus der nicht vollumfänglichen räumlichen Trennung der Redundanzen;
- Potenzial für redundanzübergreifende Ausfälle infolge gebäudeinterner Überflutungen und Brände;

- Möglichkeiten für eine Erhöhung der Robustheit der SUSAN-Notstromdieselaggregate gegenüber seismischen Einwirkungen;
- Gesamtkonzept zur externen Bespeisung der SUSAN-Notstromschienen unter Berücksichtigung aller zu betrachtender Einwirkungen von Außen. Die Bespeisung sollte unter Beibehaltung des Gebäudeschutzkonzepts und der zu unterstellenden Ereignisrandbedingungen (z. B. Arealüberflutung) zuverlässig und kurzfristig möglich sind.

Empfehlung 11 (Kategorie 1):

Zur Absicherung der bruchmechanischen Analysen für den Nachweis der Strukturintegrität des Kernmantels für den Langzeitbetrieb, die einen umlaufenden Gesamtriss mit einer abdeckenden Risstiefe postulieren, und zur Bewertung von deren Aussagesicherheit sollten, soweit noch nicht erfolgt, die folgenden zusätzlichen Analysen und Bewertungen vorgenommen werden:

- Bewertung des Kenntnisstandes zu den Schwellenwerten der Schädigungsmechanismen für die an den Kernmantelrissen des KKM vorliegenden physikalischen Verhältnisse;
- Bewertung des Kenntnisstandes zu den für die aktuelle Nachweisführung auf Basis bruchmechanischer Bewertungen erforderlichen Daten wie z. B. die Bruchzähigkeit des Kernmantelwerkstoffs;
- Bewertung der Schädigungsmechanismen für die an den Kernmantelrissen des KKM vorliegenden physikalischen Verhältnisse;
- Durchführung von Parameteruntersuchungen zum Einfluss bestimmter Größen (z. B. zu Verteilung und Höhe von Schweißzugspannungen);
- Verwendung konservativer Werte für die relevanten bruchmechanischen Kenngrößen und Bewertung des abdeckenden Charakters.

Empfehlung 11a (Kategorie 1):

Soweit noch nicht erfolgt, sollten diejenigen wasserchemischen Parameter, die das Risswachstum am Kernmantel beeinflussen, in die Betriebsunterlagen des KKM als sicherheitstechnisch wichtige Parameter aufgenommen und entsprechend überwacht werden. Für diese Parameter sollten in den Betriebsunterlagen zulässige Grenzen und Maßnahmen bei Überschreiten der Grenzen festgelegt werden.

Empfehlung 11b (Kategorie 1):

Zur Bewertung der Plausibilität der bruchmechanischen Nachweise sowie zur Gewährleistung der Vergleichbarkeit der Sicherheitsfaktoren für den intakten und den rissbehafteten Kernmantel sollten die Sicherheitsbeiwerte der bruchmechanischen Analysen an den Sicherheitsbeiwerten für den intakten Kernmantel nach Regelwerk gespiegelt werden. Das Kriterium dabei wird aus der Überlegung abgeleitet, dass eine nach Regelwerk zu 100 % ausgelastete intakte Struktur, in die ein Riss eingebracht und die dadurch in ihrer Tragfähigkeit beeinträchtigt wird, nicht mit einer bruchmechanischen Bewertung als zulässig qualifiziert werden darf. Mit dem Vergleich der beiden Ergebnisse kann sichergestellt werden, dass der Bezug zu den in internationalen Standards für intakte Strukturen enthaltenen Sicherheitsabständen hergestellt wird.

Empfehlung 11c (Kategorie 1):

Im Zuge des Instandhaltungskonzepts für den rissbehafteten Kernmantel sollte auch das Potential für die Ausbildung von Rissen an den vertikalen Schweißnähten bewertet werden. Hierbei sollten Bewertungen zur maximalen Risswachstumsgeschwindigkeit und Risstiefe sowie zum Einfluss auf die Lastabtragsfähigkeit des Kernmantels erfolgen.

Empfehlung 13 (Kategorie 1):

Der Leistungsbetrieb des KKM bei nicht vollständig inertisiertem Primärcontainment sollte aus Gründen der Risikominimierung auf das aus betrieblichen Gründen (verfahrenstechnische Randbedingungen für die Inertisierung, Begehbarkeit des Primärcontainments zur Durchführung von Prüfungen) unabweisbar notwendige Maß beschränkt bleiben. Für Ereignisabläufe mit Kernschmelze bei nicht vollständig inertisiertem Primärcontainment sollten geeignete Strategien zum Wasserstoffmanagement entwickelt werden.

Empfehlung 14 (Kategorie 1):

Vor dem Hintergrund der in Fukushima Daiichi aufgetretenen Probleme, eine ausreichende RDB Bespeisung sicherzustellen, sollte die Einspeisekapazität der im KKM vorhandenen Notfalleinrichtungen zur RDB Bespeisung überprüft werden. Die entsprechenden Einrichtungen sollten unter den Bedingungen eines Station Blackout und einer RDB Druckentlastung ausschließlich mittels der PRV in der Lage sein, auch im Kurzzeitbereich (ca. 1 h Stunde nach Abschaltung des Reaktors) ausreichend Kühlmittel in den RDB zu fördern.

Empfehlung 17 (Kategorie 2):

Für Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeiten von bis zu 10^{-6} pro Jahr sollten die möglichen Folgewirkungen (z. B. erdbebeninduziertes Staudammversagen) im Rahmen der PSA detailliert untersucht und es sollte aufgezeigt werden, dass Kernschadenzustände mit hoher Sicherheit vermieden werden können.

Empfehlung 19 (Kategorie 2):

Die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der Notstromversorgung von für AM Maßnahmen vorgesehenen Instrumentierungen sollte, z. B. durch Anschluss an die SUSAN-Notstromversorgung, erhöht werden.

Empfehlung 20 (Kategorie 2)

Die Möglichkeiten für eine diversitäre Erkennung von Transienten mit Anstieg des RDB Füllstandes (z. B. auf Basis einer Bilanzierung von Frischdampf- und Speisewassermassenströmen) sollten geprüft werden.

In den nachfolgenden Tabellen sind die Bewertungsergebnisse für die einzelnen Empfehlungen mit einer kurzen Begründung zusammengestellt.

Eine Gegenüberstellung der in dieser Stellungnahme abgeleiteten aktuellen Empfehlungen und der korrespondierenden Empfehlungen aus der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) enthält Anhang 1.

Tabelle 1: Übersicht der Bewertungsergebnisse zu den ENSI-Stellungnahmen betreffend die Empfehlungen der Kategorie 1.

Empfehlungen der Kategorie 1			
Nr.	Inhalt der Empfehlung	Bewertungsergebnis	Kurzbeurteilung
1	Es sollte geprüft werden, ob durch ein erdbebenbedingtes Versagen von Einrichtungen des Feuerlöschsystems im Reaktorgebäude ein Potenzial für eine Überflutung der Kote –11 m besteht.	Die Empfehlung besteht fort.	Es ist nicht nachvollziehbar, ob eine umfassende Bewertung des Überflutungspotenzials durch das Feuerlöschsystem unter den aktuell anzusetzenden seismischen Gefährdungsannahmen vorgenommen worden ist.
2	Es sollte analysiert werden, welche Transienten zu ihrer Beherrschung Leitechnikfunktionen erfordern, die nicht von der SUSAN-Sicherheitsleitechnik ARSI gewährleistet werden können. Für diese Transienten sollte u. E. entweder gezeigt werden, dass ihr Auftreten in Kombination mit einem Sicherheitserdbeben ausgeschlossen werden kann bzw. sie nicht durch ein SSE induziert werden können, oder es sollten die entsprechenden leittechnischen Einrichtungen im Hinblick auf ihre Robustheit gegenüber Erdbebeeinwirkungen überprüft und ggf. ertüchtigt werden.	Die Empfehlung besteht fort.	Es ist nicht nachvollziehbar, ob eine umfassende Analyse vorliegt, die aufzeigt, dass der Funktionsumfang des ARSI in Kombination mit den davon angesteuerten Einrichtungen und deren EVA Auslegung ausreichend ist, alle Transienten und Anlagenzustände, die sich aus den zu unterstellenden mechanischen Zerstörungen in Kombination mit ggf. erzeugten Fehlsignalen aus der nicht ausreichend gegen EVA ausgelegten Leitechnik ergeben können, zu beherrschen.
3	Im Rahmen einer geschlossenen Darstellung des Nachweises zur Beherrschung externer Überflutungen durch Vermeidung eines Wassereintrags in die sicherheitsrelevanten Gebäude sollten u. E. insbesondere folgende Aspekte behandelt werden: Der Fortbestand der Dichtheit der Grundwasserisolation der sicherheitsrelevanten Gebäude. Das Verhalten der sicherheitsrelevanten Gebäude bei einem Wasserstand, der für längere Zeit die Höhe der Grundwasserisolation übersteigt. Das Eindringen von Wasser in das Maschinenhaus und das Betriebsgebäude bei einem Hochwasser Mitte Mai 1999 und ggf. daraus folgende Erkenntnisse für das Verhalten sicherheitsrelevanter Gebäude bei externen Überflutungen (Bemessungshochwasser, Flutwellen). Die Auftriebssicherheit von Kanälen und ggf. anderen Bauwerken. Vorkehrungen gegen ein Eindringen von Wasser in die sicherheitsrelevanten Gebäude über bestehende Wanddurchdringungen und Verbindungen zu anderen Gebäuden. Das Verhalten der sicherheitsrelevanten Gebäude bei einer kombinierten Einwirkung von Erdbeben und Überflutung im Hinblick auf ggf. auftretende Risse sowie ggf. mögliche Beschädigungen von Abdichtungen, Türen, Durchführungen, Kanälen und Leitungen.	Die Empfehlung besteht fort hinsichtlich der Spiegelstriche 1 bis 3. Die Empfehlung ist erfüllt hinsichtlich der Spiegelstriche 4 bis 7.	Das ENSI geht in seiner Stellungnahme zu den Spiegelstrichen 1 und 3 der Empfehlung 3 auf die Frage der Wirksamkeit der geschützten Grundwasserisolation des Betriebsgebäudes bei dem Hochwasser im Mai 1999 nicht ein. Im Fokus des zweiten Spiegelstrichs stehen Wasserstände, die für längere Zeit die Höhe der Grundwasserisolation übersteigen. In der Stellungnahme des ENSI wird auf den zeitlichen Aspekt nicht explizit eingegangen. Die in den anderen Spiegelstrichen genannten Aspekte sind durch die Stellungnahme des ENSI hinreichend beantwortet, wobei vorausgesetzt ist, dass die Bewertungen zum Abschluss eines erdbebeninduzierten Staudammversagens auch zukünftig Bestand haben.

<p>Die Vermeidung von Wassereintritten in sicherheitsrelevante Gebäude durch geöffnete Türen im Falle von erdbebeninduzierten Flutwellen, die im Gegensatz zum Hochwasser ggf. keine oder nur geringe Vorwarnzeiten haben (insbesondere relevant für die Stauanlage Mühleberg).</p>	<p>Der Empfehlung ist Rechnung getragen.</p>	<p>Das KKM hat im Rahmen des Projekts DIWANAS unter anderem ein Konzept zur Nachrüstung eines zusätzlichen, räumlich getrennten Nachwärmeabfuhrsystems (ZNA-System) zur Freigabe eingereicht.</p>
<p>4 Die zur RDB Bespeisung und Nachwärmeabfuhr vorgesehenen Sicherheitssysteme (Stränge I bis IV) sollten so nachgerüstet oder erfürchtet werden, dass es bei einem Brand im Reaktorgebäude oder einer internen Überflutung auf der Kote –11 m nicht zu einem Ausfall aller Systeme kommen kann.</p>	<p>Die Empfehlung besteht fort.</p>	<p>Die Stellungnahme des ENSI bezieht sich ausschließlich auf Verstopfungen des Kühlwassereinlaufs, nicht jedoch auf das Verstopfungspotenzial des SUSAN-Kühlwassersystems insgesamt (inklusive aller Rohrleitungen und Wärmetauscher des Systems).</p>
<p>5 Das Verstopfungspotenzial des SUSAN-Kühlwassersystems selbst (nicht nur des Einlaufs) sollte untersucht werden.</p>	<p>Die Empfehlung besteht fort.</p>	<p>Insgesamt lässt sich auf Basis der vorliegenden Unterlagen und Informationen nicht beurteilen, ob die Vorgaben des Schweizerischen Regelwerks sowie die nach den Ereignissen von Fukushima initiierten Überprüfungen zu einer systematischen Analyse aller vorhandenen Notfallmaßnahmen, im Hinblick auf deren Durchführbarkeit bei den zu unterstellenden Einwirkungen von Außen und von Innen hin, geführt haben bzw. führen werden.</p>
<p>6 Die im KKM vorgesehenen Notfallmaßnahmen (AM Maßnahmen) sollten systematisch auf ihre Durchführbarkeit bei den zu unterstellenden Einwirkungen von Außen und von Innen hin überprüft und ggf. das Notfallschutzkonzept entsprechend weiterentwickelt werden. Hintergrund ist, dass in dem KKM Bericht zum EU Stress Test an einzelnen Stellen Notfallmaßnahmen in Bezug genommen werden, deren Durchführbarkeit unter den dort diskutierten Randbedingungen unklar erscheint.</p>	<p>Die Empfehlung wird modifiziert.</p>	<p>Auf Basis der vorliegenden Unterlagen bestehen noch Unklarheiten. Sie betreffen den Umfang weiterhin zu unterstellender Leckagen über Anschlussleitungen an das BE-Lagerbecken, die Reaktorgrube und das Reaktoreinbautenbecken, die Erdbebenauslegung von zur Abdichtung gesetzten Zapfen bzw. Stopfen und die Betrachtung kurzzeitiger Betriebszustände.</p>
<p>7 Bei Lecks am Beckenkühlsystem könnte es über die Rückförderleitungen infolge einer Saugheberwirkung zu einem kontinuierlichen Füllstandsabfall kommen. Bei unterstelltem Versagen der pro Leitung einfach vorhandenen Rückschlagklappe wären Handmaßnahmen zur Leckabspernung erforderlich, da das Lagerbecken ansonsten komplett leergesaugt werden könnte. Das Nachweiskonzept für derartige Szenarien sollte im Hinblick auf verfügbare Karennzeiten, Leckerkennungsmöglichkeiten und die für den Fall vorgesehenen betrieblichen Vorschriften überprüft werden, da die automatische Leckabspernung nicht einzelfehlerfest ist. Ggf. sollten Umrüstungen vorgenommen werden, um Saugheberwirkungen auszuschließen oder gesichert zu unterbrechen. Dies könnte z. B. durch das Einbringen von Bohrungen (Siphonbrecher) in die Rückförderleitungen kurz unterhalb des Beckenwasserspiegels erreicht werden.</p>	<p>Die Empfehlung wird modifiziert.</p>	<p>Auf Basis der vorliegenden Unterlagen bestehen noch Unklarheiten. Sie betreffen den Umfang weiterhin zu unterstellender Leckagen über Anschlussleitungen an das BE-Lagerbecken, die Reaktorgrube und das Reaktoreinbautenbecken, die Erdbebenauslegung von zur Abdichtung gesetzten Zapfen bzw. Stopfen und die Betrachtung kurzzeitiger Betriebszustände.</p>

8	Eine Ertüchtigung der Dammplatte gegen seismische Einwirkungen sollte geprüft werden, um ein erdbebenbedingtes Versagen der Dammplatte mit hoher Sicherheit zu vermeiden.	Der Empfehlung ist Rechnung getragen.	Das ENSI hat die Forderung erhoben, dass das KKM hinsichtlich der Verbesserung der Dichtfunktion der Dammplatte eine Analyse durchzuführen und die Ergebnisse der Analyse dem ENSI bis zum 31. Dezember 2012 zur Beurteilung einzureichen hatte.
9	Die zur Lagerbeckenkühlung vorgesehenen Notfallmaßnahmen sollten im Hinblick auf die Robustheit der hierfür erforderlichen Einrichtungen (z. B. Feuerlöschsystem) gegen Erdbebeneinwirkungen überprüft werden.	Die Empfehlung ist erfüllt.	Mit der zwischenzeitlich abgeschlossenen Nachrüstung von zwei räumlich getrennten Zuführungen an der Außenwand des Reaktorgebäudes zur externen Bespeisung des Brennelementlagerbeckens mittels auf dem Anlagengelände gelagerter Feuerwehropumpen wurden neue Möglichkeiten für die Durchführung einer einfachen und robusten Notfallmaßnahme zur Beckenbespeisung geschaffen.
10	Es sollte überprüft werden, ob und ggf. welche zusätzlichen Maßnahmen möglich und erforderlich sind, um die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der SUSAN-Notstromversorgung weiter zu erhöhen. Hierbei sollten u. E. folgende Aspekte berücksichtigt werden: Potenzial für eine Verstopfung des SUSAN-Kühlwassersystems CWS; Konsequenzen aus der nicht vollumfänglichen räumlichen Trennung der Redundanzen; Potenzial für redundanzübergreifende Ausfälle infolge gebäudeinterner Überflutungen und Brände; Möglichkeiten für eine Erhöhung der Robustheit der SUSAN-Notstromdieselaggregate gegenüber seismischen Einwirkungen; Gesamtkonzept zur externen Bespeisung der SUSAN-Notstromschienen unter Berücksichtigung aller zu betrachtender Einwirkungen von Außen. Die Bespeisung sollte unter Beibehaltung des Gebäudeschutzkonzepts und der zu unterstellenden Ereignisrandbedingungen (z. B. Arealüberflutung) zuverlässig und kurzfristig möglich sind.	Die Empfehlung besteht fort.	Auf Basis der vorliegenden Unterlagen nehmen wir andere Bewertungen zu den einzelnen Spiegelstrichen vor als das ENSI in seiner Stellungnahme.
11	Sofern kein Austausch des Kernmantels erfolgt, sollte ein Nachweiskonzept erstellt werden, das auf der Festlegung eines ungünstigsten Zustands des Kernmantels (z. B. Annahme umlaufender Risse mit einer bestimmten Tiefe), der die real auftretenden Zustände auch bei fortschreitendem Risswachstum und Rissneubildung mit hoher Aussagesicherheit abdeckt, beruht.	Die Empfehlung wird modifiziert.	Zur Absicherung der bruchmechanischen Analysen für den Nachweis der Strukturintegrität des Kernmantels für den Langzeitbetrieb, die einen umlaufenden Gesamtriss mit einer abdeckenden Risstiefe postulieren, und zur Bewertung von deren Aussagesicherheit sollten, soweit noch nicht erfolgt, zusätzliche Analysen und Bewertungen vorgenommen werden.

12	<p>Es sollten Analysen zu den sicherheitstechnischen Konsequenzen des Versagens eines Zugankers aus sich heraus sowie des Versagens eines oder mehrerer Zuganker bei Störfällen vorgelegt werden (Entstehung loser Teile im RDB). Sofern sich unzulässige Konsequenzen ergeben oder diese nicht zuverlässig ermittelt werden können, sollten die Zuganker ausgebaut werden.</p>	<p>Die Empfehlung ist erfüllt.</p>	<p>Das ENSI hat in seinen Ausführungen zur Empfehlung 12 dargestellt, dass die sicherheitstechnischen Konsequenzen des Versagens eines Zugankers durch vorliegende Analysen abgedeckt werden und unzulässige Konsequenzen nicht zu besorgen sind.</p>
13	<p>Ein Leistungsbetrieb des KKM sollte aus Gründen der Risikominimierung nur bei inertisiertem Primärcontainment erfolgen. Etwaig bestehende Ausnahmen für begrenzte Zeiträume vor einer geplanten Abschaltung bzw. nach einem Wiederanfahren der Anlage sollten entfallen.</p>	<p>Die Empfehlung wird modifiziert.</p>	<p>Kernschmelzabläufe mit nicht oder nur teilweise inertisiertem Primärcontainment weisen eine geringe Eintrittshäufigkeit auf, sind aber nicht als so extrem unwahrscheinlich einzustufen, dass eine weitere Betrachtung nicht erforderlich wäre.</p>
14	<p>Vor dem Hintergrund der in Fukushima Daiichi aufgetretenen Probleme, eine ausreichende RDB Bespeisung sicherzustellen, sollte die Einspeisekapazität der im KKM vorhandenen Notfalleinrichtungen zur RDB Bespeisung überprüft werden. Die entsprechenden Einrichtungen sollten unter den Bedingungen eines Station Blackout und einer RDB Druckentlastung ausschließlich mittels der PRV in der Lage sein, auch im Kurzzeitbereich (ca. 1 h Stunde nach Abschaltung des Reaktors) ausreichend Kühlmittel in den RDB zu fördern.</p>	<p>Die Empfehlung besteht fort.</p>	<p>Das ENSI beantwortet die Empfehlung unter Verweis auf die Funktion des RCIC und ALPS. In diesem Fall wäre der Einsatz von Notfalleinrichtungen zur Niederdruckbespeisung des RDB, auf deren Förderhöhe sich die Empfehlung bezieht, ohnehin nicht erforderlich. Von daher geht die Stellungnahme des ENSI am Gegenstand der Empfehlung vorbei.</p>
15	<p>Das im KKM realisierte Konzept zur Beherrschung von Transienten mit Überspeisung des RDB sollte einer Überprüfung unterzogen werden, die folgende Aspekte beinhalten sollte:</p> <p>Qualität der Leittechnikfunktionen zur Gewährleistung einer zuverlässigen Beendigung der RDB Bespeisung (zumindest die Abschaltung der Speisewasserpumpen ist gemäß Hsk (1991) keine Reaktorschutzmaßnahme);</p> <p>Beendigung der Einspeisung durch das RCIC und das Speisewassersystem über diversitäre Maßnahmen (z. B. durch Auslösung eines Durchdringungsabschlusses in der RCIC Zudampfleitung und den Speisewasserleitungen);</p> <p>Auslösung von Reaktorschnellabschaltung sowie von Umleitschnellschluss und Durchdringungsabschluss in den dampfführenden Leitungen in Abhängigkeit von erhöhten Reaktorniveaus zur Beendigung der Leistungserzeugung und zur Isolation des RDB von dampfführenden Systemen.</p>	<p>Der Empfehlung ist Rechnung getragen.</p>	<p>Das ENSI hat vom KKM mittlerweile eine sicherheitstechnische Bewertung zusätzlicher Maßnahmen – automatische Auslösung der Reaktorschnellabschaltung bei hohem RDB-Füllstand sowie weitere diversitäre Maßnahmen zur Sicherstellung des Überspeisungsschutzes des RDB – verlangt.</p>

Tabelle 2: Übersicht der Bewertungsergebnisse zu den ENSI-Stellungnahmen betreffend die Empfehlungen der Kategorie 2.

Empfehlungen der Kategorie 2			
Nr.	Inhalt der Empfehlung	Bewertungsergebnis	Kurzbegründung
16	Das zukünftige Nachweiskonzept für das Sicherheitserdbeben sollte dargestellt werden. Sofern ein Wechsel in der Nachweismethodik angestrebt wird, sollte dies samt der damit verbundenen Konsequenzen für die Ausagesicherheit des Nachweises und die Reserven der Anlage über das Bemessungsereignis hinaus erläutert werden. Insbesondere sollte, sofern der Erdbebennachweis zukünftig auf Basis von Fragilitäten erfolgen soll, dargestellt werden, wie der damit verbundene höhere Anteil an „engineering judgement“ sowie die gegenüber einer „klassisch“ deterministischen Nachweisführung erhöhten Unsicherheiten berücksichtigt werden sollen.	Die Empfehlung entfällt.	Die grundsätzliche Nachvollziehbarkeit der aktualisierten Nachweismethodik ist mittlerweile vor dem Hintergrund der nach Abfassung der Fachstellungnahme publizierten Erdbebennachweise gegeben. Die weiteren in der Empfehlung angesprochenen Aspekte werden im Rahmen der Anmerkungen im Kapitel 3.4 zu den aktualisierten Erdbebennachweisen behandelt.
17	Aufgrund des bei einem kombinierten Eintreten eines Erdbebens und einer nachfolgenden Überflutung erhöhten Potentials für ausdehnungsüberschreitende Ereignisabläufe sollten hier zusätzlich Szenarien mit Überschreitungswahrscheinlichkeiten von kleiner als 10^{-4} pro Jahr betrachtet werden. Dies erscheint auch vor dem Hintergrund, dass gemäß UVEK (2009) bei den internen Ereignissen Störfälle der Kategorie 3, d. h. mit einer Häufigkeit kleiner gleich 10^{-4} und größer als 10^{-6} pro Jahr, zu betrachten sind, sinnvoll.	Die Empfehlung wird modifiziert.	Gegen die Betrachtung von Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeiten von kleiner als 10^{-4} pro Jahr aus schließlich im Kontext der PSA bestehen keine Einwände. Allerdings sollten die möglichen Folgewirkungen (z. B. Staudammversagen) von Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeiten von bis zu 10^{-6} pro Jahr detailliert untersucht und es sollte aufgezeigt werden, dass Kernschadenszustände mit hoher Sicherheit vermieden werden können.
18	Ein Grobkonzept zur Nachrüstung einer von der Aare unabhängigen Kühlmittelversorgung (diversitäre Wärmesenke) ist mittlerweile vom KKM eingereicht worden. Da gemäß der Darstellung durch das KKM ein Ausfall der bestehenden Kühlwassersysteme auch bei Flutwellen infolge erdbebeninduzierter Staudammbrüche nicht ausgeschlossen werden kann, sollte die geforderte diversitäre Kühlmöglichkeit gegen Erbbebeeinwirkungen ausgelegt sein.	Der Empfehlung ist Rechnung getragen.	Nach Darstellung des ENSI soll die im Rahmen des Projekts DIWANAS vorgesehene neue, von der Aare unabhängige Kühlwasserversorgung so ausgelegt wird, dass diese auch unter Berücksichtigung zukünftiger Erbebegefährdungsannahmen eine ausreichende Erbbebefestigkeit aufweist.
19	Die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der Notstromversorgung von für AM Maßnahmen vorgesehenen Instrumentierungen sollte, z. B. durch Anschluss an die SUSAN-Notstromversorgung, erhöht werden.	Die Empfehlung besteht fort.	Die Notstromversorgung der zur Durchführung von AM Maßnahmen erforderlichen Instrumentierung soll überprüft werden. Inwieweit dadurch der Empfehlung Rechnung getragen werden wird, lässt sich auf Basis der vorliegenden Informationen jedoch nicht beurteilen.
20	Die Möglichkeiten für die Implementierung einer diversitären Überwachung des RDB Füllstands im KKM sollten geprüft werden.	Der Empfehlung ist Rechnung getragen im Hinblick auf Ereignisabläufe mit Füllstandsabfall. Der Empfehlung wird modifiziert im Hinblick auf Ereignisabläufe mit Füllstandsanstieg.	Das ENSI vom KKM mittlerweile eine sicherheitstechnische Bewertung zusätzlicher Maßnahmen – Nachrüstung einer zur Füllstands messung diversitären, automatischen Auslösung der Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ – verlangt. Die diversitäre Erkennung von Ereignisabläufen mit Füllstandsanstieg ist davon allerdings nicht abgedeckt.

21	<p>Der für das im KKM realisierte Containmentdruckentlastungssystem geführte Nachweis, dass bei einer Druckentlastung keine Gefährdung der Betonstrukturen des Freisetzungspfad infolge von Wasserstoffexplosionen auftritt, sollte im Lichte der Ereignisse in der Anlage Fukushima Daiichi im Hinblick auf die Annahmen, die dieser Nachweisführung zu Grunde liegen (u. a. zur turbulenzinduzierten Vermischung), überprüft werden.</p>	<p>Der Empfehlung ist Rechnung getragen.</p>	<p>Die Betreiber haben bis Ende des Jahres 2013 weitere Untersuchung betreffend die Wasserstoffgefährdung bei schweren Unfällen einzureichen. In diesem Kontext soll auch eine Überprüfung der Containmentdruckentlastungspfade im Hinblick auf eine Wasserstoffgefährdung erfolgen.</p>
22	<p>Etwasige zusätzliche Erkenntnisse zum Ereignisablauf in Fukushima Daiichi im Hinblick auf das druck- und temperaturabhängige Containmentverhalten sollten bewertet werden. Hierbei sollten auch die Modellannahmen zum Containmentverhalten in bestehenden (d. h. vor dem Unfall erstellten) anlagenspezifischen PSAs für Fukushima Daiichi einbezogen werden.</p>	<p>Die Empfehlung ist erfüllt.</p>	<p>Das ENSI verfolgt neue Untersuchungsergebnisse zu den Ereignisabläufen in der Anlage Fukushima Daiichi.</p>

II Bewertung der Einhaltung von Regelwerksanforderungen im Hinblick auf Anlagentechnik und Betrieb

Die WENRA Reactor Safety Reference Levels in der Fassung vom Januar 2008 WENRA (2008) enthalten unter Issue P: Periodic Safety Review (PSR) die Anforderung (Reference Level) 1.3, der zufolge die Abweichungen von den aktuell gültigen Regelwerksanforderungen darzustellen und zu bewerten sind.

Die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-48/d „Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken“ November 2001 (HSK 2001) sind gegenüber WENRA (2008) insofern eingeschränkt als nur eine Bewertung von Abweichungen von ausführungsunabhängigen Regelwerksanforderungen, die im Überprüfungszeitraum eine Änderung erfahren haben oder neu erhoben wurden, erforderlich ist.

Dementsprechend liegt für das KKM eine geschlossene Darstellung aller Abweichungen gegenüber aktuell gültigen Regelwerksanforderungen nicht vor. Vielmehr finden sich diesbezügliche Darstellungen in über die Jahre erstellten sicherheitstechnischen Bewertungen, dabei insbesondere in:

- Gutachten zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das Kernkraftwerk Mühleberg (Hsk 1991);
- Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg 2002 (Hsk 2002);
- Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg 2007 (Hsk 2007);
- Sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg (ENSI 2012d);
- Abschlussbericht zur OSART-Überprüfung im Oktober 2012 (IAEA 2013).

Auf Basis der in diesen Unterlagen enthaltenen Informationen werden nachfolgend zunächst Abweichungen gegenüber einschlägigen Regelwerksanforderungen zur Anlagenauslegung zusammengestellt. Hierbei werden folgende Regelwerke herangezogen:

- HSK-Richtlinie HSK-R-101/d Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren (Hsk 1993a);
- IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 “Safety of Nuclear Power Plants: Design” (IAEA 2012).

Im Einzelnen werden Abweichungen der Anlagenauslegung gegenüber folgenden Auslegungsanforderungen zusammengestellt:

- Einzelfehlerkriterium,
- Funktionelle Unabhängigkeit von redundanten Strängen,
- Räumliche Trennung von redundanten Strängen,
- Klassierung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen und
- Räumliche Ausstattung der Notfallorganisation.

Die Darstellung der Abweichungen bezieht sich auf den gegenwärtigen Anlagenzustand. Im Falle einer Realisierung des Projekts DIWANAS würden einzelne der festgestellten Abweichungen bestehen bleiben, sofern die einzelnen Systeme für sich alleine betrachtet werden. Werden hingegen die Sicherheitsfunktionen RDB Bespeisung und Nachwärmeabfuhr betrachtet, ergeben sich substantielle Verbesserungen bezüglich der räumlichen Trennung und der

funktionellen Unabhängigkeit der Gesamtheit der zur Gewährleistung dieser Sicherheitsfunktionen vorgesehenen Einrichtungen. Ebenso ergeben sich Verbesserungen im Hinblick auf das Einzelfehlerkriterium. Hintergrund ist die Nachrüstung zusätzlicher diversitärer Systeme, die von den bestehenden räumlich getrennt installiert werden sollen.

Im Vergleich zur Anlagenauslegung besteht im Hinblick auf die Einhaltung übergeordneter Anforderungen zum Betrieb des Kraftwerks ein größerer Interpretationsspielraum hinsichtlich der Frage, ob festgestellte Schwachstellen als Abweichungen von Regelwerksanforderungen einzustufen sind. Hinweise auf derartige Abweichungen liefern die in dem Abschlussbericht zur OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) aufgeführten Defizite. Diese werden Anforderungen zum Betrieb des Kraftwerks gegenübergestellt, die enthalten sind in:

- IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 "Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation" (IAEA 2011);
- ENSI-Richtlinie ENSI-B12 „Notfallschutz in Kernanlagen“ (ENSI 2009c).

Berücksichtigt werden bis auf eine Ausnahme ausschließlich Defizite, die zu Empfehlungen („Recommendation“) und nicht nur zu Vorschlägen („Suggestion“) des OSART-Teams geführt haben.

Im Einzelnen werden Hinweise auf Abweichungen des Anlagenbetriebs von Regelwerksanforderungen in folgenden Bereichen zusammengestellt:

- Konventionelle Arbeitssicherheit,
- Management von Änderungsvorhaben,
- Erfahrungsrückfluss,
- Ereignisauswertung,
- Fortbestand von Nachweisen zur Störfallfestigkeit,
- Unfallmanagement (SAMG).

1. Anforderungen zur Anlagenauslegung

1.1 Einzelfehlerkriterium

Hinsichtlich der Einhaltung des Einzelfehlerkriteriums ist festzustellen:

- Das gemäß HSK (2007) als Sicherheitssystem klassierte SUSAN-Kühlwassersystem CWS ist bezüglich seiner passiven Komponenten weitestgehend einsträngig aufgebaut. Da ein Nachweis, dass ein Verstopfen der passiven mechanischen Komponenten ausgeschlossen werden kann, nicht vorliegt, ist ein Einzelfehler zu unterstellen. Ein derartiger Einzelfehler würde zum Ausfall des Systems führen.

Somit erfüllt das SUSAN-Kühlwassersystem CWS nicht das Einzelfehlerkriterium.

1.2 Funktionelle Unabhängigkeit von redundanten Strängen

Hinsichtlich der Gewährleistung der funktionellen Unabhängigkeit von redundanten Strängen der Sicherheitssysteme ist festzustellen:

- Das als Sicherheitssystem klassierte SUSAN-Kühlwassersystem CWS ist mit Ausnahme der Kühlwasserpumpen einsträngig aufgebaut. Aufgrund der grundsätzlich bestehenden Verstopfungsgefahr sind die den Strängen ge-

meinsamen passiven mechanischen Komponenten (Rohrleitungen, Wärmetauscher) nicht als systemtechnischer Vorteil, der die Zuverlässigkeit des Systems erhöht, anzusehen. Somit erfüllt das SUSAN-Kühlwassersystem CWS nicht das Kriterium zur funktionellen Unabhängigkeit von redundanten Strängen.

- Die Notstromversorgung der Sicherheitssystemstränge I und II ist vermascht ausgeführt. Hintergrund ist gemäß Hsk (1991), dass durch komplexe automatische Umschaltungen angestrebt wird, den erforderlichen Leistungsbedarf im Notstromfall zu sichern.

Somit erfüllen die Notstromversorgungsanlagen der Sicherheitssystemstränge I und II nicht das Kriterium zur funktionellen Unabhängigkeit von redundanten Strängen.

1.3 Räumliche Trennung von redundanten Strängen

Hinsichtlich der Gewährleistung der räumlichen Trennung von redundanten Strängen der Sicherheitssysteme ist festzustellen:

- Sämtliche zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen „RDB Bespeisung“ und „Nachwärmeabfuhr“ erforderlichen Pumpen sind ohne räumliche Trennung im Torusringraum auf der Kote –11 m aufgestellt.
- Somit erfüllen die zur RDB Bespeisung und Nachwärmeabfuhr vorgesehenen Sicherheitssysteme nicht das Kriterium zur räumlichen Trennung von redundanten Strängen.
- Nach Einschätzung der HSK in Hsk (1991) sind die 380 V Haupt- und Unterverteilungen der Sicherheitssystemstränge I und II nicht derart gut separiert, dass ein Brandübertritt von einem Strang zum anderen deterministisch ausgeschlossen werden kann.
- Somit erfüllen die Notstromversorgungsanlagen der Sicherheitssystemstränge I und II nicht das Kriterium zur räumlichen Trennung von redundanten Strängen.
- Die zur Notstromversorgung der SUSAN-Sicherheitssystemstränge III und IV erforderlichen Einrichtungen sind zum größten Teil räumlich getrennt im SUSAN-Gebäude untergebracht. Soweit erkennbar, sind Einrichtungen der Kraftstoffversorgung nicht räumlich getrennt aufgestellt.
- Somit ist das Kriterium zur räumlichen Trennung von redundanten Strängen für die Notstromversorgungsanlagen der Sicherheitssystemstränge III und IV bezüglich der Kraftstoffversorgung nicht erfüllt.
- Das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem (ICWS) ist gemäß Hsk (2007) als Sicherheitssystem klassiert. Es ist u. a. als Hilfssystem zur Kühlung der SUSAN-Notstromdieselaggregate erforderlich. Die Pumpen des Zwischenkühlwassersystems ICWS und die zugehörigen Umluftkühler sind in einem gemeinsamen Raum auf der Höhenkote –11 m untergebracht.

Somit erfüllt das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem ICWS nicht das Kriterium zur räumlichen Trennung von redundanten Strängen.

1.4 Klassierung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen

Das Wasserkraftwerk Mühleberg wäre, da es Teil der internen Notstromversorgung des KKM ist und zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen mit großem Leckquerschnitt im Notstromfall benötigt wird, gemäß den geltenden Schweizerischen Richtlinien zur sicherheitstechnischen Klassierung für bestehende Kernkraftwerke zu klassieren. Die mechanischen Einrichtungen der Notstromversorgung durch das Wasserkraftwerk wären der SK3 zuzuordnen, die elektrischen Einrichtungen wären als 1E zu klassieren.

Die Notstromversorgung vom Wasserkraftwerk (System Nr. 062) ist gemäß Hsk (2007) keiner Sicherheitsklasse zugeordnet, d. h. es ist hinsichtlich der mechanischen Einrichtungen nicht klassiert. Zur Klassierung des elektrischen Einrichtungen des Wasserkraftwerks liegen uns keine Informationen vor. Somit erfüllt das Wasserkraftwerk Mühleberg nicht die Anforderungen zur Klassierung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen.²

1.5 Räumliche Ausstattung der Notfallorganisation

Im Abschlussbericht zur OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) wird bemängelt, dass die im KKM für die Arbeit der Notfallorganisation vorgesehenen Räumlichkeiten keinen dauerhaften Schutz des Personals gewährleisten. Somit erfüllt das KKM nicht die IAEA Anforderung zur Verfügbarkeit von Räumlichkeiten, die einen dauerhaften Schutz des für das Notfall- und Unfallmanagement eingesetzten Personals gewährleisten sollen.

2. Anforderungen zum Anlagenbetrieb

Die im Abschlussbericht zur OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) dargestellten Detailergebnisse zu den durchgeführten Überprüfungen deuten darauf hin, dass im Oktober 2012 folgende Anforderungen aus IAEA (2011) nicht vollständig erfüllt waren:

- Anforderung 11 zum Management von Änderungsvorhaben, da in IAEA (2013) festgestellt wird, dass Mängel bei der Verfolgung, der Dokumentation und dem formalen Abschluss von Änderungsvorhaben bestehen.
- Anforderung 13 zum Vorliegen gültiger Nachweise zur Störfallfestigkeit von sicherheitsrelevante Einrichtungen, da in IAEA (2013) bemängelt wird, dass die fortbestehende Gültigkeit von Nachweisen zur Störfallfestigkeit verschiedener 1E klassierter sicherheitsrelevanter Kabel, die seit Betriebsbeginn des KKM installiert sind, für den Langzeitbetrieb des KKM nicht aufgezeigt ist.
- Anforderung 23 zur konventionellen Arbeitssicherheit, da in IAEA (2013) bemängelt wird, dass der konventionelle Arbeitsschutz nicht höheren industriellen Standards („good industry standards“) genügt.
- Anforderung 24 zur systematischen und zeitnahen Umsetzung von Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung, da in IAEA (2013) bemängelt wird, dass das Anlagenmanagement der zeitnahen Umsetzung von Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung zu wenig Bedeutung beimisst.

² Diese Aussage gilt mindestens im Hinblick auf die mechanischen Einrichtungen des Wasserkraftwerks.

- Anforderung 24 zur zeitnahen Durchführung detaillierter Ereignisanalysen, da in IAEA (2013) Defizite im Hinblick auf den Tiefgang von Ursachenanalysen, HF-Aspekte (HF: Human Factor) und die Spezifikation von Abhilfemaßnahmen konstatiert werden.

Weiterhin deutet die Darstellung der Detailergebnisse in IAEA (2013) darauf hin, dass mindestens fünf der im Abschnitt 4.4 Unfallmanagement (SAMG) der ENSI-Richtlinie ENSI-B12 (ENSI 2009c) enthaltenen Anforderungen im KKM nicht vollständig erfüllt sind.

III Erkenntnisse zum Betrieb (OSART-Ergebnisse)

Auf Ersuchen der Schweizer Regierung hat die IAEA seit dem Jahr 2000 insgesamt drei OSART-Reviews am Standort Mühleberg durchgeführt. Dabei handelt es sich um zwei OSART-Reviews (in den Jahren 2000 und 2012) sowie ein „Follow Up Visit“ im Jahre 2002 im Nachgang zur ersten OSART-Mission im Jahr 2000. Die Ergebnisse der drei Missionen sind dokumentiert in IAEA (2002a) und IAEA (2013).

Untersuchungsgegenstand von OSART-Missionen ist im wesentlichen die Bewertung der Betriebsführung durch externe Fachleute, nicht die Bewertung der sicherheitstechnischen Auslegung eines Kernkraftwerks. Bewertungsgrundlagen sind die einschlägigen Empfehlungen der IAEA für die Betriebsführung von Kernkraftwerken und das individuelle Expertenwissen der Mitglieder des Untersuchungsteams.

Nachfolgend werden Erkenntnisse aus der OSART-Review 2012 zusammengefasst. Ergebnisse der Vorgängermission werden in Kapitel 3.3 „[Erkenntnisse zum Betrieb \(Diskussion der OSART-Ergebnisse\)](#)“ kurz dargestellt.

Insgesamt wird dem KKM in IAEA (2013) ein sehr guter Pflegezustand der Anlage und der technischen Einrichtungen sowie eine gute Führung des operativen Betriebs bescheinigt. Die Qualifikation und die Motivation des Personals auf den Arbeitsebenen wird als hoch eingeschätzt. Der Bericht enthält überwiegend positive Aussagen zur Qualität der Ausbildung und zu Maßnahmen des Know How Erhalts und lediglich kleinere Anregungen im Hinblick auf Optimierungspotentiale im Bereich des Ausbildungswesens. Als positiv wird in IAEA (2013) auch bewertet, dass der Betreiber weiterhin Investitionen zur Reduzierung des Gefährdungspotentials vorgenommen hat, was das grundsätzliche Bestreben demonstriert, der Anlagensicherheit den gebotenen Stellenwert einzuräumen.

Bezüglich des Alterungsmanagements führt der OSART-Bericht eine Reihe von Beispielen auf, die darauf hindeuten, dass die Systembereiche dem Alterungsmanagement die nötige Bedeutung beimessen. Weiterhin ist das Instandhaltungsmanagement für den rissbehafteten Kernmantel als „Gute Praxis“ bewertet worden. Unserer Ansicht nach sind die ergriffenen Maßnahmen jedoch nicht als „Gute Praxis“ sondern als erforderliche Mindestmaßnahmen anzusehen, um den sicheren Weiterbetrieb der Anlage mit dem rissbehafteten Kernmantel zu gestatten.

Die Ausstattung der Notfallorganisation wurde nach dem Unfall in Fukushima deutlich verbessert, der OSART-Bericht nennt hier das zusätzliche Notstromaggregat auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes und das externe Lager in Reitnau (letzteres wird als „gute Praxis“ bewertet).

KMM hat bereits 1994 begonnen, Entscheidungshilfen zum Unfallmanagement zu entwickeln (SAMGs). Diesen wurden bis 2006 auch um Ereignisabläufe, die aus dem Nichtleistungsbetrieb heraus eintreten können, erweitert. Insoweit gehört KKM in Europa mit zu den Vorreitern bei der Entwicklung solcher Prozeduren.

Identifizierte Schwachpunkte

Im Abschlussbericht der OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) finden sich die im Rahmen solcher Überprüfungen üblichen Anregungen zur Optimierung der Betriebsführung, die wegen ihrer geringen Relevanz für die Anlagensicherheit im Rahmen dieser Kurzbewertung nicht weiter angesprochen werden. Darüber hinaus sind in IAEA (2013) verschiedene Aussagen zu identifizierten Schwachpunkten enthalten:

- Anlagenmanagement

Der Bericht enthält mehrere Aspekte, die darauf hindeuten, dass die bereits 2000 vom OSART-Team in IAEA (2002a) kommentierte Intention des Betreibers die Gesamtbelegschaft mehr im Hinblick auf kaufmännische und weniger auf technische Kompetenz hin auszurichten, nachteilige Auswirkungen auf die Führung der Anlage gezeitigt hat. So wird seitens des Teams konstatiert, dass sich das Management wenig vor Ort bei der Belegschaft zeigt und somit die wichtige Kontrolle der betrieblichen Praktiken vor Ort und die direkte Kommunikation des Managements mit den Ausführenden in der Anlage leidet.

- Erfahrungsrückfluss

Während im Zuge des „Follow Up Visit“ im Jahre 2002 (IAEA 2002a) noch von einer Verbesserung des internen Meldeverhaltens berichtet wird, enthält der Bericht 2012 mehrere Hinweise, dass dieser Bereich nach wie vor unterentwickelt ist. Weder gibt es dem Bericht zufolge eine hinreichende Anleitung was zu berichten ist – einige Bereiche scheinen generell nicht zu melden – noch werden berichtete Ereignisse und Meldungen von Beinahe Ereignissen zeitnah analysiert. Sofern Abhilfemaßnahmen festgelegt worden sind, werden diese nicht im Hinblick auf ihre Umsetzung systematisch und mit Unterstützung von Performanceindikatoren verfolgt.

- Arbeitssicherheit und arbeitsbezogener Strahlenschutz

Einige Arbeitspraktiken im KKM sowie die Ereigniszahlen entsprechen nicht dem international üblichen Stand für „Gute Performance“ in diesem Bereich. Eine systematische Erfassung und Auswertung insbesondere von Beinahe Ereignissen ist auch für diesen Bereich nicht geübte Praxis.

Der Strahlenschutz wurde insgesamt als gut bewertet. Die Personendosen und die Kontaminationsfälle sind allerdings höher als in vergleichbaren Anlagen. Gemäß OSART-Bericht erfolgt für viele Arbeiten im Kontrollbereich keine vorbereitende tätigkeitsbezogene Analyse der erforderlichen Strahlenschutzmaßnahmen, was nicht im Einklang mit internationalen Standards im Strahlenschutz von kerntechnischen Anlagen steht.

- Personalverfügbarkeit zur Brandbekämpfung

Der Bericht enthält eine Kommentierung, dass in einigen wenigen Fällen die vorgeschriebene Mindestbesetzung von zwei Feuerwehreinsatzkräften auf der Anlage (Mitglieder der Betriebsschicht) nicht eingehalten wurde. Die geringe Präsenz von Feuerwehkräften außerhalb der normalen Arbeitszeiten wurde mit Verweis auf die behördliche Festlegung, dass im Brandfall externe Hilfe binnen 15 min verfügbar sein muss, seitens des OSART-Teams nicht weiter kommentiert. Zumindest in Deutschland ist eine derart geringe Besetzung von Feuerwehreinsatzpersonal auf der Anlage trotz kurzfristig verfügbarer externer Feuerwehr nicht mehr üblich.

Weiterhin wird in IAEA (2013) ausgeführt, dass eine Bewertung der Effektivität des Brandschutzkonzepts bislang nur in sehr geringem Umfang vorliegt.

- Dokumentation

In verschiedenen Themenbereichen wurden auch in 2012 nicht aktualisierte Dokumente vorgefunden. Dies deutet auf Schwächen im Dokumentenmanagementsystem und bei der Umsetzung von Änderungsmaßnahmen hin.

- Langzeitbetrieb

Nach Darstellung des Review Teams enthält eine Machbarkeitstudie zum Langzeitbetrieb zwar Aussagen zu verschiedenen Anlagenteilen, es gibt aber kein Dokument, das die Einzelinformationen bündelt und daraus Schlussfolgerungen, notwendige Aktivitäten und Empfehlungen ableitet. Weiterhin habe das KKM bislang keine spezifische Bewertung dahingehend vorgenommen, ob die Vorbedingungen für den Langzeitbetrieb erfüllt sind. Darüber hinaus wird bemängelt, dass in der Anlage keine übergreifende und vollständige Übersicht über alle sicherheitsrelevanten TLAAAs vorhanden ist.³ Als konkreter Schwachpunkt wird festgestellt, dass eine vollständige Re-Qualifizierung von im Rahmen der Anlagenerrichtung verlegten, 1-E klassierten Kabeln für den Langzeitbetrieb nicht vorliegt.

- Alterungsmanagement

Das OSART-Team hat keine konkreten alterungsbedingten Mängel an bestehenden Einrichtungen identifiziert. Es bemängelt jedoch, dass das Alterungsmanagement nicht den einschlägigen IAEA Anforderungen an ein professionelles Alterungsmanagement genügt. Weiterhin fehlen nach Meinung des Teams in der Organisation des KKM eine übergeordnete Koordination und Qualitätssicherung des Alterungsmanagements sowie bestimmte Maßnahmen zur Gewährleistung eines längerfristigen Betriebs.

- Räumliche Ausstattung der Notfallorganisation

Das OSART-Team stellt fest, dass die Vorkehrungen in der Anlage für einen Schutz des auf der Anlage verbleibenden im Falle von Unfällen mit radioaktiven Freisetzungen nicht ausreichend sind, um Gesundheitsgefährdungen des Personals zu minimieren. Zwar gibt es verschiedene Räumlichkeiten, die in Notfallsituationen vom Personal genutzt werden können. Allerdings sind die meisten dieser Räume nicht vollständig gegen alle Notfallsituationen geschützt.

³ Die ordnungsgemäße Funktion einzelner sicherheitsrelevanter Einrichtung und die Gültigkeit bestimmter sicherheitstechnischer Nachweise sind an das Vorliegen von Bedingungen geknüpft, die einer zeitlichen Limitierung unterliegen („Time Limited Assumption“ – TLAA).

- Unfallmanagement

Im Rahmen der IAEA OSART-Mission (IAEA 2013) werden im Hinblick auf die betrieblichen Unterlagen zum Notfall- und Unfallmanagement verschiedene Defizite aufgelistet. Weiterhin weisen verschiedene Prüfergebnisse darauf hin, dass in der Richtlinie ENSI-B12 (ENSI 2009c) enthaltene Anforderungen von den im KKM implementierten „Accident Management Measures“ (AMM) und „Severe Accident Management Guidance“ (SAMG) nicht erfüllt werden – siehe hierzu im Detail Kapitel 3.2 „Bewertung der Einhaltung von Regelwerksanforderungen im Hinblick auf Anlagentechnik und Betrieb“.

Darüber hinaus wird in IAEA (2013) bemängelt, dass die Einsatzbedingungen des Containment-Druckentlastungssystems CDS sowie der kombinierte Einsatz mit dem Drywell-Sprüh- und -Flutsystem DSFS in den relevanten betrieblichen Unterlagen, Notfallanweisungen und SAMGs nicht klar beschrieben sind.

IV Kurzstellungnahme zu den aktualisierten Erdbebennachweisen

Das ENSI hat nach den Ereignissen von Fukushima mit der Verfügung ENSI (2011e) eine neue Nachweisführung zur Beherrschung eines Erdbebens mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr bis zum 31. März 2012 gefordert.

Der vom KKM daraufhin vorgelegte Erdbebennachweis für die Reaktoranlage basiert auf den Erdbebenfestigkeiten (Fragilitäten) relevanter Strukturen, Systeme und Komponenten (SSK). Fragilitäten drücken die seismisch bedingte Versagenswahrscheinlichkeit der Komponenten und Bauten aus und hängen dabei auch von der geforderten statistischen Aussagesicherheit ab. Der HCLPF-Wert (High Confidence of Low Probability of Failure) gibt den Wert der maximalen horizontalen Bodenbeschleunigung an, bei dem die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der betrachtete Komponente mit einer statistischen Sicherheit von 95 % kleiner als 5 % ist.

Der Erdbebennachweis für die Reaktoranlage umfasst einen Übersichtsbericht Bkw (2012a) und die zugehörigen Einzelnachweise, die u. a. die Bestimmung von Erdbebenfestigkeiten (Fragilitäten) beinhalten. Die Einzelnachweise sind nicht öffentlich zugänglich. Vor diesem Hintergrund haben wir im Wesentlichen die Nachvollziehbarkeit der vom ENSI in dem Prüfbericht (ENSI 2012c) dargelegten Prüfschritte bewertet. Diese Bewertung umfasst folgende Aspekte:

- Vom ENSI verwendete Bewertungsmaßstäbe
- Nachvollziehbarkeit und Umfang der Überprüfungsmethodik
- Skalierung der Erdbebeneinwirkungen
- Vollständigkeit und Nachvollziehbarkeit der vorgelegten Nachweise

Vom ENSI verwendete Bewertungsmaßstäbe

Gemäß der o. g. Verfügung des ENSI (ENSI 2011e) war ein deterministischer Nachweis mit Hilfe neu bestimmter Erdbebenfestigkeitsnachweise vorzulegen. Dies bedeutet, dass ein deterministischer Nachweis geführt wird, der wesentlich auf probabilistischen Elementen, den Fragilitäten relevanter Strukturen, Systeme und Komponenten, basiert. Gemäß ENSI (2012c) werden für deterministi-

sche Nachweise vom ENSI andere Bewertungsmaßstäbe (Regelwerke) herangezogen als für die Bewertung von Erdbebenfestigkeiten (EPRI-Guides). Den EPRI-Guides kommt nicht der Stellenwert eines Regelwerks zu. Somit ist es ein qualitativer Unterschied, ob Regelwerke oder EPRI-Guides als Bewertungsmaßstab Verwendung finden. Anhand der Darstellung des ENSI wird nicht klar, in welchem Umfang die einzelnen genannten Bewertungsmaßstäbe für die vorgelegten Nachweise jeweils relevant sind. Insbesondere enthält der Prüfbericht (ENSI 2012c) keine Darlegungen, welche Strukturen, Systeme und Komponenten des KKM im einzelnen auf Basis der für deterministische Nachweise heranzuziehenden Regelwerke bewertet wurden.

Nachvollziehbarkeit und Umfang der Überprüfungsmethodik

Das ENSI führt in ENSI (2012c) aus, dass es aufgrund des großen Umfangs der Dokumentation, speziell im Bereich der Nachweise der Erdbebenfestigkeiten, mehrheitlich stichprobenartige Überprüfungen der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Strukturen und Komponenten durchgeführt hat. Es gibt als wesentlichen Prüfschritt eine Plausibilitätsprüfung der vom Betreiber vorgelegten Berichte zu den Erdbebenfestigkeiten an. Hierzu ist festzustellen:

- Da eine detailliertere Beschreibung der vom ENSI im Prüfbericht (ENSI 2012c) angeführten „Plausibilitätsprüfung auf qualitativer Basis“ nicht erfolgt, bleibt bis auf wenige Ausnahmen unklar, welche Prüfschritte hinsichtlich der einzelnen vom Betreiber ausgewiesenen HCLPF-Werte für die relevanten Strukturen, Systeme und Komponenten (SSK) vorgenommen wurden.
- Eine vollständige Darstellung und Diskussion der für die einzelnen SSKs angenommenen Versagensarten erfolgt nicht, so dass der diesbezügliche Prüfumfang unklar bleibt.
- Für eine Reihe von Komponenten ist nicht nur der Erhalt der Integrität sondern auch der Funktionsfähigkeit bei bzw. nach einem Erdbeben erforderlich. Die Angabe eines Maßstabs für die Bewertung der Funktionsfähigkeit von Pumpen, Armaturen etc. erfolgt nicht.
- Hinsichtlich des vom ENSI genannten Vergleichs der ursprünglichen angesetzten Lasten und der vorhandenen Sicherheitsmargen der Spannungsnachweise mit den aus der neuen Gefährdungsannahme abgeleiteten Werten fehlen detaillierte Angaben zum Umfang dieser Betrachtung.
- Hinsichtlich der unabhängigen Überprüfung der seismischen Festigkeit von elektrischen Ausrüstungen wird ein Vergleich der aus Schwingungsversuchen bekannten Prüfbeschleunigungen ausgewählter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen des Notstandsystems SUSAN mit den hierfür von KKM ausgewiesenen Fragilitäten angeführt. Eine Darstellung der einzelnen Prüfschritte und -ergebnisse mit expliziter Bestätigung der vom KKM angegebenen HCLPF-Werte erfolgt nicht. Insgesamt bleibt die Methodik des Vorgehens unklar.

Skalierung der Erdbebeneinwirkungen

Die im Rahmen der Festigkeitsanalysen auf Basis des Bodenantwortspektrums aus PEGASOS ermittelten Medianwerte der Fragilitäten A_m wurden im Anschluss skaliert, um die unterschiedliche Form der Bodenantwortspektren aus PEGASOS und PRP-IH zu berücksichtigen. Der Ansatz, die Medianwerte mit

dem Verhältnis der jeweiligen spektralen Überhöhungen des PEGASOS- und PRP-ICH-Spektrums zu skalieren, beinhaltet nach unserer Auffassung die Annahme, dass sich die Abweichungen zwischen den beiden Spektren im jeweils relevanten Frequenzbereich linear auf die Einwirkungen auf die betrachteten SSKs auswirken. Eine physikalische Begründung dafür, warum das gewählte Vorgehen zulässig ist, findet sich in ENSI (2012c) nicht. Insbesondere wird nicht begründet, dass eine Linearität zwischen den Abweichungen bei den jeweiligen spektralen Überhöhungen und den erzeugten Lasten angenommen werden darf.

Vollständigkeit und Nachvollziehbarkeit der vorgelegten Nachweise

Für die Erdbebenbeherrschung ist nachzuweisen, dass Funktionsfähigkeit der zur Erdbebenbeherrschung erforderlichen SSKs nicht durch das Versagen von SSKs, die nicht ausreichend gegen die betrachtete Erdbebeneinwirkung ausgelegt sind, beeinträchtigt wird (z. B. durch das Herabfallen schwerer Lasten, leittechnische Fehlsignale oder anlageninterne Überflutungen). Das ENSI führt diesbezüglich in ENSI (2012c) u. a. aus, dass es sich im Rahmen einer Inspektion im Mai 2012 davon überzeugt hat, dass die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Ausrüstungen nicht durch andere, seismisch schwächere Ausrüstungen gefährdet werden können, was insbesondere auf die weitgehende räumliche Trennung der Notstandausrüstungen zurückzuführen ist.

Die entsprechenden Aussagen des ENSI sind allerdings nicht durch Verweise auf entsprechende Prüfberichte und Fragilitätsberechnungen belegt. Somit bleibt unklar, welche SSKs in die Betrachtung einbezogen wurden und welche Prüfungen/Analysen zur Erdbebenfestigkeit für diese SSKs im einzelnen durchgeführt wurden.

Das ENSI führt in ENSI (2012c) weiter aus, dass die erhöhten PRP-IH Gefährdungsannahmen in der Regel für die druckführenden Komponenten, insbesondere die druckführenden Umschließung des Primärkreislaufes, eine untergeordnete Bedeutung haben und die Erdbebenlasten vorrangig für die Halterungen der Komponenten von Bedeutung sind. Hinsichtlich dieser Bewertung des ENSI bleibt unklar, welche Prüfungen durchgeführt wurden und auf welche mechanischen Ausrüstungen sich die Aussage, dass die Erdbebenlasten eine untergeordnete Rolle im Vergleich zu den relevanten Betriebs- und Störfalllasten spielen, im einzelnen bezieht. Ebenso bleibt der Umfang der Systeme unklar, für die vom KKM ingenieurmäßig ein Versagen der Halterungen als Versagensart festgelegt wurde.

Vom KKM wurden im Rahmen des EU Stresstest in Bkw (2011) für die Schnellabschaltfunktion ein HCLPF-Wert von 0,54 g für den RDB angegeben. Anhand der Darstellungen in Bkw (2012a) und ENSI (2012c) ist nicht erkennbar, aus welchen Gründen der in Bkw (2011) für den RDB angegebene HCLPF-Wert von 0,54 g (bezogen auf das PEGASOS-Spektrum) keine Gültigkeit mehr hat und stattdessen für die Schnellabschaltfunktion nunmehr ein deutlich höherer Wert von 0,98 g (bezogen auf das PEGASOS-Spektrum) herangezogen werden kann.

Das ENSI gibt in ENSI (2012c) an, dass die vom KKM bewerteten Erdbebenkapazitäten „überwiegend“ auf Angaben in den einschlägigen EPRI-Guides beruhen. Darüber hinaus führt das KKM in Bkw (2012a) aus, dass im Zuge von Erd-

bebenrundgänge Komponenten, die als seismisch robust identifiziert wurden, eine konservativ bestimmte, generische Erdbebenfestigkeit zugeordnet wurde. Abgesehen von einigen konkret genannten Beispielen ist anhand der Darstellungen in ENSI (2012c) und Bkw (2012a) nicht erkennbar, für welche Komponenten

- generische Fragilitätswerte aus den EPRI-Guides entnommen wurden,
- spezifische Analysen auf Basis von Auslegungsberechnungen etc. durchgeführt wurden oder
- im Rahmen von Erdbebenrundgängen generische Erdbebenfestigkeit zugeordnet wurden.

1 EINLEITUNG

Die übergeordneten Themengebiete Standortspezifisches Gefährdungspotential und Anlagentechnik und Betrieb werden, wie auch in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) selbst, in getrennten Kapiteln behandelt.

Die Ausführungen zum Standortspezifische Gefährdungspotential (Kapitel 2) beinhalten die Bewertung der ENSI-Stellungnahmen zu den standortspezifischen Empfehlungen (Kapitel 2.1), eine Bewertung der Einhaltung von Regelwerksanforderungen im Hinblick auf standortspezifische Gefährdungspotentiale (Kapitel 2.2), sowie übergeordnete Anmerkungen zu den aktualisierten Erdbebennachweisen (Kapitel 2.3).

Die Ausführungen zur Anlagentechnik und zum Betrieb des Kraftwerks in Kapitel 3 umfassen

- eine Bewertung der ENSI-Stellungnahmen zu den anlagentechnischen Empfehlungen (Kapitel 3.1),
- eine Bewertung der Einhaltung von Regelwerksanforderungen im Hinblick auf Anlagentechnik und Betrieb (Kapitel 3.2),
- eine Darstellung von Erkenntnis zum Betrieb der Anlage auf Basis der Ergebnisse einer IAEA OSART-Mission vom Oktober 2012 (Kapitel 3.3),
- eine Kurzstellungnahme zu den aktualisierten Erdbebennachweisen (Kapitel 3.4).

2 STANDORTSPEZIFISCHES GEFÄHRDUNGSPOTENTIAL (VCE)

2.1 Bewertung der ENSI-Stellungnahmen zu den standortspezifischen Empfehlungen

In diesem Kapitel wird speziell auf die Entgegnungen die das standortspezifische Gefährdungspotential betreffen eingegangen.

2.1.1 Stellungnahmen des ENSI zu den Empfehlungen der Kategorie 1

2.1.1.1 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlungen der Kategorie 1

- Die Erdbebengefährdung sollte ehebaldigst aktualisiert werden. Die aktuellen Werte von für einen PGA-Wert von 0,15 g sind längst nicht mehr Stand der Technik.
- Es sollte geprüft werden, inwieweit im Falle eines Bemessungshochwassers in Kombination mit einem leichten Erdbeben, Hangrutschungen in den Wohlensee zu einem unkontrollierten Ansteigen der Wasserspiegel um das KKW Mühleberg führen können, um lokale Schäden zufolge einer Flutwelle nach Hangrutschungen in den See und daraus folgende Unfallszenarien auszuschliessen.

2.1.1.2 Stellungnahme des ENSI

Das ENSI hat in der Aktennotiz vom 3. September 2012 (ENSI 2012a) unter der AN-Nummer ENSI-AN-8033 zu den Empfehlungen der Kategorie I des österreichischen Umweltbundesamtes GmbH in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) Stellung genommen.

Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 1 der Kategorie 1:

Umfangreiche Arbeiten zur Aktualisierung der Erdbebengefährdungsanalyse nach dem aktuellen Stand der methodischen Grundlagen und unter umfassender Berücksichtigung des Kenntnisstandes der internationalen Fachwelt sind bereits im Gang. Das entsprechende Projekt, „Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz“ (PEGASOS) inklusive Folgeprojekt „PEGASOS Refinement Project“ (PRP), sind im internationalen Vergleich sehr anspruchsvoll und entsprechend langwierig. Es handelt sich um die erste und bisher einzige Studie dieser Art in Europa.

Die laufenden Analysen führten bereits zu einer Verschärfung der Erdbebengefährdungsannahmen. Dem von KKM auf Ende März 2012 erbrachten deterministischen Nachweis der Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens lag, basierend auf Zwischenergebnissen des PRP, ein Spektrum mit einem PGA-Wert von 0.24 g zugrunde. Nach dem auf Ende 2012 erwarteten Abschluss des PRP wird das ENSI im Anschluss an die darauf folgende Überprüfung der Ergebnisse die Erdbebengefährdungsmaßnahmen neu festlegen. Auf dieser Grundlage wird der deterministische Nachweis zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens von KKM erneut zu erbringen sein.

Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 2 der Kategorie 1:

Die angesprochene Kombination von Bemessungshochwasser und leichtem Erdbeben hat eine sehr geringe Auftretenshäufigkeit, so dass der entsprechende Störfall gemäss Gesetzgebung auslegungsüberschreitend ist. Die Untersuchungen beim Bau des SUSAN-Notstandssystems und zum ehemals geplanten Ersatzkraftwerk Mühleberg (EKKM) zeigten, dass für das KKM keine direkte Gefahr von Hangrutschungen ausgeht.

Bei Stauanlagen, welche wie der Wohlensee der Aufsicht durch das BFE unterstehen, werden die Uferstabilität sowie die Gefährdung durch Rutsch- und Sturzmassen, welche in den Stauraum gelangen können, überwacht.

Im Zusammenhang mit dem 10'000-jährlichen Erdbeben wird eine Hangrutschung in den Wohlensee thematisiert. Die Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens enthält eine Nachforderung zur Vervollständigung des Nachweises, namentlich wird das Fehlen von Aussagen zur Stabilität der Uferbereiche des Wohlensees bemängelt. Die überarbeiteten Unterlagen sind dem BFE und dem ENSI bis zum 31.10.2012 einzureichen.

2.1.1.3 Kommentare zu den Stellungnahmen des ENSI

*Kommentar zur Stellungnahme auf die **Empfehlung 1** vom 3. September 2012*

Bei der **Empfehlung 1** wird im ersten Absatz auf das PEGASOS Refinement Project (PRP) verwiesen. Dieses Projekt hätte 2012 abgeschlossen werden sollen, wird sich aber um circa 1 Jahr verzögern. Diese neuerliche Verzögerung ist ein Hinweis auf die Vermutung, dass die Ergebnisse nicht den Erwartungen entsprechen. Auf das in der Schweiz geübte integrale Risikomanagement (sh. BAFU Veröffentlichung: „Rechtliche Verankerung des integralen Risikomanagements beim Schutz vor Naturgefahren“) wird nicht Bezug genommen. Dieses besagt, dass nicht nur die rein technischen Folgen eines Ereignisses, sondern auch die sich daraus ergebenden Konsequenzen in die Risikobetrachtung miteinbezogen werden müssen. Zum Beispiel ist eine Überflutung durch einen Staudammbruch oberhalb eines Kernkraftwerkes oder einer dicht besiedelten Stadt als risikoreicher zu betrachten, als ein Staudammbruch oberhalb einer nicht oder dünn besiedelten Gegend.

Eine endgültige Beurteilung der Schweizer Stellungnahme kann erst erfolgen, wenn der Endbericht aus dem PEGASOS Refinement Project vorliegt und die Ergebnisse der Studien zur Beantwortung der Nachforderungen seitens des KKW's zugänglich gemacht werden.

Im nachfolgenden Absatz wird zweimal auf die Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens verwiesen. Dies entspricht zwar der gegenwertigen Normenlage (IAEA) aber nicht den neuesten Erkenntnissen und dem Stand der Technik (i. e. aus der Fukushima Katastrophe).

Es ist nicht verständlich, warum der Standsicherheitsnachweis für Wasserkraftwerke im Allgemeinen, welche auf ein 10'000-jährliches Erdbeben ausgelegt werden müssen (Sperrklasse I), gleich mit den Sicherheitsnachweisen sowohl des Kernkraftwerkes Mühleberg als auch des Wasserkraftwerkes Mühleberg nur mit demselben Sicherheitsnachweis behandelt wird. Diese zwar recht-

lich gedeckte Vorgangsweise entspricht nicht der in der Schweiz gewählten Prozedur zur Beherrschung von Naturgefahren (sh. dazu die Veröffentlichungen des BAFU „Umgang mit Naturgefahren“).

Einschätzung

Das PEGASOS Refinement Project wird akzeptable Werte für die Erdbebengefährdung für den Standort liefern. Im Kontext der PSA können Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeiten von kleiner als 10^{-4} pro Jahr betrachtet werden. Allerdings sollten die möglichen Folgewirkungen (z. B. Staudammversagen) von Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeiten von bis zu 10^{-6} pro Jahr detailliert untersucht werden (siehe dazu auch die modifizierte Forderung 17' im Kapitel 3.1.1.5).

*Kommentar zur Stellungnahme auf die **Empfehlung 2** vom 3. September 2012*

Die Stellungnahme des ENSI enthält einen Hinweis auf eine sehr geringe Auftretenshäufigkeit einer kombinierten Gefährdung (Anmerkung: Dies entspricht dem Standpunkt von TEPCO zur Erdbebengefährdung von Fukushima vor 2011). Diese Behauptung legt nahe, dass aus der Fukushima Katastrophe keine Lehren zu ziehen seien.

Der Darstellung des ENSI, dass es sich bei dem Szenario eines Bemessungshochwassers mit einem **“leichten”** Erdbeben um ein auslegungsüberschreitendes Ereignis handelt ist zu widersprechen. Die Kombination von Hochwasser mit Bemessungserdbeben ist auslegungsüberschreitend. Leichte Erdbeben finden in Mitteleuropa nördlich der Alpen im Durchschnitt jeden Monat statt. Warum diese Kombination gefährlich ist, ist dadurch zu erklären, dass ein Hochwasser destabilisierend für eventuelle Rutschhänge wirkt (z. B. Änderungen der Gleitfuge, des Reibungswinkels oder der Kohäsion etc.) wodurch das Risiko einer Hangrutschung extrem ansteigt. Ein leichtes Erdbeben (z. B. $M > 3$) in unmittelbarer Nähe könnte daher den entscheidenden Impuls für eine Hangrutschung geben. Wir sehen die Möglichkeit einer Flutwelle über die Staumauer hinweg als reale Bedrohung an, welche in den Sicherheitsbetrachtungen zu berücksichtigen ist. Dies ist unabhängig von einem eventuellen Integritätsproblem der Staumauer beim Bemessungserdbeben.

Es besteht die Möglichkeit, dass die Nachforderung des ENSI an das KKM zum deterministischen Nachweis zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens entsprechende Annahmen zur Stabilität der Uferbereiche des Wohlensees enthält. Dies ist jedoch aufgrund der Nichtzugänglichkeit relevanter Dokumente bzw. der überarbeiten Unterlagen des KKM (Termin 31. 10. 2012) derzeit nicht zu beurteilen.

Einschätzung

Die Stellungnahme des ENSI zur Auftretenshäufigkeit sind zurückzuweisen (sh. oben).

Die Nachforderung des ENSI bezüglich der Stabilität der Uferbereiche können erst nach Durchsicht der relevanten Unterlagen beurteilt werden.

2.1.2 Stellungnahmen des ENSI zu den Empfehlungen der Kategorie 2

2.1.2.1 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlungen der Kategorie 2

- Das Anheben des Sicherheitserdbebens von einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr auf 10^{-5} pro Jahr dringend zu empfehlen.
- Eine klare Definition der Annahmen für die Risikoabschätzung, welche das gesamte Risikoportfolio (Einzelrisiko vs. Verschiedenen Kombinationen) für das Kraftwerk, aber auch die unmittelbar damit zusammenhängenden anderen Bauwerke (Wohensee-Staudamm) umfasst, ist erforderlich. Diese Festlegung sollte zumindest die anzustrebende Auftretenswahrscheinlichkeit enthalten und klare Angaben zu den Konfidenzinterwallen machen.

2.1.2.2 Stellungnahme des ENSI

Das ENSI hat in der Aktennotiz vom 19. Dezember 2012 (ENSI 2012b) unter der AN-Nummer ENSI-AN-8146 zu den Empfehlungen der österreichischen Bundesamts GmbH in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) zu den Empfehlungen der Kategorie 2 Stellung genommen.

Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 1 der Kategorie 2:

Gemäss Verordnung des UVEK zu den Gefährdungsannahmen und der Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) sind im deterministischen Nachweis externe Gefährdungen mit einer Überschreitungshäufigkeit grösser gleich 10^{-4} pro Jahr zu betrachten. Dabei fordert das ENSI die Verwendung des Mittelwertes der Gefährdungskurven bei einer Überschreitungshäufigkeit von 10^{-4} pro Jahr. Dies ist im Vergleich mit dem internationalen Stand der Technik anspruchsvoll, da in Europa nur in der Schweiz für den Nachweis eine systematische, umfassende Erdbebengefährdungsanalyse nach einem SSHAC-Level-4-Verfahren (siehe NUREG/CR-6372;

<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6372/>) unterlegt wird.

Keine in der Fachstellungnahme genannte Referenz verlangt die Verwendung eines Mittelwertes von 10^{-5} pro Jahr als Überschreitungshäufigkeit. Wenn, wie von STUK oder KTA, ein 50%-Fraktilwert bei 10^{-5} pro Jahr angesetzt wird, ist zu beachten, dass der Mittelwert bei 10^{-4} pro Jahr und der 50%-Fraktilwert bei 10^{-5} pro Jahr im Allgemeinen im gleichen Bereich liegen. Davon wird auch im internationalen Regelwerk ausgegangen.

In der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) ist gemäss den geltenden Richtlinien der gesamte Erschütterungsbereich von schwachen bis hin zu beliebig starken Erdbeben zu berücksichtigen. Damit sind die Erdbeben mit einer Überschreitungshäufigkeit kleiner als 10^{-4} pro Jahr, wie auch der Auslegungsbereich, in der PSA behandelt.

Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 2 der Kategorie 2:

Die Anforderungen an die Erstellung einer PSA sind in der Richtlinie ENSI-A05 geregelt. Die risikotechnischen Beurteilungskriterien finden sich in der Richtlinie HSK-A06. Die Richtlinien richten sich nach dem internationalen Stand der Technik.

Für Anlagen, bei denen ein Erdbeben einen relevanten Staudamm und das Werk gleichzeitig betreffen kann, berücksichtigt die Erdbeben-PSA die Konsequenzen eines allfälligen Versagens des Staudamms. Darüber hinaus werden in der Erdbeben-PSA auch zufällige, Erdbeben unabhängige Unverfügbarkeiten von Komponenten und Systemen betrachtet. Unsicherheiten werden systematisch berücksichtigt und quantifiziert.

2.1.2.3 Kommentare zu den Stellungnahmen des ENSI

*Kommentar zur Stellungnahme auf die **Empfehlung 1** vom 19. Dezember 2012*

Es ist richtig, dass die in der Schweiz geforderten Überschreitungshäufigkeiten im Vergleich mit dem internationalen Standard anspruchsvoll sind und dass diese den derzeitigen rechtlichen Stand erfüllen. Dennoch gibt es Diskussionen zu diesem Thema, die in Kapitel 2.3 zu den aktualisierten Erdbebennachweisen betrachtet werden.

Es ist eine Tatsache, dass Messungen während der Erdbeben in Kashiwasaki-Kariwa (2007) und Fukushima Werte zeigen, die ein Vielfaches über den Erwartungswerten liegen. Es ist ebenso bekannt, dass aktuelle Erkenntnisse etwa 10 Jahre benötigen, um in den entsprechenden Regelwerken Berücksichtigung zu finden. In den Gremien der IAEA sowie der Fachliteratur wird dieses Thema jedoch sehr ernst diskutiert und es wird Änderungen in den Vorschriften geben. Eine Forderung dazu Stellung zu nehmen ist daher legitim. Die Aufrechnung verschiedener statistischer Kenngrößen, um dieses Thema zu verharmlosen, ist dabei nicht hilfreich. Die Ereignisse von Kashiwasaki-Kariwa und Fukushima haben deutlich gezeigt, dass die Werke und Komponenten größtenteils in der Lage waren, den erhöhten Erschütterungen zu widerstehen. Es ist jedoch unverzichtbar, jene Schwachstellen zu identifizieren, die zu einer Katastrophe führen können. Das ursprüngliche Ziel der für die europäischen Atomkraftwerke verordneten Stresstests war es, diese Schwachstellen zu finden. Die aktuell durchgeführten Tests waren dazu allerdings nicht geeignet sondern ziehen sich ebenfalls auf die Normenlage zurück und schließen zudem relevante Gefährdungen aus.

Im Dokument ENSI 11/1562 vom 7. Juli 2012 (KKM, Verfügung Fukushima, deterministischer Nachweis 10'000-jährliches Erdbeben) wird dem KKM aufgetragen: „...sind die Erdbebenfestigkeitsnachweise (Fragilities)...aufgrund der neuen seismischen Gefährdungsannahmen sowie der **aktuell verfügbaren Erkenntnisse aus Japan** zu überprüfen und einzureichen“.

Es wird darauf Bezug genommen, dass nach Abschluss des PEGASOS Refinement Projektes (PRP) die Erdbebengefährdungsannahmen neu festgelegt werden. Dieser Schritt hat noch zu erfolgen, er befreit jedoch nicht von der Verpflichtung, die Erfahrungen aus der Fukushima-Katastrophe zu berücksichtigen.

ANMERKUNG: Offensichtlich wird davon ausgegangen, dass höhere Werte für die zu erwartenden Bodenerschütterungen ein Killerkriterium seien. Die Erfahrungen aus Fukushima legen jedoch nahe, dass dies nicht der Fall ist, sondern die **methodische Herangehensweise** an die Erdbebennachweise **lückenhaft bis falsch** ist. Eine konsistente Nachweisführung würde Schwachstellen aufdecken, deren Beseitigung im vertretbaren Rahmen liegen würde. Es ist anzuerkennen, dass die Schweiz eine sehr anspruchsvolle Vorgangsweise zeigt. Es wäre daher nur logisch und konsequent die Betrachtung des Erdbebenrisikos weniger gefährdungslastig aber mehr anfälligkeitslastig, unter Berücksichtigung der Konsequenzen (risikobasiert), zu gestalten.

*Kommentar zur Stellungnahme auf die **Empfehlung 2** vom 19. Dezember 2012*

Die Stellungnahme des ENSI bezieht sich auf Zitate existierender Richtlinien zurück. Diese entsprechen zwar dem Internationalen Stand der Technik, können aber, aufgrund der langen Vorlaufzeiten, die Erfahrungen aus der Fukushima-Katastrophe nicht abdecken. Diese Erfahrungen machen es zwingend notwendig über das vorhandene Regelwerk hinaus zu denken. Dies war die Grundlage für die ausgesprochene Empfehlung. Die Stellungnahme des ENSI trifft daher nicht den Kern der Empfehlung.

Kommentar zur Stellungnahme allgemein

Die Stellungnahme des ENSI spricht wiederholt vom 10'000-jährlichen Erdbeben, allerdings sollten die möglichen Folgewirkungen (z. B. Staudammversagen) von Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeiten von bis zu 10^{-6} pro Jahr detailliert untersucht werden (siehe dazu auch die modifizierte Forderung 17' im Kapitel 3.1.1.5).

Weiters wird das in der Schweiz geübte integrale Risikomanagement (BAFU 2011) nicht angewandt. Dieses besagt, dass nicht nur die rein technischen Folgen eines Ereignisses, sondern auch die sich daraus ergebenden Konsequenzen in die Risikobetrachtung miteinbezogen werden müssen. Daraus resultiert die Frage, warum der Standsicherheitsnachweis für Wasserkraftwerke im Allgemeinen, welche auf ein 10'000-jährliches Erdbeben ausgelegt werden müssen (Sperrklasse I), gleich mit den Sicherheitsnachweisen sowohl des Kernkraftwerkes Mühleberg als auch des Wasserkraftwerkes Mühleberg behandelt wird, die auslegungsmäßig auch nur denselben Sicherheitsnachweis erbringen müssen.

2.1.3 Zusätzliche Erkenntnisse und Empfehlungen

Zwei Jahre nach der Fukushima-Katastrophe hat sich der Stand der Erkenntnisse konsolidiert. Die japanischen Behörden haben reagiert und neue Kriterien für den Nachweis der Sicherheit gegen Erdbebeneinwirkung formuliert. Der Betrieb von Kernkraftwerken auf oder in unmittelbarer Nähe von Erdbebenfallen, die innerhalb der letzten 120.000 Jahre aktiv waren, wird untersagt.

Aus dieser Einsicht ergibt sich für die Beurteilung der Erdbebensicherheit des Kernkraftwerkes Mühlebergs folgende zusätzliche Empfehlung:

- Eine Überprüfung ob sich in unmittelbarer Umgebung des KKM Erdbebenfallen befinden, welche in letzten 120.000 Jahren aktiv waren, wird empfohlen (Anmerkung: Einen Hinweis auf seismische Aktivitäten im Umfeld gibt es in der Fachstellungnahme des Umweltbundesamtes des Jahres 2011; siehe Kapitel 3).

Die Neubewertung der seismischen Gefährdung Europas im SHARE Projekt (www.share-eu.org) der Europäischen Kommission im 7. Rahmenprogramm hat für die Region Mühleberg ein Maximum Credible Earthquake (MCE) mit einer Magnitude von 6.0 bestimmt.

- Es wird empfohlen zu prüfen inwieweit diese Neubewertung Einfluss auf die Risikoabschätzung für den Standort hat.

2.2 Bewertung der Einhaltung von Regelwerksanforderungen im Hinblick auf standortspezifische Gefährdungspotenziale

Sicherheit von Dämmen und Stauanlagen unter Erbebeneinwirkung

Sicherheit, und damit impliziert Risiko, von Anlagen unter Erbebeneinwirkung ist ein Thema, das unter den Eindrücken der Erdbeben von Wenchuan (China, Mai 2008), Maule (Chile, Februar 2010) und Fukushima (Japan, März 2011) stark in Bewegung gekommen ist. Berücksichtigt man die langen Vorlaufzeiten zur Erstellung von Richtlinien, ist davon auszugehen, dass in sämtlichen derzeit gültigen Normen, Richtlinien und Empfehlungen diese neuen Erkenntnisse noch nicht Eingang gefunden haben. Für konventionelle Anlagen, wie etwa Wasserkraftwerke, reicht die derzeitige Normenlage für die Nachweisführung aus und neue Erkenntnisse können nach deren Einführungen in die Normenwerke berücksichtigt werden. Damit existiert für den Standsicherheitsnachweis ein gültiges Regelwerk dem zu entsprechen ist.

Bei der Beurteilung von Risiken werden zusätzlich die Konsequenzen berücksichtigt und damit ist eine integrierte Betrachtung aller Elemente erforderlich. Dies wirkt sich vor allem auf die Wahl des Bemessungserdbebens (Safety Evaluation Earthquake, SEE) aus, bei dem andere Eintretenswahrscheinlichkeiten zu berücksichtigen wären. Die Verlängerung der Wiederkehrperiode von den bei Dämmen üblichen 10.000 Jahren derzeit auf 100.000 Jahre legt nahe, dass man statt dem SEE das maximal denkbare Erdbeben (Maximum Credible Earthquake, MCE) heranzieht. Die neuesten Studien zur Erdbebengefährdung (z. B. aus dem SHARE Projekt oder der PEGASOS Studie) geben Werte für ein derartiges Erdbeben an. Das SHARE Projekt ist mit 31. März 2013 beendet worden. In dem für das KKW Mühleberg relevanten Bereich hat es keine Änderungen gegeben. Damit wurden die in der Fachstellungnahme des Umweltbundesamtes getätigten Angaben bestätigt. Für die Region Mühleberg bedeutet dies ein maximum credible earthquake MCE=6,0 (sh. UMWELTBUNDESAMT (2012) Abb 4. Seite 82).

Bei der Berücksichtigung dieser Werte wird in der Praxis häufig vergessen, die Widerstandsseite (Anfälligkeit) entsprechend anzupassen. Daraus ergibt sich, dass der Ansatz eines entsprechend höheren Bemessungsbebens nicht automatisch und in allen Bereichen zu Überschreitungen der Kapazitäten führt.

Erfahrungen aus der Fukushima Katastrophe

Das wesentlichste sicherheitsrelevante Thema ist die Erkenntnis, dass Erdbeben nicht als isolierte Einzeleinwirkung gesehen werden können. Die Bodenerschütterung allein hat noch nicht zu Großschäden geführt, aber die Kombination

mit Tsunami und langanhaltendem regionalen Stromausfall erzeugt Katastrophenszenarien. Eine seriöse Behandlung ist daher nur durch risikobasierte Sicherheitsbetrachtungen möglich, welche in der Forschung zwar bereits gut ausgearbeitet sind, aber noch nicht in der Normenlage angekommen sein können.

Spezifische Situation in der Schweiz

Einen ausgezeichneten Einblick in die Praxis in der Schweiz für Erdbebennachweise in der Geotechnik hat der Vortrag von Herrn Dr. Thomas Weber (Studer Engineering GmbH, Zürich) beim Workshop vom 1. März 2013 an der TU Wien (WEBER 2013). Erdbebensicherheitsnachweis in der Geotechnik gemäß Eurocode“ vom 1. März 2013 gegeben. Die Schweizer Normen (SIA) sind allgemein als innovativ und am Stand der Technik anzusehen. Für die Beurteilung von Stauanlagen kommen vor allem die Normen SIA 261 über die Einwirkungen sowie SIA 267 über die Geotechnik zur Anwendung. Zur Sicherheit der Stauanlagen gibt es zudem Richtlinien des BWG aus den Jahren 2002 und 2003. Für den kommerziellen Erdbebennachweis kann mit den vorhandenen Vorschriften das Auslangen gefunden werden. Die Vorgangsweise ist als konservativ und pragmatisch einzuschätzen. Für die Sperrenklasse I wird dabei eine mittlere Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren angesetzt. Dies entspricht der derzeit weltweit gängigen Praxis und den Empfehlungen der ICOLD (International Commission on Large Dams) einer kompetenten internationalen NGO zum Austausch von Wissen und Erfahrung für Dammbauwerke (gegründet 1928).

Die Nachweise der BKW FMB Energie AG für das Wasserkraftwerk Mühleberg basieren auf den erwähnten Vorschriften. Der Bericht zu diesem Gutachten von Herrn Prof. Wu von der Universität für Bodenkultur (Wu 2013) zeigt, dass diese die geltenden Vorschriften nur mangelhaft erfüllen und widersprüchlich sind. Er kommt zu dem Schluss, dass angesichts der Ungereimtheiten in den Nachweisen die Standsicherheitsnachweise für das Wasserkraftwerk als noch nicht erbracht anzusehen sind.

Das Bundesamt für Energie (BFE) der schweizerischen Eidgenossenschaft nimmt in Ihrer Stellungnahme vom 5. März 2013 (BFE 2013) auf den Stabilitätsnachweis der Staumauer Wohlensee Bezug. Die Kritikpunkte von Herrn Prof. Wei Wu werden angesprochen. Aus der Sicht des BFE gelten die Stabilitätsnachweise als erbracht. Dies ist aus der Sicht der isolierten Betrachtung der Stauanlage nachvollziehbar. Die Gefährdungsannahmen mit welchen das ENSI einen Nachweis der Stauanlage verlangt hat, beschränken sich auf den Nachweis für ein 10.000-jähriges Ereignis. Da diese Annahmen nicht dem Stand der Technik entsprechen, ist dem Thema des Stabilitätsnachweises nach wie vor Aufmerksamkeit zu schenken.

Relevanz für das AKW Mühleberg

Es ist davon auszugehen, dass die erwähnten Nachweise für die Sicherheitsbeurteilung des AKW Mühleberg nicht relevant sind. Dem Faktor Konsequenzen wird nicht ausreichend Beachtung geschenkt. Die angesetzte Sperrenklasse repräsentiert zwar den für Sperrern kritischen Fall, kann jedoch nicht für eine Anwendung für das AKW Mühleberg herangezogen werden.

Das Merkblatt SIA-2018 (2004) (Beurteilung der Erdbebensicherheit bestehender Gebäude – der risikobasierte Ansatz) behandelt dieses Thema und führt Begriffe wie Verhältnismäßigkeit und Zumutbarkeit in die Nachweisverfahren ein. Dieses Merkblatt ist jedoch ausdrücklich (sh. SIA 2018 (2004)) nicht für die Anwendung in Hochrisikofällen erstellt worden. Es zeigt jedoch, dass in der Schweiz risikobasierte Ansätze bereits seit längerer Zeit ein Thema sind. Siehe dazu auch die Publikationen des BAFU zur Erdbebenvorsorge.

Die nationale Plattform Naturgefahren (PLANAT, angesiedelt im BAFU) definiert eine Strategie zum integralen Risikomanagement. Das integrale Risikomanagement geht von der Gleichwertigkeit aller Instrumente zum Schutz vor Naturgefahren aus. Maßnahmen der Vorbeugung, der Intervention und der Wiederherstellung haben grundsätzlich den gleichen Stellenwert. In der Praxis ist das integrale Risikomanagement noch nicht ausreichend rechtlich verankert. Siehe dazu die Veröffentlichung des BAFU „Rechtliche Verankerung des integralen Risikomanagement beim Schutz von Naturgefahren“.

Ein weiterer wesentlicher Aspekt ist, dass laut Empfehlung der ICOLD Erdbeben eine multiple Gefährdung darstellen. Darauf wird in keinem Schriftstück eingegangen. Dies betrifft insbesondere das Thema eines erdbebenausgelösten Hangrutsches entlang des Stausees. Dies würde zu einem bisher nicht betrachteten Sicherheitsszenario führen. Aus Gesprächen mit Kollegen aus der Schweiz ist gerüchteweise zu vernehmen, dass derartige Untersuchungen zwar gemacht wurden, die Ergebnisse aber nicht den Erwartungen entsprachen. Der Rückzug des ENSI auf die derzeit gültige Normenlage ist daher verständlich und nachvollziehbar.

Auswirkungen auf die Erdbebensicherheit

Unter Berücksichtigung einer mittleren Wiederkehrperiode von 100.000 Jahre gelingen die Stabilitätsnachweise für das Wasserkraftwerk Mühleberg keinesfalls, da bereits unter den derzeit angesetzt geringeren Einwirkungen der Nachweis von externen Kritikern als noch nicht erbracht gilt.

Die durch eine Hangrutschung ausgelöste Flutwelle würde das Bedrohungsszenario zudem verschärfen (Dynamik des Vorgangs) und die Sicherheitsfaktoren weiter verringern.

Selbst unter der Annahme, dass das Stauwerk der erhöhten Beanspruchung Stand hält, ist mit einem Überschwappen und damit einer Flutwelle im Bereich des KKW's zu rechnen. Dieses Szenario ist in keinem der bisher vorgelegten Nachweise behandelt worden.

Zusammenfassung

Die gewählte Vorgangsweise und die vorgelegten Nachweise entsprechen der gültigen Normenlage. Diese ist jedoch nach dem Stand der Technik und im Hinblick auf die „Lessons learned“ nach dem Unfall in Fukushima für die Sicherheitsbeurteilung des AKW Mühleberg nicht relevant.

2.3 Übergeordnete Anmerkungen zu den aktualisierten Erdbebennachweisen

2.3.1 Einleitung

Erdbeben sind Naturkatastrophen, die sich nicht durch einfache Modelle beschreiben lassen. Die Auswirkungen hängen von vielen Faktoren ab, woraus sich die Möglichkeit für beinahe unendliche viele Szenarien bietet.

Die Auslegung von Kernkraftwerken erfolgt nach Vorgabe der IAEA prinzipiell deterministisch. Die großen Fortschritte der Seismologengemeinschaft beruhen dagegen auf probabilistischen Ansätzen. Es ist leicht verständlich, dass diese Vorgangsweisen nicht mehr zusammen passen.

Dieses Kapitel liefert einen Beitrag zum Verständnis der Situation und erläutert den Stand der Technik.

2.3.2 Definitionen

Ein deterministischer Nachweis wird anhand eines exakt definierten mathematischen Modells geführt. Dieses liefert eine singuläre Lösung für das betrachtete Problem. Die Unsicherheiten werden durch hohe Sicherheitsabschläge berücksichtigt.

Probabilistische Verfahren berücksichtigen eine große Anzahl von Szenarien, wobei jedes mit verschiedenen Unsicherheiten belegt werden kann. Es wird die Wahrscheinlichkeit eines Auftretens eines Ereignisses bestimmt.

Flexibles Katastrophenmanagement basiert auf einer im Wesentlichen probabilistischen Risikobetrachtung. Risiko lässt sich durch eine einfache Gleichung ausdrücken:

$$\text{Risiko (R)} = \text{Gefährdung (H)} \times \text{Vulnerabilität (V)} \times \text{Konsequenzen (C)}$$

Damit ist das Risiko bestimmt und die Möglichkeit einer Definition eines akzeptablen Risikos besteht. Dazu hat die Schweiz mit dem Merkblatt SIA 2018 „Überprüfung bestehender Gebäude bezüglich Erdbeben“ ein fortschrittliches Normenwerk.

Die im Stand der Technik beschriebenen Systeme sind alle ganz wesentlich gefährdungslastig. Dieser Bereich (H) ist bereits gut etabliert und führte zu erheblichen Anhebungen der anzusetzenden Lastannahmen (EC 1998 mit Nationalen Anhängen). Die beiden anderen Termen (V und C) haben die notwendigen Innovationsschritte um das Gleichgewicht in der Methodik wieder herzustellen noch nicht vollzogen.

2.3.3 Stand der Technik

Seismologen bestimmen heutzutage das Erdbebenrisiko durch Auswertung historischer Erdbebenkataloge, Bestimmung und Klassifizierung der seismischen Quellen sowie der Bildung multipler Szenarien durch Monte-Carlo-Simulation oder Bayesian Update Verfahren. Daraus ergibt sich ein Maximalwert für die zu

erwartende Magnitude (M_{max}) eines Erdbebens in einer bestimmten Region. Die Einwirkung an einem spezifischen Standort wird durch die GMPE (ground motion prediction equation), sowie aus lokalen Standortfaktoren ermittelt.

Die Widerstandsseite gegen die Erdbebeneinwirkung wird von Erdbebeningenieurinnen wahrgenommen. Diese nehmen traditioneller Weise das maximale zu erwartende Erdbeben ausgedrückt durch die zu erwartende maximale Bodenbeschleunigung (p_{ga}). Bei den angewandten deterministischen Nachweisverfahren wird keine Rücksicht genommen aus welchem Szenario dieser Wert bestimmt wurde und es wird immer der gleiche Sicherheitsbeiwert aufgeschlagen. Die Widerstandsseite kennt jedoch, wie in vielen Versuchen nachgewiesen, ein sehr unterschiedliches Verhalten von Bauwerken auf die Einwirkung in Abhängigkeit vom Charakter. Die Möglichkeiten unrealistische Sicherheiten und damit realistische Sicherheitsfaktoren anzusetzen ist nicht nutzbar. In der Praxis wird der ungünstigste Fall auf der Gefährdungsseite mit dem ungünstigsten Fall auf der Widerstandsseite verglichen.

Ein weiterer Nachteil dieser Vorgangsweise ist, dass der aktuelle Zustand eines Gebäudes nicht berücksichtigt wird. Aus der Erfahrung von 15 Jahren BRIMOS-Anwendung wissen wir, dass 19 von 20 Gebäuden wesentlich höhere Kapazitäten aufweisen als das theoretische Modell vorhersagt. Wesentliche vorhandene Kapazitäten werden daher nicht berücksichtigt.

Ein weiteres Faktum ist, dass das Erdbebenrisiko de facto nicht bestimmt wird. Der Term „Konsequenzen“ wird bei den Nachweisen nicht berücksichtigt. Ein Schaden der keine Konsequenzen nach sich zieht kann leicht als tolerierbar eingestuft werden und damit den Nachweis verbessern.

Die Erdbeben von Kariwasaki (2007) und Fukushima (2011) haben gezeigt, dass alle relevanten Bauwerke die 2,5-fache Bodenbeschleunigung schadlos überstanden haben. Deterministisch ist dieser Nachweis nicht möglich, probabilistisch ist er durch die Kombination der richtigen Szenarien mit den entsprechenden Widerstandswerten plausibel. Andererseits haben die Erdbeben von L'Aquila (2006) und Christchurch (2011) die Bedeutung des Erkennens von Konstruktionsmängeln aufgezeigt.

Ein realistisches Erdbebenrisiko kann daher nur aufgezeigt werden, wenn man:

- den probabilistischen Gefährdungswerten der Seismologen,
- eine reale, auf Messtechnik gestützte, Bestimmung der tatsächlichen Kapazität und des Verhaltens eines Tragwerks gegenüberstellt und
- in einer Konsequenzanalyse die Auswirkungen bestimmt.

Nur durch eine derartige Vorgangsweise kann dem derzeitigen Ungleichgewicht der probabilistischen Gefährdungswerte mit dem beschränkten deterministischen Widerstandswerten entgegen gewirkt werden.

2.3.4 Der messtechnische Nachweis der Widerstandsseite (Fragilitäten)

Fragilitäten geben an, welche Wahrscheinlichkeit besteht dass ein definiertes Tragwerk, einen bestimmten Schadenszustand erreicht. Dies lässt sich gut in einer Fragilitätskurve darstellen. Je steiler die Kurve ist desto geringer sind die Unsicherheiten. Das Ziel muss es daher sein diese Unsicherheiten durch Mess-

technik zu verringern. Dann ist es möglich aus den flachen Fragilitätskurven welche von der amerikanischen Software HAZUS für Standardfälle vorgegeben wird, eine realistische, auf ein Einzelbauwerk anwendbare Fragilitätskurve zu erstellen.

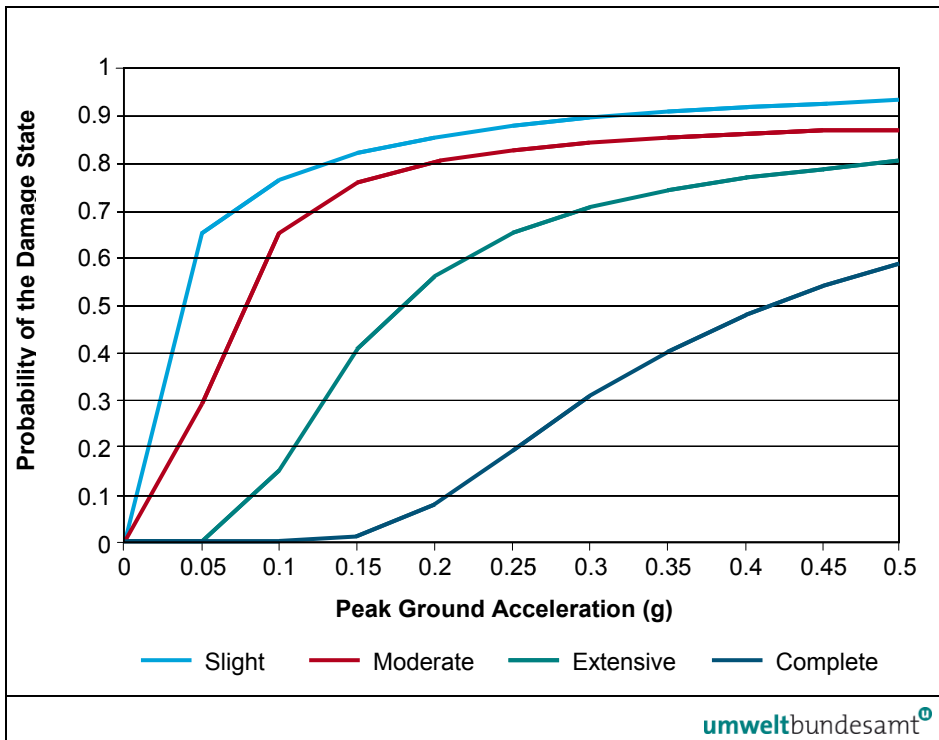


Abbildung 1: Messtechnisch ermittelte Fragilitäten eines Gebäudes.

Die das seismische Verhalten eines Tragwerks am wesentlichsten beeinflussbaren Faktoren sind:

- die fundamentalen **Eigenfrequenzen**, welche die wahren Steifigkeitsverhältnisse repräsentieren
- die Gestalt der zugehörigen **Eigenformen**, welche anzeigen wie weit das tatsächliche Verhalten unter dynamischen Lasten von dem theoretischen Verhalten abweicht
- die **Dämpfung**, als hoch nichtlinearer Faktor für jedes Szenario andere Werte zeigt.

Kombiniert man diese 3 Indikatoren im sogenannten Duhamel Integral

$$y_i(t) = \frac{\bar{K}_i}{\omega_i} \int_0^t \ddot{u}_g(\tau) e^{-\xi_i \omega_i (t-\tau)} \sin(\omega_i (t-\tau)) d\tau$$

ergibt sich die Möglichkeit für jedes Szenario eine separate Lösung zu ermitteln. Damit entsteht die Möglichkeit, dem maßgebenden probabilistischen Gefährdungsszenario, das zugeordnete Widerstandsszenario zuzuweisen. In der Praxis hat sich gezeigt, dass in den Eigenformen und vor allem auch in der Dämpfung wesentliche Reserven liegen. Durch die Berücksichtigung derselben ist auch

für das Nichteintreten von Schäden nach einer 2,5-fachen Belastung eine analytische Lösung zu finden. Damit kann die Welt zwischen den Beobachtungen aus aktuellen Ereignissen und der Analytik wieder ins Lot gebracht werden.

Praktisch funktioniert das so, dass durch entsprechende Messtechnik die Indikatoren, Eigenfrequenz, Eigenform und Dämpfung bestimmt werden. Diese werden in das Widerstandsmodul durch das Duhamel Integral eingeführt. Eine geschlossene, als deterministisch zu betrachtende Nachweisführung wird ermöglicht.

Anmerkung: Bei der klassischen deterministischen Betrachtungsweise kommen auch probabilistische Elemente vor. Die geübte 5 % Fraktile erlaubt es, dass eine aus 20 Proben nicht dem Normwert entsprechen darf. Diese Unsicherheit ist in den Sicherheitsbeiwerten eingepreist. Die vorgeschlagene Vorgangsweise zur messtechnischen Bestimmung von Fragilitäten wäre daher als nicht revolutionär neu einzustufen, sondern lediglich als Hilfsmittel zur Berücksichtigung real-physisch vorhandener Kennwerte anzusehen.

2.3.5 Konsequenzanalyse

Das Fukushima-Desaster hat uns gelehrt, dass unsere klassische (deterministische) Nachweisführung nicht geeignet ist die Realität abzubilden. Das gleichzeitige Auftreten von Bodenerschütterung, Tsunami und lang anhaltendem Stromausfall kam in den Nachweisen bisher nicht vor. Über den Weg einer Konsequenzanalyse sollte es jedoch möglich sein, sicherere Konzepte zu finden.

3 ANLAGENTECHNIK UND BETRIEB (PHB)

3.1 Bewertung der ENSI-Stellungnahmen zu den anlagentechnischen Empfehlungen

In der Fachstellungnahme zu sicherheitstechnischen Aspekten des Schweizer Kernkraftwerks Mühleberg⁴ (UMWELTBUNDESAMT 2012) sind 22 Empfehlungen zur Anlagentechnik abgeleitet worden. Gegenstand der Empfehlungen sind Aspekte, für die eine sicherheitstechnische Prüfung durch das ENSI bzw. das KKM sinnvoll erschienen ist. Die Empfehlungen sind unterteilt worden in solche, die kurzfristig (Kategorie 1) und weniger kurzfristig (Kategorie 2) geprüft werden sollten.

Das ENSI hat im September 2012 mit ENSI (2012a) zu den Empfehlungen der Kategorie 1 Stellung genommen, im Dezember 2012 mit ENSI (2012b) zu den Empfehlungen der Kategorie 2.

Gemäß Auftrag des Umweltbundesamtes sollen die Stellungnahmen des ENSI einer Bewertung unterzogen werden. Diese Bewertung wird im folgenden vorgenommen. Als Ergebnis wird ausgewiesen, ob

- eine Empfehlung erfüllt ist oder entfallen kann: dies ist dann der Fall, wenn offene Punkte durch die Bereitstellung zusätzlicher Informationen beantwortet sind, bestimmte in UMWELTBUNDESAMT (2012) konstatierte Defizite durch anlagentechnische Nachrüstungen behoben sind/werden oder die Empfehlung anderweitig abgedeckt ist;
- dem Inhalt der Empfehlung Rechnung getragen ist: dies ist dann der Fall, wenn in UMWELTBUNDESAMT (2012) angeregte sicherheitstechnische Überprüfungen durch vom ENSI erhobene Forderungen abgedeckt sind (wobei derzeit nicht feststeht, ob die zusätzlichen Überprüfungen letztlich zu anlagentechnischen Änderungen führen werden). Weiterhin gilt dies in dem Fall, dass die Empfehlung durch eine geplante Nachrüstung abgedeckt würde (wobei derzeit nicht feststeht, ob die Nachrüstung tatsächlich realisiert wird);
- eine Empfehlung modifiziert wird: dies ist dann der Fall, wenn aufgrund der Bereitstellung zusätzlicher Informationen eine Abänderung der Empfehlung, nicht aber deren Entfall, sinnvoll erscheint;
- eine Empfehlung fortbesteht: dies ist dann der Fall, wenn die Ausführungen des ENSI nicht ausreichend erscheinen, die in der Empfehlung angesprochenen Aspekte zu beantworten;
- eine zusätzliche Empfehlung formuliert wird: dies ist dann der Fall, wenn sich aus den Ausführungen des ENSI-Erkenntnis ergeben, die eine zusätzliche Empfehlung angebracht erscheinen lassen.

Die Empfehlungen aus UMWELTBUNDESAMT (2012) und die diesbezüglichen Stellungnahmen des ENSI werden zur erleichterten inhaltlichen Nachvollziehbarkeit den folgenden Themenbereichen zugeordnet:

- Nachweisstand zur Beherrschung der äußeren Einwirkung „Erdbeben“,
- Nachweisstand zur Beherrschung der äußeren Einwirkung „Externe Überflutung“,

⁴ Im Folgenden kurz als „Fachstellungnahme“ bezeichnet.

- Interne Überflutung der Kote –11 m im Reaktorgebäude,
- Ausfall der gesamten Wärmeabfuhr,
- Erhalt der Brennelementkühlung im BE Lagerbecken,
- Elektrische Energieversorgung,
- Integrität des Kernmantels,
- Vermeidung von Wasserstoffexplosionen,
- RDB Druckentlastung und Niederdruckeinspeisung mittels Notfallmaßnahmen,
- Überwachung des RDB Füllstandes,
- Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes,
- Containmentverhalten.

Für die einzelnen Themenbereiche erfolgt zunächst eine kurze inhaltliche Erläuterung. Anschließend erfolgt eine Wiedergabe der jeweiligen Empfehlungen und der zugehörigen Stellungnahmen des ENSI. Sodann werden zusätzliche Erkenntnisse dargestellt, die sich aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben. Abschließend erfolgt die Bewertung der ENSI-Stellungnahmen.

3.1.1 Nachweisstand zur Beherrschung der äußeren Einwirkung „Erdbeben“

3.1.1.1 Sachverhalt

Der aktuell gültigen Auslegung des KKM gegen das Sicherheitserdbeben liegt eine maximale Bodenbeschleunigung von 0,15 g in horizontaler Richtung und von 0,10 g in vertikaler Richtung zu Grunde.

Die Funktionsfähigkeit der den Strängen I und II zugeordneten Sicherheitssysteme kann auf Basis der aktuell gültigen Auslegung des KKM gegen das Sicherheitserdbeben auslegungsgemäß nicht kreditiert werden. Sie müssen im Rahmen einer deterministischen Nachweisführung im Falle eines SSE als ausgefallen unterstellt werden.

Für die aktuell gültige Auslegung des KKM gegen das Sicherheitserdbeben ist nachgewiesen, dass die Anlage mittels der dem SUSAN zugeordneten Einrichtungen (Sicherheitssysteme der Stränge III und IV) abgeschaltet, der RDB gespeist und die Nachwärme aus dem Reaktorkern abgeführt werden kann (siehe im Detail Kapitel 4.1 und 4.2 in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012)).

Das ENSI hat nach den Ereignissen von Fukushima vom KKM eine neue Nachweisführung zur Beherrschung eines Erdbebens mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr gefordert. Demnach war ein deterministischer Nachweis zur Beherrschung von Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr mit Hilfe neu bestimmter Erdbebenfestigkeitsnachweise (Fragilitäten) bis zum 31. März 2012 neu zu führen.

Zusätzlich wurde vom ENSI ein aktualisierter Nachweis für die Beherrschung der Kombination von Erdbeben mit einem durch das Erdbeben ausgelösten Versagen von Stauanlagen im Einflussbereich des KKM dann gefordert, wenn für Stauanlagen, die das KKM potenziell gefährden können, ein Versagen bei einem Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr nicht deterministisch ausgeschlossen werden kann.

Die entsprechenden Erdbebennachweise sind vom KKM mit Bkw (2012a), Bkw (2012b) und Bkw (2012c) vorgelegt und vom ENSI mit ENSI (2012c) bewertet worden.

3.1.1.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 1 (Kategorie 1):

Es sollte geprüft werden, ob durch ein erdbebenbedingtes Versagen von Einrichtungen des Feuerlöschsystems im Reaktorgebäude ein Potenzial für eine Überflutung der Kote –11 m besteht.

Empfehlung 2 (Kategorie 1):

Es sollte analysiert werden, welche Transienten zu ihrer Beherrschung Leittechnikfunktionen erfordern, die nicht von der SUSAN-Sicherheitsleittechnik ARSI gewährleistet werden können. Für diese Transienten sollte u. E. entweder gezeigt werden, dass ihr Auftreten in Kombination mit einem Sicherheitserdbeben ausgeschlossen werden kann bzw. sie nicht durch ein SSE induziert werden können, oder es sollten die entsprechenden leittechnischen Einrichtungen im Hinblick auf ihre Robustheit gegenüber Erdbebeneinwirkungen überprüft und ggf. ertüchtigt werden.

Empfehlung 16 (Kategorie 2):

Das zukünftige Nachweiskonzept für das Sicherheitserdbeben sollte dargestellt werden. Sofern ein Wechsel in der Nachweismethodik angestrebt wird, sollte dies samt der damit verbundenen Konsequenzen für die Aussagesicherheit des Nachweises und die Reserven der Anlage über das Bemessungsereignis hinaus erläutert werden. Insbesondere sollte, sofern der Erdbebennachweis zukünftig auf Basis von Fragilitäten erfolgen soll, dargestellt werden, wie der damit verbundene höhere Anteil an „engineering judgement“ sowie die gegenüber einer „klassisch“ deterministischen Nachweisführung erhöhten Unsicherheiten berücksichtigt werden sollen.

Empfehlung 17 (Kategorie 2):

Aufgrund des bei einem kombinierten Eintreten eines Erdbebens und einer nachfolgenden Überflutung erhöhten Potentials für auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe sollten hier zusätzlich Szenarien mit Überschreitungswahrscheinlichkeiten von kleiner als 10^{-4} pro Jahr betrachtet werden. Dies erscheint auch vor dem Hintergrund, dass gemäß UVEK (2009) bei den internen Ereignissen Störfälle der Kategorie 3, d. h. mit einer Häufigkeit kleiner gleich 10^{-4} und größer als 10^{-6} pro Jahr, zu betrachten sind, sinnvoll.

3.1.1.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 1:

„Die Feuerlöschleitungen im Reaktorgebäude sind gegen ein Sicherheitserdbeben SSE ausgelegt. Falls es trotzdem zu einem Bruch in dem unter Druck stehenden Teil der Leitung kommen sollte, wird die Sumpfpumpe bei Überschreitung eines gewissen Pegels gestartet. Bei „Sumpfniveau hoch“ wird zusätzlich ein Alarm ausgelöst. Die Schicht wird nach einer Analyse der Situation in weiterer Folge Maßnahmen wie z. B. das Schliessen der Zuleitungsarmaturen veranlassen.“

Stellungnahme zur Empfehlung 2:

Generell ist das Notstandssystem SUSAN für den Zweck, unabhängig alle durch externe Ereignisse ausgelösten Störfälle zu beherrschen, errichtet worden. Ein Erdbeben (SSE) ist dementsprechend Auslegungsgrundlage des SUSAN. Die SUSAN-Leittechnik erfüllt die Aufgaben Abschaltung Reaktor, Isolation und Nachkühlung.

Stellungnahme zur Empfehlung 16:

Aufgrund der Verfügung des ENSI vom 18. März bzw. 1. April 2011 zum Schutz gegen das 10'000-jährliche Erdbeben hat das KKM im Jahr 2012 neue Nachweise für das Sicherheitserdbeben erbracht. Dabei wurden die aktuellen seismischen Gefährdungsannahmen auf der Grundlage des neuen Erdbebenkataloges des Schweizerischen Erdbebendienstes (SED) und die im Pegasos Refinement Project (PRP) erhobenen Standortdaten verwendet. Die Berechnung erfolgte auf der Basis der aktuellen Resultate der Abminderungsmodellierung (PRP Intermediate Hazard).

Die vom KKM in den Nachweisen für das Sicherheitserdbeben angewandte deterministische Methode der Seismic Margin Analysis (SMA) /5/ zur Analyse der seismischen Reserven ist international anerkannt und wurde ursprünglich vom U.S.-amerikanischen Electrical Power Research Institute (EPRI) entwickelt und von der U.S.NRC im Rahmen des freiwilligen IPEEE-Programms /6/ akzeptiert. Für die Erdbebenfestigkeitsnachweise (Fragility-Berechnungen) werden im Rahmen der SMA-Methode entsprechend dem Stand der Technik sogenannte High Confidence of Low Probability of Failure (HCLPF)-Werte der sicherheitstechnisch relevanten Systeme, Strukturen und Komponenten (SSK) betrachtet. In Übereinstimmung mit der internationalen Aufsichtspraxis können die HCLPF-Werte sowohl mit deterministischen als auch mit probabilistischen Verfahren bestimmt werden /7/, /8/. Der HCLPF-Wert einer SSK ist als Mass für die deterministische Versagensgrenze der SSK mit Konservativität behaftet. Er ist so definiert, dass er den Wert der Bodenbeschleunigung angibt, bei dem die Versagenswahrscheinlichkeit der SSK ca. 1 % beträgt /5/, /9/. Bei den mit probabilistischen Verfahren ermittelten Tragfähigkeiten (bzw. Reserven über das ursprüngliche Bemessungserdbeben hinaus) müssen die Unsicherheiten /10/ berücksichtigt und transparent ausgewiesen werden.

Das ENSI kommt zu dem Ergebnis, dass die Kernkühlung des KKM unter Einwirkung eines 10'000-jährlichen Erdbebens gewährleistet ist. Nach Abschluss des Projekts PRP und Überprüfung der Endergebnisse durch das ENSI wird das ENSI sowohl die Gefährdungsannahmen wie auch das methodische und terminliche Vorgehen für die dann neu zu erbringenden Erdbebennachweise festlegen.

Stellungnahme zur Empfehlung 17:

Gemäss Verordnung des UVEK zu den Gefährdungsannahmen und der Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) sind im deterministischen Nachweis externe Gefährdungen mit einer Überschreitungshäufigkeit grösser gleich 10^{-4} pro Jahr zu betrachten. Ereignisse mit kleineren Eintrittshäufigkeiten werden in der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) behandelt (siehe hierzu auch die Stellungnahme des ENSI zu den Empfehlungen 1 und 2 von Kap. 2.1).

3.1.1.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich die nachfolgend dargestellten zusätzlichen Erkenntnisse.

Das KKM hat Ende März 2012 die vom ENSI geforderten aktualisierten Erdbebennachweise für Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr vorgelegt. Die zu Grunde gelegten Erdbebeneinwirkungen basieren auf dem neuen Erdbebenkatalog des Schweizerischen Erdbebendienstes und den Zwischenergebnissen des PEGASOS Refinement Project (PRP). Die Nachweise betreffen die Reaktoranlage Bkw (2012a), das Brennelementlagerbecken Bkw (2012b) und die Kombination von Erdbeben und Hochwasser Bkw (2012c).

Das ENSI hat zu den von KKM eingereichten Erdbebennachweisen im Juli 2012 Stellung genommen ENSI (2012c).

Eine detailliertere Darstellung des Inhalts der genannten Unterlagen erfolgt im Rahmen von gesonderten Anmerkungen zu den aktualisierten Erdbebennachweisen in Kapitel 3.4.

3.1.1.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 1** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass in den verfügbaren Unterlagen keine Aussagen zur Erdbebenauslegung des Feuerlöschsystems im Reaktorgebäude (insbesondere keine Angabe eines HCLPF-Werts) enthalten sind. Weiterhin ist es auf Basis dieser Unterlagen nicht möglich gewesen, zu ermitteln, ob die Feuerlöschwasserversorgung im Reaktorgebäude zur Vermeidung anlageninterner Überflutungen im Normalbetrieb durch geschlossene Absperrarmaturen von den Löschwasserquellen getrennt ist.

Systeme, die zu einem Wassereintrag $> 500 \text{ m}^3$ in den Torusringraum auf der -11 m Ebene führen können, müssen bei einem SSE integer bleiben oder ausreichend schnell und zuverlässig abgesperrt werden können, damit es nicht zu einer Überflutung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen kommt. Im konkreten Fall der Empfehlung geht es um die Fragestellung, ob sich aus einem erdbebeninduzierten Versagen von Leitungen des Feuerlöschsystems im Reaktorgebäude oder einem fehlerhaften Auslösen bzw. Versagen von Sprühwasserlöschanlagen im Reaktorgebäude ein relevantes Überflutungspotenzial ergibt.⁵

⁵ Die Punkt ist auch in HSK (1991) angesprochen. Demnach waren zusätzliche Nachweise zu erbringen, zu denen uns allerdings keine weiteren Informationen vorliegen:

„Eine besondere Erdbebenauslegung des Löschwassernetzes besteht weder für die erdverlegten noch für die in den Gebäuden verlegten Rohrleitungen. Da bei einem Erdbeben dem Brandschutz und der Vermeidung von Überflutungen auf Kote -11 m des Reaktorgebäudes grosse Bedeutung zukommt und mit einem Versagen der Aussenleitungen zu rechnen ist, hat die HSK Anforderungen ans Löschwassernetz im Reaktorgebäude gestellt. KKM sieht vor, den Erdbebennachweis für dieses Löschwassernetz zu erbringen und über absperzbare Durchdringungen zwei direkte Aussenanschlüsse zu installieren (Auflage).“ (Hsk 1991)

Hinsichtlich der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 1, wonach die Feuerlöschleitungen im Reaktorgebäude gegen ein Sicherheitserdbeben SSE ausgelegt sind, ist festzustellen:

- anhand der Aussage des ENSI ist unklar, ob sich die Erdbebenauslegung der Feuerlöschleitungen im Reaktorgebäude auf das SSE mit einem PGA Wert von 0,15 g (H2 „Hazard for which the plant was requalified“ gemäß ENSI (2011a)) oder auf den ursprünglichen Auslegungswert von 0,12 g (H1 „Hazard that the plant was originally designed to withstand“ gemäß ENSI (2011a)) bezieht.
- es wird vom ENSI nicht dargelegt, ob zusätzlich zum Versagen von Rohrleitungen auch ein Versagen/eine Fehlauslösung von Löschanlagen mit einem nachfolgenden Wassereintrag in den Torusringraum zu berücksichtigen ist.
- anhand der Stellungnahme des ENSI und der vorliegenden Unterlagen zur Neubewertung der Erdbebenauslegung (Bkw 2012a), (ENSI 2012c) ist nicht erkennbar, ob die Einrichtungen des Feuerlöschsystems in die aktualisierten Erdbebennachweise auf Basis von Fragilitäten einbezogen worden sind.⁶
- nach unserer Kenntnis ist die Funktionsfähigkeit der vom ENSI in Bezug genommenen Sumpfpumpen nach einem SSE nicht sichergestellt (Anbindung an die Notstromversorgung der Stränge I und II).
- hinsichtlich der vom ENSI genannten Gegenmaßnahmen ist unklar, welches Zeitfenster hierbei zur Verfügung steht und ob die relevanten Absperrarmaturen auf Funktionsfähigkeit bei einem SSE hin ausgelegt sind.

Insgesamt ist anhand der Stellungnahme des ENSI nicht nachvollziehbar, ob eine umfassende Bewertung des Überflutungspotenzials durch das Feuerlöschsystem unter den aktuell anzusetzenden seismischen Gefährdungsannahmen gemäß Bkw (2012a), ENSI (2012c) vorgenommen worden ist.

Die Empfehlung 1 besteht damit fort.

Den Hintergrund der **Empfehlung 2** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass das Reaktorschutzsystem RPS mit 0,19 g einen vergleichsweise geringen HCLPF-Wert aufweist. Demgegenüber liegt derjenige der SUSAN-Sicherheitsleittechnik ARSI mit 0,78 g wesentlich höher. Gleichzeitig wird in UMWELTBUNDESAMT (2012) festgestellt, dass einzelne Maßnahmen, die zur Beherrschung bestimmter Transienten erforderlich sind, ggf. nur vom RPS und nicht vom ARSI ausgelöst werden. Darüber hinaus sind zur Beherrschung einzelner Ereignisabläufe Leittechnikfunktionen erforderlich, die weder dem Reaktorschutzsystem RPS noch der SUSAN-Sicherheitsleittechnik ARSI zugeordnet sind (Abschalten Speisewassersystem zur Vermeidung einer RDB Überspeisung).

Im Falle einer Einwirkung von Außen (Erdbeben, Flugzeugabsturz) können infolge der damit ggf. verbundenen mechanischen Zerstörungen Transienten ausgelöst oder Anlagenzustände erzeugt werden, zu deren Beherrschung entsprechende Schutzaktionen der Sicherheitsleittechnik erforderlich sind (z. B. Isolation des RDB und Anregung der Notkühlsysteme bei Schäden am Frischdampfsystem). Weiterhin sind im Falle von Teilerstörungen leittechnischer Ein-

⁶ In den zitierten Unterlagen wird das Feuerlöschsystem nicht genannt.

richtungen dadurch erzeugte Fehlsignale und Fehlfunktionen in Betracht zu ziehen.⁷ Sie können sich nachteilig auf den Ereignisablauf auswirken, indem z. B. ein Fehlfahren von Armaturen angeregt oder Transienten ausgelöst werden.

Der in dem KKM Bericht zum EU Stress Test (Bkw 2011) angegebene Erdbebenfestigkeit des Reaktorschutzsystems RPS liegt mit einem HCLPF-Wert von 0,19 g (unter Anwendung des PEGASOS-Bodenantwortspektrums) unter dem aktuell gemäß den Ergebnissen des PRP anzusetzenden Wert für die maximale Bodenbeschleunigung von 0,24 g gemäß Bkw (2012a), ENSI (2012c). Weiterhin gehen wir davon aus, dass die betriebliche Leittechnik nicht gegen ein SSE ausgelegt ist. Somit muss u. E. unterstellt werden, dass sowohl das Reaktorschutzsystem RPS wie auch die betriebliche Leittechnik zur Beherrschung von Transienten und Anlagenzuständen, die sich im Falle des aktuell anzusetzenden Sicherheitserdbebens ergeben können, nicht zur Verfügung stehen. Darüber hinaus sind u.E. von diesen leittechnischen Einrichtungen generierte Fehlsignale in Betracht zu ziehen.

Daraus folgt, dass die im EVA Fall gesichert verfügbare Leittechnik, d. h. bei KKM die SUSAN-Leittechnik ARSI, eine Beherrschung der durch mechanische Schäden an Anlagenteilen sowie der durch Fehlsignale erzeugten Anlagenzustände und Ereignisabläufe gewährleisten muss. Zu diesem Zweck muss das ARSI über einen ausreichenden Funktionsumfang verfügen, um das in Betracht zu ziehende Spektrum der Transienten und Anlagenzustände zu beherrschen.

Bekannt ist, dass im KKM durch ein Fehlfahren bestimmter Abschlussarmaturen unzulässige Anlagenzustände ausgelöst werden könnten und der Funktionsumfang des ARSI nicht hinreichend ist, dies zu verhindern bzw. zu beherrschen. Aus diesem Grund bleiben als administrative Vorsorgemaßnahme bestimmte Armaturentriebe im Leistungsbetrieb unscharf, um ein Öffnen der Armaturen infolge von Fehlsignalen zu verhindern (siehe Kapitel 6.6.5.1 in HSK (1991)):

„Bei einer äusseren Einwirkung, z. B. bei einem Sicherheitserdbeben, werden gemäss Auslegung alle vom SUSAN angesteuerten Armaturen der Reaktorkühlkreislauf-Isolation schliessen. Die Rückschlagarmaturen schliessen bei Rückströmung selbsttätig. Die folgenden Containment-Isolationsarmaturen sind nicht von den SUSAN-Strängen angespeist oder gesteuert:

- Äussere Zu- und Abluftisolationsventile des Primärcontainments,
- Innere Zu- und Abluftisolationsventile des Primärcontainments,
- Rekombinator-Isolationsventile,
- Isolationsventile der Reaktordruckbehälterdeckel-Sprühleitung,
- Isolationsventile der Abfahrkühlung.

Alle diese Ventile sind normalerweise geschlossen. Ein Fehlöffnen solcher Armaturen ist sehr unwahrscheinlich; einzig bei äusseren Einwirkungen besteht dafür eine geringe Gefahr durch Fehlsignale. Um auch diese Möglichkeit auszuschalten, werden die elektrischen Antriebseinschübe der Isolationsventile des Abfahrkühlsystems und der Reaktordruckbehälterdeckel-Sprühleitung während des Leistungsbetriebs in der ausgefahrenen Position belassen. Damit ist ein Fehlöffnen dieser Isolationsventile durch

⁷ Fehlsignale aus der Leittechnik können insbesondere hervorgerufen werden bei Bränden und Einwirkungen von Außen (EVA).

Fehlsignale deterministisch ausgeschlossen. Dies ist deshalb wichtig, da deren Versagen gleichzeitig auch ein Versagen des Primärkreisabschlusses bedeuten würde. Ein Versagen der Primärcontainment-Lüftungsisolierung hat demgegenüber weniger gravierende Konsequenzen, so dass nach Ansicht der HSK keine zusätzliche Maßnahmen zur Verhinderung von Fehlöffnen dieser Armaturen notwendig sind.“ (Hsk 1991)

Über die o. g. Zitatstelle hinaus liegen uns keine Informationen dazu vor, ob für KKM eine umfassende Analyse zur Relevanz von Fehlsignalen bzw. Fehlfunktionen leittechnischer Einrichtungen unter den Bedingungen von EVA Ereignissen durchgeführt worden ist.

Dass die Entstehung von Fehlsignalen bei EVA Ereignissen von sicherheitstechnischer Bedeutung sein kann, geht auch aus einer aktuellen Forderung des ENSI, die das Kernkraftwerk Gösgen (KKG) betrifft, hervor. Im KKG besteht eine zu KKM analoge Situation mit einer Kombination von leittechnischen Einrichtungen, die in unterschiedlichem Maße gegen EVA ausgelegt sind:

„Das Reaktorschutzsystem ist für den ungesicherten und den gesicherten Bereich vorhanden.

Der ungesicherte Teil des Reaktorschutzsystems (YZ) ist auf die Beherrschung innerer Störfälle (z. B. Kühlmittelverlust) ausgerichtet. Prinzipiell ist der Reaktorschutz so aufgebaut, dass ein Einzelfehler keine Reaktorschnellabschaltung (RESA) auslöst, dass aber bei zusätzlichem Auftreten eines inneren Störfalles, z. B. Leck im Reaktorkühlkreislauf oder Leck im Speisewasser-Dampfkreislauf, dieser sicher beherrscht wird.

Der gesicherte Teil des Reaktorschutzsystems (RX) ist primär zur Beherrschung äußerer Einwirkungen (z. B. Erdbeben, Flugzeugabsturz) ausgelegt. Mit diesem können auch innere Störfälle beherrscht werden. Sowohl der gesicherte als auch der ungesicherte Reaktorschutz (Abb. 5.1-1) sind in fest verdrahteter Technik aufgebaut.“ (ENSI 2012e).

Das ENSI thematisiert in seiner Sicherheitstechnischen Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2008 des Kernkraftwerks Gösgen (ENSI 2012e) einen möglichen negativen Einfluss von Fehlsignalen aus dem ungesicherten Teil des Reaktorschutzes auf den Ereignisablauf und fordert vom KKG diesbezüglich eine Analyse bis zum Ende des Jahres 2013:

„Aus Sicht des ENSI wurde seitens des KKG allerdings nicht ausreichend klar nachgewiesen, dass Systemfunktionen, die im Anforderungsfall aus dem gesicherten Bereich des RSS [Anmerkung: RSS – Reaktorschutzsystem] angeregt werden, nicht durch Fehlauflösungen von nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Systemfunktionen aus dem ungesicherten Bereich beeinträchtigt werden können.

(...)

Insbesondere im durch einen Flugzeugabsturz ausgelösten Notstandsfall ist zweifelsfrei zu gewährleisten, dass eine Schwächung der dann notwendigen Sicherheitsfunktionen durch Fehlsignalisierung oder Fehlauflösung von nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Systemfunktionen ausgeschlossen ist. Dementsprechend sind die jeweiligen Sicherheitsleitfunktionen des RSS im gesicherten Bereich unterzubringen.

Forderung 6.1-3:

Das KKG hat darzulegen, welche vom Reaktorschutzsystem ausgelösten Systemfunktionen nicht eindeutig sicherheitsgerichtet und im ungesicherten Bereich untergebracht sind. Es ist bis zum 31. Dezember 2013 zu überprüfen, ob von diesen nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Systemfunktionen auch Systemfunktionen aus dem

gesicherten Bereich beeinträchtigt werden können. Sofern es solche gibt, sind diese im Rahmen des geplanten Ersatzes des Reaktorschutzsystems im gesicherten Bereich des Reaktorschutzsystems anzuordnen.“ (ENSI 2012e)

Die Forderung 6.1-3 der ENSI-Stellungnahme (ENSI 2012e) zielt im Wesentlichen auf die gleichen Aspekte ab wie unsere o. g. Empfehlung 2, wobei wir der Auffassung sind, dass auch aus der betrieblichen Leittechnik erzeugte Fehlsignale zu betrachten sind und weiterhin aufzuzeigen ist, dass im EVA-Fall keine leittechnischen Funktionen benötigt werden, die ausschließlich durch die nicht ausreichend gegen EVA gesicherte Leittechnik gewährleistet werden.

Somit ist die Stellungnahme des ENSI, wonach das Notstandssystem SUSAN für den Zweck einer Beherrschung von EVA-Ereignissen errichtet worden sowie die SUSAN-Leittechnik ARSI gegen ein SSE ausgelegt ist, aus unserer Sicht nicht ausreichend. Es ist insgesamt nicht nachvollziehbar, ob eine umfassende Analyse vorliegt, die aufzeigt, dass der Funktionsumfang des ARSI in Kombination mit den davon angesteuerten Einrichtungen und deren EVA-Auslegung ausreichend ist, alle Transienten und Anlagenzustände, die sich aus den zu unterstellenden mechanischen Zerstörungen in Kombination mit ggf. erzeugten Fehlsignalen aus der nicht ausreichend gegen EVA ausgelegten Leittechnik ergeben können, zu beherrschen.

Die Empfehlung 2 besteht damit fort.

Den Hintergrund der **Empfehlung 16** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass die Forderung des ENSI, wonach die aktualisierten deterministischen Nachweise zur Beherrschung von Erdbeben mit Hilfe neu bestimmter Erdbebenfestigkeitsnachweise (Fragilitäten) neu zu führen sind, ohne weitere Erläuterung nicht nachvollziehbar ist. Weiterhin wird in UMWELTBUNDESAMT (2012) ausgeführt, dass ein Nachweis auf Basis von Fragilitäten mit einem deutlich höheren Maß an „engineering judgement“ verbunden ist als die „klassische“ deterministische Nachweisführung.

Aufgrund der nach Abfassung der Fachstellungnahme publizierten Erdbebenachweise ist die grundsätzliche Nachvollziehbarkeit der aktualisierten Nachweismethodik mittlerweile gegeben. Die weiteren in der Empfehlung angesprochenen Aspekte werden im Rahmen von gesonderten Anmerkungen zu den aktualisierten Erdbebenachweisen in Kapitel 3.4 behandelt.

Vor diesem Hintergrund entfällt die Empfehlung 16.

Den Hintergrund der **Empfehlung 17** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass das kombinierte Eintreten eines Erdbebens und einer nachfolgenden Überflutung infolge eines erdbebeninduzierten Staudammversagens höhere Anforderungen an die Anlage stellt als die jeweiligen Einzelereignisse. Auch können die Verfügbarkeit von Einrichtungen zur Durchführung von Notfallmaßnahmen und die Bedingungen zur Durchführung derselben gegenüber den jeweiligen Einzelereignissen eingeschränkt sein.

Das ENSI führt in seiner Stellungnahme zur Empfehlung 17 aus, dass externe Gefährdungen mit einer Überschreitungshäufigkeit von kleiner 10^{-4} pro Jahr im Rahmen von Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) behandelt werden. Diesbezüglich ist festzustellen, dass eine Behandlung im Rahmen der PSA

nicht zwangsläufig bedeutet, dass derartige Ereignisabläufe auch beherrscht werden müssen:

- Gemäß den Vorgaben in Artikel 12 der „Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen“ UVEK (2009) ist zu zeigen, dass die Häufigkeit eines Kernschadens für bestehende Kernkraftwerke kleiner als 10^{-4} pro Jahr ist und bei einer Häufigkeit eines Kernschadens zwischen 10^{-4} und 10^{-5} pro Jahr für bestehende Kernkraftwerke alle angemessenen Vorkehrungen getroffen wurden.
- Ergänzend zu den Vorgaben des UVEK fordert die Richtlinie HSK-A06 „Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen“ (Hsk 2008) für den Fall, dass der Wert für die Kernschadenshäufigkeit oberhalb von 10^{-5} pro Jahr liegt, die Identifizierung von Maßnahmen zur Reduzierung des Risikos und deren Umsetzung, sofern angemessen. Sofern die Häufigkeit früher großer Freisetzen im Leistungsbetrieb (Large Early Release Frequency, LERF) größer als 10^{-6} pro Jahr ist, sind Maßnahmen zur Reduzierung des Risikos zu identifizieren und, sofern angemessen, umzusetzen.

Grundsätzlich bestehen aus unserer Sicht gegen die Betrachtung von Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeiten von kleiner als 10^{-4} pro Jahr ausschließlich im Kontext der PSA keine Einwände. Allerdings sollten die möglichen Folgewirkungen (z. B. Staudammversagen) von Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeiten von bis zu 10^{-6} pro Jahr detailliert untersucht und es sollte aufgezeigt werden, dass Kernschadenszustände mit hoher Sicherheit vermieden werden können.

Vor diesem Hintergrund wird Empfehlung 17 wie folgt modifiziert:

Empfehlung 17':

Für Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeiten von bis zu 10^{-6} pro Jahr sollten die möglichen Folgewirkungen (z. B. erdbebeninduziertes Staudammversagen) im Rahmen der PSA detailliert untersucht und es sollte aufgezeigt werden, dass Kernschadenszustände mit hoher Sicherheit vermieden werden können.

3.1.2 Nachweisstand zur Beherrschung der äußeren Einwirkung „Externe Überflutung“

3.1.2.1 Sachverhalt

Für das KKM kann eine Überflutung des Anlagengeländes nicht aufgrund entsprechender topographischer Verhältnisse ausgeschlossen werden. Vielmehr sind Szenarien denkbar (insbesondere Staudammbrüche), die zu Überflutungen des Geländes um mehrere Meter führen können. Die Anlage ist gegen Überflutungen des Geländes bis zu einer Höhe von +6,0 m ausgelegt.

Das Anlagenkonzept zur Beherrschung der Bemessungsereignisse mit externer Überflutung des Kraftwerksgeländes beruht entscheidend darauf, dass ein Eindringen von Wasser in die sicherheitsrelevanten Gebäude (Reaktor-, SUSAN- und Aufbereitungsgebäude) vermieden wird.

3.1.2.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 3 (Kategorie 1):

Im Rahmen einer geschlossenen Darstellung des Nachweises zur Beherrschung externer Überflutungen durch Vermeidung eines Wassereintrags in die sicherheitsrelevanten Gebäude sollten u. E. insbesondere folgende Aspekte behandelt werden:

- Der Fortbestand der Dichtheit der Grundwasserisolation der sicherheitsrelevanten Gebäude.
- Das Verhalten der sicherheitsrelevanten Gebäude bei einem Wasserstand, der für längere Zeit die Höhe der Grundwasserisolation übersteigt.
- Das Eindringen von Wasser in das Maschinenhaus und das Betriebsgebäude bei einem Hochwasser Mitte Mai 1999 und ggf. daraus folgende Erkenntnisse für das Verhalten sicherheitsrelevanter Gebäude bei externen Überflutungen (Bemessungshochwasser, Flutwellen).
- Die Auftriebssicherheit von Kanälen und ggf. anderen Bauwerken.
- Vorkehrungen gegen ein Eindringen von Wasser in die sicherheitsrelevanten Gebäude über bestehende Wanddurchdringungen und Verbindungen zu anderen Gebäuden.
- Das Verhalten der sicherheitsrelevanten Gebäude bei einer kombinierten Einwirkung von Erdbeben und Überflutung im Hinblick auf ggf. auftretende Risse sowie ggf. mögliche Beschädigungen von Abdichtungen, Türen, Durchführungen, Kanälen und Leitungen.
- Die Vermeidung von Wassereintritten in sicherheitsrelevante Gebäude durch geöffnete Türen im Falle von erdbebeninduzierten Flutwellen, die im Gegensatz zum Hochwasser ggf. keine oder nur geringe Vorwarnzeiten haben (insbesondere relevant für die Stauanlage Mühleberg).

3.1.2.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 3:

Spiegelstrich 1:

Auf dem Gelände des KKM kommt Grundwasser in den maximal ca. 10 m mächtigen Lockergesteinsschichten vor. Der darunter anstehende Molassefels wirkt als Grundwasserstauer. Die sicherheitsrelevanten Gebäude wie das Reaktor-, SUSAN- oder das Lagergebäude für radioaktive Abfälle sind grundsätzlich gegen Überflutungshöhen von 6 bis 8 Metern über Terrain vor Hochwasser und im Baugrund vor Grundwasser geschützt. Dies schließt sämtliche Durchdringungen mit ein. Der einwandfreie Zustand der Gebäude inkl. Grundwasserisolation, wasserdichten Trennfugen und Durchdringungen wird im Rahmen von Instandhaltungsprogrammen und der Alterungsüberwachung gewährleistet. Nicht zugängliche Abdichtungen im Erdreich können allerdings nur indirekt, durch Beobachtung der Verhältnisse und Veränderungen auf der Gebäudeinnenseite, geprüft werden. Bis heute gibt es keine Anzeichen, dass die Grundwasserisolation beschädigt ist. Die von Grundwasser berührten Gebäudeteile weisen keine Feuchtstellen auf.

Spiegelstrich 2:

Wie bereits erwähnt, sind die sicherheitsrelevanten Gebäude gegenüber Überflutungshöhen von mindestens 6 m sicher. Dies betrifft nicht nur Abdichtungsmaßnahmen sondern schliesst auch die Bemessung der Gebäude mit ein. Die Aussenwände dieser Gebäude halten dem entsprechenden Wasserdruck stand.

Spiegelstrich 3:

Im Frühjahr und Sommer 2011 wurden die Gebäudeöffnungen im Erdgeschoss des KKM mit mobilen Hochwasserschutzwänden nachgerüstet. Dies schliesst das Maschinenhaus und das Betriebsgebäude mit ein. Die Wände sind auf ein 10'000-jährliches Hochwasserereignis ausgelegt, die Installation dieser Wände kann innerhalb der verfügbaren Vorwarnzeit durchgeführt werden.

Spiegelstrich 4:

Die Auftriebssicherheit sämtlicher sicherheitsrelevanter Gebäude und Kanäle ist gegeben und wurde bei der Auslegung für Überflutungshöhen zwischen 6 bis 8 m berücksichtigt.

Spiegelstrich 5:

Die Durchdringungen sind wasserdicht und auf einen Wasserdruck von 6 bis 8 m über Terrain ausgelegt.

Spiegelstrich 6:

Die Sicherheit des KKM sowohl gegenüber einem 10'000-jährlichen Erdbeben als auch gegenüber einem 10'000-jährlichen Hochwasser ist überprüft und bestätigt worden. Im Rahmen des per Ende März 2012 erstellten Erdbebenachweises hat das KKM zusätzlich nachgewiesen, dass der Bruch der Stauanlagen im Einflussbereich des KKM ausgeschlossen werden kann und somit nicht mit einer erdbebenbedingten Überflutung gerechnet werden muss. Die Überlagerung des 10'000-jährlichen Erdbebens mit dem 10'000-jährlichen Hochwasser liegt weit im auslegungsüberschreitenden Bereich und wird daher nicht untersucht.

Spiegelstrich 7:

In der Verfügung des ENSI vom 1. April 2011 wurde das KKM verpflichtet, die Auslegung der Anlage gegenüber Erdbebeneinwirkungen in Kombination mit erdbebenbedingter Überflutung, insbesondere hervorgerufen durch einen Bruch der Wohlenseestaumauer, zu überprüfen. Das KKM und auch das ENSI, aufgrund der eigenen Überprüfung und der Überprüfung der Analyseergebnisse durch die Sektion Talsperren des BFE, kamen zum Schluss, dass die Staumauer Wohlensee sowie die Stauanlagen Rossens und Schiffenen im Einflussbereich des KKM einem 10'000-jährlichen Erdbeben standhalten.

Die Definition des 10'000-jährlichen Erdbebens basiert dabei auf den neusten Zwischenergebnissen der Gefährdungsstudie PEGASOS-Refinement-Project, einer Studie internationaler Experten, durchgeführt nach neusten wissenschaftlichen Erkenntnissen. Unter Annahme eines 10'000-jährlichen Erdbebens kann daher eine erdbebenbedingte Überflutung des Kraftwerkgeländes ausgeschlossen werden. Unabhängig davon wird der Betreiber des KKM den Baugrund der Staumauer Wohlensee durch eine Reihe von Bohrpfählen ertüchtigen, wodurch die Sicherheitsmarge der Stauanlage bei Erdbeben weiter erhöht wird. Das Projekt ist Gegenstand eines laufenden Bewilligungsverfahrens.

3.1.2.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich die nachfolgend dargestellten zusätzlichen Erkenntnisse.

Das KKM hat Ende März 2012 die vom ENSI geforderten aktualisierten Erdbebennachweise für Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr vorgelegt. Dabei wurden auch Analysen zu dem Potenzial für ein erdbebeninduziertes Staudammversagen durchgeführt (Bkw 2012c).

Das ENSI hat zu den von KKM eingereichten Erdbebennachweisen im Juli 2012 Stellung genommen (ENSI 2012c). Das ENSI stellt dar, dass seitens des Betreibers für die drei Stauanlagen, die das KKM potenziell gefährden können (Mühleberg, Schiffenen, Rossens), ein deterministischer Nachweis vorgelegt wurde, demzufolge bei einem Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr eine unkontrollierte Wasserabgabe ausgeschlossen werden könne. Das ENSI bestätigt diese Aussage, hat aber verlangt, dass die Nachweise vom KKM noch in einzelnen Punkten vervollständigt werden müssen.

3.1.2.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 3** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass anhand der vorliegenden Unterlagen nicht erkennbar ist, ob in den letzten Jahren, z. B. infolge der Anlagenüberflutungen in der französischen Anlage Le Blayais im Jahr 1999, der Themenkomplex Integrität und Dichtheit der sicherheitsrelevanten Gebäude für das KKM neu geprüft und bewertet worden ist. Gemäß UMWELTBUNDESAMT (2012) sollten die Ergebnisse einer solchen Prüfung dargestellt und nicht ausschließlich auf die Auslegung der Anlage verwiesen werden.

Weiterhin wird in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) dargestellt, dass gemäß HSK (2007) bei einem Hochwasser Mitte Mai 1999 mit einem Höchststand der Aare von 464,1 m (–1,9 m unter dem Niveau des Kraftwerksgeländes und damit –2,15 m unter dem vom ENSI bestätigten Maximalwasserstand für das 10'000-jährliche Hochwasser) infolge des Anstiegs des Grundwasserspiegels Wasser in Kellergeschosse verschiedener nicht überflutungssicher gebauter Gebäude (u. a. ins Betriebsgebäude und ins Maschinenhaus) und in den Kabelkanal vom Kraftwerk zur Schaltanlage Mühleberg-West eindrang. Gemäß Kapitel 12.2.4 des KKM-Sicherheitsberichts von 1989 (Bkw 1990) verfügt das Betriebsgebäude unterhalb des Niveaus des Kraftwerksgeländes über eine durchgehende, geschützte Außenisolierung gegen Grundwasser. Auf Basis dieses Informationsstandes muss somit davon ausgegangen werden, dass die im Sicherheitsbericht genannte geschützte Grundwasserisolierung des Betriebsgebäudes bei dem Hochwasser nicht wirksam war.

Das ENSI geht in seiner Stellungnahme zu den Spiegelstrichen 1 und 3 der Empfehlung 3 auf die Frage der Wirksamkeit der geschützten Grundwasserisolierung des Betriebsgebäudes bei dem Hochwasser im Mai 1999 nicht ein.

Im Fokus des zweiten Spiegelstrichs stehen Wasserstände, die für **längere Zeit** die Höhe der Grundwasserisolation übersteigen. In der Stellungnahme des ENSI wird auf den zeitlichen Aspekt nicht explizit eingegangen.

Die in den anderen Spiegelstrichen genannten Aspekte sind durch die Stellungnahme des ENSI hinreichend beantwortet, wobei vorausgesetzt ist, dass die Bewertungen zum Ausschluss eines erdbebeninduzierten Staudammversagens auch zukünftig Bestand haben. Relevant sind insbesondere die Aussagen des ENSI, wonach

- der einwandfreie Zustand der Gebäude inkl. Grundwasserisolation, wasserdichten Trennfugen und Durchdringungen im Rahmen von Instandhaltungsprogrammen und der Alterungsüberwachung gewährleistet wird. Hierbei setzen wir voraus, dass im Betriebsreglement des KKM entsprechende Prüfanweisungen etc. verankert sind.
- die Auftriebssicherheit sämtlicher sicherheitsrelevanter Gebäude und Kanäle gegeben und bei der Auslegung für Überflutungshöhen zwischen 6 bis 8 m berücksichtigt worden ist,
- die Durchdringungen wasserdicht und auf einen Wasserdruck von 6 bis 8 m über Terrain ausgelegt sind.

Die Empfehlung 3 besteht damit hinsichtlich der Spiegelstriche 1 bis 3 fort. Hinsichtlich der Spiegelstriche 4 bis 7 ist Empfehlung 3 erfüllt.

3.1.3 Interne Überflutung der Kote –11 m im Reaktorgebäude

3.1.3.1 Sachverhalt

Im Reaktorgebäude des KKM sind im Torusringraum auf der Höhenkote –11 m alle Pumpen und Wärmetauscher der Sicherheitssysteme zur Kernnotkühlung und Nachwärmeabfuhr ohne räumliche Trennung und ohne vollständigen Überflutungsschutz aufgestellt. Bei einem Wasseranfall von > 500 m³ im Torusringraum besteht die Möglichkeit für einen kompletten Ausfall der RDB-Bespeisung und Nachwärmeabfuhr. Da die Kote –11 m des Reaktorgebäudes unter dem Wasserspiegel der Aare liegt, könnte bei Leckagen am Hilfskühlwassersystem auch ohne laufende Pumpen Wasser aus der Aare in das Reaktorgebäude nachströmen.

3.1.3.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 4 (Kategorie 1):

Die zur RDB-Bespeisung und Nachwärmeabfuhr vorgesehenen Sicherheitssysteme (Stränge I bis IV) sollten so nachgerüstet oder ertüchtigt werden, dass es bei einem Brand im Reaktorgebäude oder einer internen Überflutung auf der Kote –11 m nicht zu einem Ausfall aller Systeme kommen kann.

3.1.3.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 4:

Das KKM hat im Rahmen der PSÜ 2010 im Hinblick auf den angestrebten Langzeitbetrieb das Sicherheitskonzept der Anlage unter Berücksichtigung des im Art. 22 KEG geforderten Stands der Nachrüsttechnik überprüft. Insbesondere wurden auch die Auswirkungen interner Überflutungen innerhalb des Reaktorgebäudes (RG) hinsichtlich der Gefährdung der sicherheitsrelevanten Systeme auf der –11 m-Ebene erneut untersucht.

Ausgehend von der vorliegenden risikotechnischen Bewertung möglicher Überflutungsszenarien innerhalb des RG hat das KKM für die Beherrschung allfälliger Leckagen im Hilfskühlwassersystem (HiKWS) im Jahre 2011 Nachrüstungen vorgenommen und einen neuen deterministischen Sicherheitsnachweis geführt. Es wurde nachgewiesen, dass sowohl ohne Annahme eines Einzelfehlers (erfolgreiche Absperrung der Leckagen, Auslegungsbereich) als auch mit Annahme eines Einzelfehlers (Versagen der Absperrung der Leckagen, auslegungsüberschreitender Bereich) die Anlage ohne Kreditierung betrieblicher Systeme ausschliesslich mit Sicherheitssystemen bzw. mit Notfallmaßnahmen (im auslegungsüberschreitenden Bereich) in einen sicheren Zustand überführt werden kann. Leckagen im HiKWS stellen aufgrund des unbegrenzten Überflutungspotentials (direkte Anbindung an die Aare) und der Beeinträchtigung der Funktion des betrieblichen Speisewassersystems von allen Überflutungsszenarien die höchsten Anforderungen an die Störfallbeherrschung. Ungeachtet dieses Nachweises werden zur weiteren Reduzierung des Risikos kurzfristig (u. a. in der Jahresrevision 2012) Verbesserungsmaßnahmen durchgeführt. Diese zielen darauf ab, Leckagen im HiKWS so absperrbar zu machen, dass die Funktion des betrieblichen Speisewassersystems nicht beeinträchtigt wird.

Darüber hinaus hat das KKM Ende Juni 2012 einen Freigabeantrag für ein umfangreiches Nachrüstkonzept eingereicht. Dieser Konzeptantrag beinhaltet unter anderem die Nachrüstung eines zusätzlichen Systems, welches die Kühlmittelspeisung in den Reaktordruckbehälter und die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor übernimmt, falls sämtliche Sicherheitssysteme auf der –11 m-Ebene im RG ausgefallen sein sollten. Die Komponenten dieses neuen Nachwärmeabfuhrsystems werden von den sicherheitsrelevanten Systemen auf der –11 m-Ebene des RG räumlich und funktional getrennt, so dass in Zukunft weder eine Überflutung noch ein Brand auf der –11 m-Ebene des RG alle Sicherheitssysteme gefährden können. Diese Systeme werden Teil des SUSAN-Notstandssystems und auch über dessen Hilfssysteme mit Kühlwasser und Strom versorgt. Die Umsetzung dieser Nachrüstung ist bis Ende 2015 geplant.

Die Maßnahmen des Brandschutzes auf der –11 m-Ebene im RG erfüllen sowohl die nationalen wie auch die internationalen Brandschutzvorschriften. Da die –11 m-Ebene aus betrieblichen Gründen bautechnisch nicht unterteilt werden kann, wurden diverse brandschutztechnische Maßnahmen (kompensatorische Maßnahmen) wie die Verwendung brandhemmender Kabel, lokale Brandabschottungen sowie Begrenzung der Brandlasten auf das absolut Notwendigste und der Einsatz von Nasslöschanlagen vorgenommen. Mit diesen Maßnahmen kann ein redundanzübergreifender Brand wirksam unterbunden werden. Um bei einem Brand im Reaktorgebäude eine zu hohe Raumtemperatur zu verhindern, wurde auch ein Rauch- und Wärmeabzug installiert. Mit den vorhandenen Brandschutzmaßnahmen ist gewährleistet, dass die Komponenten der Sicherheitssysteme auf –11 m-Ebene hinreichend gegen Brand geschützt sind.

3.1.3.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich die nachfolgend dargestellten zusätzlichen Erkenntnisse.

In seiner Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg (ENSI 2012d) führt das ENSI aus, dass vom KKM im Jahr 2010 deterministische Untersuchungen zu dem Ereignis „Interne Überflutung des Reaktor Gebäudes auf der Ebene –11 m bei Leckagen des Hilfskühlwassersystems“ neu eingereicht wurden. Demnach war der Schutz gegen die Auswirkungen interner Überflutungen durch das Hilfskühlwassersystem SWS innerhalb des Reaktor Gebäudes zu verbessern. Das SWS wurde daher mit einer motorbetriebenen Absperrarmatur in der Vorlaufleitung nachgerüstet. Etwaige Leckagen können gemäß ENSI (2012d) über den Sumpffüllstand erkannt und mit der neu installierten Armatur abgesperrt werden.

Weiterhin wird in ENSI (2012d) dargestellt, dass das ENSI die vom KKM im Rahmen der Analysen für den Langzeitbetrieb nicht abschließend behandelten Ereignisse „Absturz des Brennelement-Behälters“ und „Torusleckage“ als besonders relevant einstuft, da bei diesen Ereignissen die Sicherheitssysteme auf der Ebene –11 m des Reaktor Gebäudes gefährdet werden könnten.⁸ Für das Ereignis „Absturz des Brennelement-Behälters“ ist dem ENSI ein Sicherheitsnachweis vor der nächsten Beladung des Brennelementbehälters nachzureichen; die Freigabe eines solchen Transports ist gemäß ENSI (2012d) an den zu erbringenden Sicherheitsnachweis gekoppelt. Weiterhin muss das Ereignis „Torusleckage“ vom KKM bis Ende des Jahres 2013 probabilistisch und deterministisch detailliert behandelt werden. Diesbezüglich wurde die Forderung 5.1-1 abgeleitet:

„Forderung 5.1-1

Das KKM hat vor der nächsten Beladung eines Brennelementbehälters den deterministischen Sicherheitsnachweis zu erbringen, dass die Vorsorgemaßnahmen für den Störfall „Absturz eines Brennelementbehälters“ ausreichend sind. Der entsprechende Nachweis für den Störfall „Torusleckagen“ ist bis zum 31. Dezember 2013 zu führen.“

In ENSI (2012d) wird weiter ausgeführt, dass das KKM im Rahmen des Projekts DIWANAS unter anderem ein Konzept zur Nachrüstung eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems (ZNA-System) zur Freigabe eingereicht hat:

„Dieses neue System besteht im Wesentlichen aus folgenden Elementen:

- zwei von den bisherigen Einspeisesystemen unabhängige Einspeisestränge zur Kühlmittelergänzung im Reaktordruckbehälter, deren Pumpen und Wasserreservoir in einem neu zu errichtenden Gebäude untergebracht werden
- zwei Nachwärmeabfuhrstränge, über welche die Nachwärme aus dem Reaktor an den bestehenden Kühlkreislauf des Notstandsystems abgegeben wird, deren Pumpen und Kühler auf der Ebene 0 m im Reaktor Gebäude untergebracht werden

⁸ Die Ereignisse „Leck an einer Anschlussleitung des Torus bis zur ersten Absperrarmatur“ und „Absturz eines Brennelement-Transportbehälters mit dadurch bedingter Beschädigung des Torus“ waren in der Vergangenheit vom ENSI bzw. der HSK dem auslegungsüberschreitenden Bereich zugeordnet worden, siehe HSK (2007).

Die Energieversorgung und Ansteuerung der Komponenten des neuen ZNA-Systems soll aus dem Notstandgebäude erfolgen, wobei die Kühlmittleinspeisung automatisch ausgelöst wird und die Nachwärmeabfuhr manuell.

Aus Sicht des ENSI wird mit dem neuen System die bisher bestehende nicht konsequente räumliche Trennung der Sicherheitssysteme auf der Ebene –11 m des Reaktorgebäudes deutlich verbessert. Aufgrund der Energieversorgung und Ansteuerung des Systems aus dem bestehenden Notstandssystem sowie der redundanten Ausführung sind die funktionale Unabhängigkeit von den ursprünglichen Sicherheitssystemen und die Einzelfehlersicherheit selbst bei Ausfall passiver Ausrüstungen wie dem SUSAN-Zwischenkühler erfüllt.

Insgesamt gesehen werden damit aus Sicht des ENSI die Auslegungsgrundsätze funktionale Unabhängigkeit und räumliche Trennung im KKM dem neuesten Stand der Nachrüsttechnik entsprechend umgesetzt.“ (ENSI 2012d)

3.1.3.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 4** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass die Aufstellung aller Pumpen und Wärmetauscher der Sicherheitssysteme auf der Kote –11 m (Fundamentniveau des Reaktorgebäudes) ohne ausreichende räumliche Trennung einen gravierenden Nachteil im Sicherheitskonzept der Anlage darstellt.

Im Rahmen seiner Sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg (ENSI 2012d) kommt das ENSI zu der Bewertung, dass der aktuelle Anlagenzustand aufgrund der fehlenden Redundanztrennung auf der Kote –11 m eine generelle konzeptionelle Schwäche aufweist:

„Die räumliche Trennung der Stränge I/II, III und IV ist ausserhalb des Reaktorgebäudes konsequent umgesetzt. Innerhalb des Reaktorgebäudes befinden sich allerdings alle Einspeise- und Nachwärmeabfuhrsysteme auf der Ebene –11 m. Die durch die ursprüngliche Anlagenauslegung bedingte Anordnung der Sicherheitssysteme stellt aus heutiger Sicht des ENSI trotz der vom KKM vorgenommenen Verbesserungsmaßnahmen eine generelle konzeptionelle Schwäche insbesondere hinsichtlich eines grossflächigen internen Brandes auf der Ebene –11 m und einer internen Überflutung im Reaktorgebäude durch nicht absperrbare Systeme dar.“ (ENSI 2012d)

Wie in der obigen Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 4 angesprochen und in ENSI (2012d) weiter ausgeführt wird, hat das KKM im Rahmen des Projekts DIWANAS unter anderem ein Konzept zur Nachrüstung eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems (ZNA-System) zur Freigabe eingereicht.

Mit den vorgeschlagenen Nachrüstungen wird dem Inhalt der Empfehlung 4 Rechnung getragen.

Hinsichtlich des Umsetzungszeitpunkts ist festzustellen, dass der in der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 4 angegebene Zeitrahmen bis Ende 2015 offenbar inzwischen überholt ist. In ENSI (2012d) wird im Rahmen der Forderung 5.3-1 verlangt, dass das KKM die Realisierung einer zusätzlichen, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung sowie die Nachrüstung eines erdbebenfesten Brennelementbecken-Kühlsystems und eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems bis zum Ende der Jahresrevision 2017 umzusetzen hat. Dieser Termin wird auch im Nationalen Aktionsplan der Schweiz (ENSI 2012f) angegeben.

Die Empfehlung 4 wäre im Falle der Nachrüstung eines zusätzlichen Einspeise- und Nachwärmeabfuhrsystems, das über die in ENSI (2012d) dargestellten Merkmale verfügt, erfüllt.

3.1.4 Ausfall der gesamten Wärmeabfuhr („Loss of the ultimate heat sink“)

3.1.4.1 Sachverhalt

In der Anlage KKM kann die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern nach Abschaltung des Reaktors und Außerbetriebnahme des Hauptkühlwassersystems über zwei Nachkühlketten erfolgen:

- a) Abfahr- und Toruskühlsystem STCS → Hilfskühlwassersystem SWS → Aare⁹
- b) SUSAN-Toruskühlsystem TCS → SUSAN-Kühlwassersystem CWS → Aare¹⁰

Die Nachkühlkette a) ist den Sicherheitssystemsträngen I und II zugeordnet. Die Notstromversorgung erfolgt über den Notstromanschluss an das Wasserkraftwerk Mühleberg oder die Notstromdieselanlage 090. Die Funktionsfähigkeit der Nachkühlkette a) ist im Falle eines Sicherheitserdbebens SSE auslegungsgemäß nicht gegeben.

Die Nachkühlkette b) ist den Strängen III und IV (SUSAN-Stränge) zugeordnet. Die Notstromversorgung erfolgt über die SUSAN-Notstromdieselanlagen. Die Funktionsfähigkeit der Nachkühlkette b) ist im Falle eines Sicherheitserdbebens SSE auslegungsgemäß gegeben.

Die beiden Nachkühlketten verfügen über unterschiedliche Kühlwasserentnahmestellen (SWS: Hauptkühlwassereinlaufbauwerk; CWS: Hauptkühlwasserauslaufbauwerk). Gemäß der in Hsk (1991) enthaltenen Systemübersicht stehen zur Nachwärmeabfuhr insgesamt drei Wärmetauscher und vier Kühlwasserpumpen zur Verfügung:

- Zwei SWS Hilfskühlwasserpumpen und zwei Wärmetauscher zwischen dem Hilfskühlwassersystem und dem Abfahr- und Toruskühlsystem STCS;
- Zwei SUSAN-Kühlwasserpumpen und ein Wärmetauscher zwischen dem SUSAN-Kühlwassersystem CWS und dem Toruskühlsystem TCS.

Die verbindenden Rohrleitungen sind in beiden Systemen (SWS und CWS) gemäß Bkw (1990) und Hsk (1991) weitgehend einsträngig ausgeführt. Das Hilfskühlwassersystem ist mit Einrichtungen zur Kühlwasserreinigung ausgestattet (Rechen, Rechenreinigungsanlagen, Siebbandanlagen), die im Normalbetrieb die Reinigung des Kühlwassers gewährleisten sollen. Das SUSAN-Kühlwassersystem verfügt über einen Rechen zur Kühlwasserreinigung. Im Leistungsbetrieb, in dem das SUSAN nicht in Betrieb ist, wird die Kühlwasseransaugung des SUSAN durch den Auslauf des Hauptkühlwassersystems freigehalten.

⁹ Das SWS versorgt darüber hinaus die unklassierten Wärmetauscher der Zwischenkühlwassersysteme im Reaktorgebäude und im Maschinenhaus sowie verschiedene andere Betriebssysteme mit Kühlwasser.

¹⁰ Das CWS dient auch zur Kühlung der SUSAN Systeme im Reaktorgebäude und zusammen mit dem Zwischenkühlwassersystem ICWS zur Wärmeabfuhr für die SUSAN Diesellaggregate und Lüftungsanlagen.

Die Nachwärmeabfuhr und ebenso die Kühlung des Großteils der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen erfolgt somit über aus der Aare entnommenes Kühlwasser, eine diversitäre Wärmesenke zur Nachwärmerabfuhr ist im aktuellen Anlagenzustand nicht vorhanden.

Das deterministische Szenario

- Ausfall der Netzanbindung des KKM infolge Überflutung des Anlagengeländes,
- Ausfall der Notstromversorgung vom Wasserkraftwerk Mühleberg infolge Wassereintritts in das Maschinenhaus und das Umformerbauwerk,
- Ausfall des Diesel 090 infolge eines Einzelfehlers

würde für den Fall, dass das Kühlwassersystem CWS infolge eines Eintrags von Verunreinigungen verstopft, in einen Ausfall der gesamten Nachwärmeabfuhr münden.

3.1.4.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 5 (Kategorie 1):

Das Verstopfungspotenzial des SUSAN-Kühlwassersystems selbst (nicht nur des Einlaufs) sollte untersucht werden.

Empfehlung 18 (Kategorie 2):

Ein Grobkonzept zur Nachrüstung einer von der Aare unabhängigen Kühlmittelversorgung (diversitäre Wärmesenke) ist mittlerweile vom KKM eingereicht worden. Da gemäß der Darstellung durch das KKM ein Ausfall der bestehenden Kühlwassersysteme auch bei Flutwellen infolge erdbebeninduzierter Staudammbrüche nicht ausgeschlossen werden kann, sollte die geforderte diversitäre Kühlungsmöglichkeit gegen Erdbebeneinwirkungen ausgelegt sein.

3.1.4.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 5:

Während der Revision im Frühjahr und Sommer 2011 wurde die Flusswasserfassung des SUSAN-Kühlwassersystems mit Periskoprohren nachgerüstet, so dass unter Annahme eines 10'000-jährlichen Hochwassers die Verstopfung des Einlaufbauwerks durch Geschiebe und Schwemmgut inzwischen ausgeschlossen werden kann. Die Fliessgeschwindigkeit in den nachgerüsteten flussabwärts gerichteten Periskoprohren ist kleiner als jene der Aare und die Fliessgeschwindigkeit im Kanal zwischen Einlaufbauwerk und SUSAN-Gebäude liegt im Bereich von wenigen Zentimetern pro Sekunde. Es ist daher davon auszugehen, dass sehr wenig Geschiebe oder Schwemmgut angesaugt wird und sich dieses im Kanal absetzt, bevor der Feinrechen des SUSAN-Systems erreicht wird. Eine Verstopfung des SUSAN-Rechens ist daher unwahrscheinlich.

Dennoch wurde für diesen unwahrscheinlichen Fall zusätzlich eine Einspeiseleitung realisiert, mit der mittels mobiler Pumpen Kühlwasser hinter dem SUSAN-Rechen ins SUSAN-System eingespeist werden kann.

Stellungnahme zur Empfehlung 18:

In der Verfügung des ENSI vom 5. Mai 2011 wurde gefordert, dass die nachzurüstende Kühlmittelversorgung für das Notstandssystem erdbeben-, überflutungs- und verstopfungssicher sein muss. Zur Umsetzung dieser Forderung hat das KKM dem ENSI einen Antrag auf Konzeptfreigabe eingereicht. Demnach wird die neue, von der Aare unabhängige, Kühlwasserversorgung so ausgelegt, dass diese auch unter Berücksichtigung zukünftiger Erbebengefährdungsannahmen eine ausreichende Erdbebenfestigkeit aufweist.

3.1.4.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich die nachfolgend dargestellten zusätzlichen Erkenntnisse.

Das ENSI stellt in seiner Sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg (ENSI 2012d) dar, dass die im Rahmen des Projekts DIWANAS zur Nachrüstung vorgesehenen zusätzlichen Systeme zur RDB Bespeisung und Nachwärmeabfuhr nicht auf die Aare als Wärmesenke angewiesen sind. Vielmehr soll eine zusätzliche, von der Aare unabhängige Kühlwasserversorgung über eine neue Grundwasserfassung erfolgen. Aus Sicht des ENSI wird mit dieser Grundwasserfassung eine zur Aare diversitäre Kühlwasserversorgung für das Notstandssystem errichtet, die aufgrund der Auslegung als überflutungs- und verstopfungssicher sowie erdbebensicher zu beurteilen ist (ENSI 2012d).

3.1.4.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 5** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass sich die Bewertung der Zuverlässigkeit Kühlwasserversorgung durch das ENSI vorrangig mit dem Verstopfungspotential der Kühlwasseransaugung, insbesondere des SUSAN-Kühlwassersystem CWS, befasst.

Das gegen Erdbeben ausgelegte SUSAN-Kühlwassersystem CWS ist mit Ausnahme der zweifach vorhandenen Kühlwasserpumpen einsträngig aufgebaut. Nicht zuletzt, da es nicht über unabhängige aktive Einrichtungen zur Kühlwasserreinigung verfügt, besteht u.E. grundsätzlich die Gefahr einer Verstopfung des gesamten Systems (siehe Kapitel 7.3 der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012)).

Die in der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 5 genannten Nachrüstungen am SUSAN-Einlaufbauwerk sowie die Möglichkeiten zur Wassereinspeisung mittels mobiler Pumpen sind im Kapitel 7.3 der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) zusammen mit anderen Nachrüstungen zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Kühlwasserversorgung bereits aufgeführt. Dabei wird festgestellt, dass die einzelnen Maßnahmen auf Basis der Ausführungen und Bewertungen des ENSI geeignet erscheinen, die Zuverlässigkeit der Kühlwasserversorgung in seiner Gesamtheit zu erhöhen. Sie erhöhen die Verfügbarkeit der Kühlwasserversorgung bei Hochwasser und vermindern das Verstopfungsrisiko. Ohne weitere Nachweise erscheinen die ergriffenen Maßnah-

men allerdings nicht ausreichend, ein Verstopfen des gesamten SUSAN-Kühlwassersystems CWS, d. h. nicht nur des Einlaufbauwerks und des Rechens, ausschließen zu können.

Die Frage nach dem Verstopfungspotential des SUSAN-Kühlwassersystems selbst, d. h. nicht nur des Einlaufbauwerks und des Rechens, wird in der Stellungnahme des ENSI zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Hochwassers (ENSI 2011b) nicht im Detail behandelt. Insbesondere werden keine Nachweise in Bezug genommen, in denen aufgezeigt wird, dass ein Verstopfen des Systems nicht zu besorgen ist. Die Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 5 bezieht sich erneut ausschließlich auf Verstopfungen des Kühlwassereinlaufs, nicht jedoch auf das Verstopfungspotenzial des SUSAN-Kühlwassersystems insgesamt (inklusive aller Rohrleitungen und Wärmetauscher des Systems).

Die Empfehlung 5 besteht damit fort.

Den Hintergrund der **Empfehlung 18** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass das KKM derzeit nicht über eine diversitäre Wärmesenke zur Abfuhr der Nachzerfallwärme und Kühlung der Notstandeinrichtungen (u. a. SUSAN-Diesel) verfügt.

Hinsichtlich der Empfehlung 18 ist zunächst festzustellen, dass ein durch das SSE induzierter Staudammbruch mit entsprechendem Geschiebetransport gemäß den nach Abfassung der Fachstellungnahme vom ENSI vorgelegten Prüfergebnissen (ENSI 2012c) nicht zu unterstellen ist. Davon unabhängig führt das ENSI aus, dass die im Rahmen des Projekts DIWANAS vorgesehene neue, von der Aare unabhängige Kühlwasserversorgung so ausgelegt wird, dass diese auch unter Berücksichtigung zukünftiger Erdbeengefährdungsannahmen eine ausreichende Erdbebenfestigkeit aufweist.

Mit der vorgeschlagenen Nachrüstung wird dem Inhalt der Empfehlung 18 Rechnung getragen.

Hinsichtlich des Umsetzungszeitpunkts wird in ENSI (2012d) im Rahmen der Forderung 5.3-1 verlangt, dass das KKM die Realisierung der zusätzlichen, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung sowie die Nachrüstung eines erdbebenfesten Brennelementbecken-Kühlsystems und eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems bis zum Ende der Jahresrevision 2017 umzusetzen hat. Dieser Termin wird auch im Nationalen Aktionsplan der Schweiz (ENSI 2012f) angegeben.

Die Empfehlung 18 wäre im Falle der Nachrüstung einer zusätzlichen, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung, die über die in ENSI (2012d) dargestellten Merkmale verfügt, erfüllt.

3.1.5 Erhalt der Brennelementekühlung im BE-Lagerbecken

3.1.5.1 Sachverhalt

Das Brennelementlagerbecken des KKM hat eine Tiefe von 12,03 m und verfügt über ein Wasservolumen von 845 m³ Bkw (1990).

Zur Abfuhr der Nachzerfallswärme im Lagerbecken stehen das Brennelementbeckenkühl- und Reinigungssystem (Fuel Pool Cooling and Cleanup System – FPCCU) und das Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) zur Verfügung.

Das Beckenkühlsystem besteht gemäß Hsk (1991) aus drei Umwälzpumpen (eine als Reserve für beide Stränge), zwei Wärmetauschern, zwei Filtern und den verbindenden Rohrleitungen. Die Umwälzpumpen fördern das Beckenwasser im Kreislaufbetrieb mit Ansaugung aus den Überlaufbecken am oberen Beckenrand, Durchgang durch die Wärmetauscher und Filter und anschließender Wiedereinspeisung in das Becken. Dabei wird das eingespeiste Wasser mittels Tauchrohren am Boden des Brennelementlagerbeckens verteilt. In den Kühlem wird die im Lagerbecken anfallende Nachwärme an das Zwischenkühlwasser abgegeben, das vom Hilfskühlwassersystem SWS gekühlt wird. Das Beckenkühlsystem wurde gemäß Hsk (1991) bei der Erstellung der Anlage als Betriebssystem klassiert und ausgeführt. Dasselbe gilt für das Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude.

Die Bedienung zur Steuerung der Umwälzpumpen und die Überwachung der Anlagenfunktionen erfolgt gemäß Hsk (1991) über den Kommandoraum. Insbesondere werden die Fördermenge sowie Temperatur und Wasserstand im BEB angezeigt. Strangumschaltungen oder -zuschaltungen sowie die Inbetriebnahme der Reservepumpe werden manuell ausgeführt.

Im Falle eines Kühlbetriebs mit dem Abfahr- und Toruskühlsystem STCS erfolgt die Ansaugung bzw. Rückförderung von Beckenwasser gemäß Hsk (1991) über mit dem Lagerbeckenkühlsystem gemeinsame Saug- und Rückspeiseleitungen. Diese Leitungen sind bis inklusive der Absperrarmaturen zu den weiteren Komponenten des Beckenkühlsystems gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt. Die Verbindung vom Brennelementbecken zum Abfahr- und Toruskühlsystem wird manuell aufgeschaltet.

Abhängig davon, ob das Lagerbecken vom Flutraum und der Reaktorgrube getrennt (Dammplatte eingesetzt) oder damit verbunden ist (Dammplatte nicht eingesetzt), bestehen unterschiedliche Möglichkeiten zur aktiven und passiven Nachwärmeabfuhr. Die im aktuellen Anlagenzustand zur Lagerbeckenkühlung vorgesehenen aktiven Systeme sind nicht gegen Erdbeben ausgelegt.

3.1.5.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 7 (Kategorie 1):

Bei Lecks am Beckenkühlsystem könnte es über die Rückförderleitungen infolge einer Saugheberwirkung zu einem kontinuierlichen Füllstandsabfall kommen. Bei unterstelltem Versagen der pro Leitung einfach vorhandenen Rückschlagklappe wären Handmaßnahmen zur Leckabsperrung erforderlich, da das Lagerbecken ansonsten komplett leergesaugt werden könnte. Das Nachweiskonzept für derartige Szenarien sollte im Hinblick auf verfügbare Karenzzeiten, Leckerkennungsmöglichkeiten und die für den Fall vorgesehenen betrieblichen Vorschriften überprüft werden, da die automatische Leckabsperrung nicht einzelfehlerfest ist. Ggf. sollten Umrüstungen vorgenommen werden, um Saugheberwirkungen auszuschließen oder gesichert zu unterbrechen. Dies könnte z. B. durch das Einbringen von Bohrungen (Siphonbrecher) in die Rückförderleitungen kurz unterhalb des Beckenwasserspiegels erreicht werden.

Empfehlung 8 (Kategorie 1):

Eine Ertüchtigung der Dammplatte gegen seismische Einwirkungen sollte geprüft werden, um ein erdbebenbedingtes Versagen der Dammplatte mit hoher Sicherheit zu vermeiden.

Empfehlung 9 (Kategorie 1):

Die zur Lagerbeckenkühlung vorgesehenen Notfallmaßnahmen sollten im Hinblick auf die Robustheit der hierfür erforderlichen Einrichtungen (z. B. Feuerlöschsystem) gegen Erdbebeneinwirkungen überprüft werden.

3.1.5.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 7:

Das KKM hat im Rahmen der Verfügung des ENSI vom 5. Mai 2011 /6/ u. a. für alle Betriebszustände die Auswirkungen von seismisch induzierten Brüchen in Anschlussleitungen des Brennelementlagerbeckens (BEB) und der Reaktorgrube untersucht. Eine Entleerung des Brennelementlagerbeckens durch Saughebewirkung ist nur bei Versagen der tief anschliessenden Rückförderleitungen des BEB-Kühlsystems möglich. Neben der Absicherung dieser Leitungen mit jeweils einem Rückschlagventil befinden sich knapp unterhalb des Wasserspiegels Lüftungsbohrungen in den Leitungen, so dass ein schneller Füllstandabfall bei Nichtschliessen eines Rückschlagventils durch Saughebewirkung auf ca. 0,2 m begrenzt ist. Damit ist eine ausreichende Wasservorlage im BEB zur Kühlung der Brennelemente sichergestellt.

Als Ergebnis der durchgeführten Untersuchung hat das KKM in der Revision 2012 zusätzliche Maßnahmen kurzfristig umgesetzt, um seismisch bedingte Leckagen in Anschlussleitungen der Reaktorgrube, die nur während der Revisionen direkt mit dem BEB in Verbindung steht, zu verhindern bzw. deren Auswirkungen zu begrenzen. Diese Maßnahmen umfassen eine AntiSiphon-Bohrung an der höchsten Stelle der Zuleitungen des BEB-Kühlsystems, das Setzen von Stopfen in den Entleerungsleitungen sowie eine Querschnittsverengung in der Leckageüberwachungsleitung am Einlauf.

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass mit diesen Maßnahmen der Integritätserhalt des Brennelementlagerbeckens bzw. der Reaktorgrube deutlich verbessert wurde /7/.

Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 8:

Das KKM hat im Rahmen der Verfügung des ENSI vom 5. Mai 2011 /6/ u. a. die seismische Robustheit der Dammplatte zwischen Brennelementlagerbecken und Reaktorgrube untersucht.

Demnach ist die Arretierung der Dammplatte um ein Vielfaches überdimensioniert, so dass ein Absturz der Dammplatte ins Brennelementlagerbecken oder in die Reaktorgrube ausgeschlossen werden kann. Die Dichtfunktion der Dammplatte kann bei seismischen Einwirkungen derzeit jedoch nicht gewährleistet werden. Aus diesem Grund hat das ENSI gefordert /7/, dass das KKM hinsichtlich der Verbesserung der Dichtfunktion der Dammplatte eine Analyse durchzuführen hat und die Ergebnisse der Analyse dem ENSI bis zum 31. Dezember 2012 zur Beurteilung einzureichen sind.

Die daraus eventuell resultierenden konstruktiven Verbesserungsmaßnahmen sind dann in der Revision 2013 umzusetzen. Das ENSI erachtet diesen Zeitrahmen aufgrund der begrenzten Auswirkungen eines Versagens der Dichtwirkung der Dammplatte auf die Sicherstellung der Kühlung der Brennelemente im BEB für angemessen /7/.

Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 9:

Das KKM verfügt seit März 2012 über ein an der Aussenwand des Reaktor Gebäudes fest installiertes, erdbebensicheres System zur externen Bepfeilung des Brennelementlagerbeckens (BEB) mit Kühlmittel. Das System kommt zum Einsatz, falls die betriebliche BEB-Kühlung aufgrund von Erdbebeneinwirkungen ausgefallen sein sollte und besteht aus zwei redundanten, räumlich getrennten Zuleitungen, die über Feuerwehrschräume ausserhalb des Reaktor Gebäudes an das Feuerlöschwassersystem angeschlossen werden können. Zusätzlich ist die Versorgung aus Feuerlöschfahrzeugen oder auch über mobile Feuerweerpumpen mit Aarewasser möglich. Die auf dem Kraftwerksareal untergebrachten Feuerwehrschräume und -pumpen sind erdbebensicher gelagert.

Aus Sicht des ENSI steht mit diesem neu installierten System neben den bisherigen Notfallmaßnahmen eine seismisch robuste, ohne zeitintensive Vorbereitung und Betreten des BEB Bereiches durchführbare Notfallmaßnahme zur Sicherstellung der BEB-Kühlung im KKM zur Verfügung.

3.1.5.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich die nachfolgend dargestellten zusätzlichen Erkenntnisse.

Im Rahmen des Erdbebennachweises für das BE-Lagerbecken (Bkw 2012b) und (ENSI 2012c) werden das BE-Lagerbecken, die Reaktorgrube und das Reaktoreinbautenbecken sowie die daran anschließenden Leitungen zur Kühlung, Entleerung und Leckageüberwachung betrachtet. Reaktorgrube und Reaktoreinbautenbecken sind im Falle eines Brennelementwechsels oder eines Versagens der Dichtwirkung der Dammplatte mit dem Lagerbecken verbunden. Die Darlegungen in den Unterlagen Bkw (2012b), ENSI (2012c) und ENSI (2012d), lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die auf den Boden des BE-Lagerbeckens geführten Rückspeiseleitungen F1/F2 des BE-Lagerbeckenkühlsystems verfügen über Anti-Siphonbohrungen kurz unterhalb des Wasserspiegels.¹¹ Somit wird im Falle eines Rohrleitungslecks eine Saugheberwirkung über diese Leitungen (bei Versagen des Rückschlagventils in der jeweiligen Leitung) nach einem Füllstandsabfall von gemäß ENSI (2012c) 20 cm unterbrochen. Weiterhin ist das Lagerbecken gemäß Bkw (2012b) nicht mit einer Entleerungsleitung, über die ein Leerlaufen des Beckens erfolgen könnte, ausgestattet.

¹¹ Diese Information war in den Unterlagen, die der Erstellung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) zu Grunde lagen, nicht enthalten.

- Die in die Reaktorgrube einbindenden Leitungen K1/K2 des BE-Lagerbeckenkühlsystems, die gemäß Bkw (2012b) mit 0,15 g einen HCLPF-Wert unterhalb der derzeit anzunehmenden Auslegungsbeschleunigung von 0,24 g aufweisen, wurden gemäß ENSI (2012c), ENSI (2012d) in der Jahresrevision 2012 mit Anti-Siphonbohrungen kurz unterhalb des Wasserspiegels versehen. Somit wird im Falle eines Rohrleitungslecks eine Saugheberwirkung über diese Leitungen unterbrochen.
- Die Entleerungsleitungen in der Reaktorgrube bzw. des äußeren Ringspalts (Rohrleitungen C1/C2 und Eb4/Eb6) sowie die Dammplatten-Leckageüberwachung (Rohrleitung E) weisen gemäß Bkw (2012b) mit 0,35 g einen HCLPF-Wert oberhalb der derzeit anzunehmenden Auslegungsbeschleunigung von 0,24 g auf, so dass ein Versagen dieser Leitungen vom KKM nicht unterstellt wird. Betrachtet wird ein Versagen einer DN15 Bypassleitung zur Leckageüberwachung. Gemäß Bkw (2012b) sollten mit Stand März 2012 als zusätzliche Maßnahmen die Entleerungsleitungen während des Leistungsbetriebs mit Zapfen verschlossen sowie eine Querschnittreduktion des Einlaufs zur Leckageüberwachungsleitung E vorgenommen werden.
- Das Versagen weiterer an das Reaktorbecken und den inneren Ringspalt anschließender Entleerungsleitungen (Rohrleitungen X1/X2 und Y) wird in Bkw (2012b) nicht betrachtet, da diese Leitungen gemäß Bkw (2012b) mit Zapfen verschlossen sind und die Zapfen „nur für sehr kurze Zeit im Laufe eines Zyklus während der Revision entfernt werden“.
- Hinsichtlich des seismisch bedingten Versagens der Dichtwirkung der Dammplatte stellt das ENSI fest, dass ein Absturz der Dammplatte in das BE-Lagerbecken oder das Reaktorbecken ausgeschlossen werden könne (ENSI 2012c). Da die Dammplatte aus einem Stück aus Stahlbeton mit einem Stahlmantel gefertigt ist, könnten auch keine einzelnen Teile der Dammplatte herausfallen. Gemäß ENSI (2012c) plante das KKM bis Ende September 2012 Analysen hinsichtlich einer Verbesserung der Dichtfunktion der Dammplatte durchzuführen und daraus eventuell resultierende konstruktive Verbesserungsmaßnahmen in der Revision 2013 umzusetzen. Vor dem Hintergrund der begrenzten Auswirkungen eines Versagens der Dichtwirkung der Dammplatte wurde dieser Zeitrahmen vom ENSI als angemessen beurteilt und die Forderung erhoben, dass das KKM die Ergebnisse der Analyse betreffend Möglichkeiten zur Verbesserung der Dichtfunktion der Dammplatte bis zum 31. Dezember 2012 zur Beurteilung einzureichen hatte.

Das ENSI hatte in seiner ersten Verfügung nach den Ereignissen von Fukushima verlangt, dass bis zum 31.12.2012 zwei räumlich getrennte Zuführungen zur externen Bespeisung des Brennelementlagerbeckens nachzurüsten waren. Gemäß den Darlegungen in ENSI (2012d) ist die Nachrüstung dieser Zuführungen an der Außenwand des Reaktorgebäudes zur externen Bespeisung des Brennelementlagerbeckens mittlerweile abgeschlossen. Die Zuführungen sind jeweils inner- und außerhalb des Reaktorgebäudes mit Berstscheiben abgesichert. Die zur Herstellung der externen Nachspeisung des Brennelementbeckens auszuführenden Maßnahmen sind in einer neu erstellten Notfallanweisung festgelegt. Die Zuführungen wurden gemäß Bkw (2012b) auf eine seismische Robustheit unter Berücksichtigung vierfach überhöhter Antwortspektren einer Fundamentbeschleunigung von 0,15 g ausgelegt.

3.1.5.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 7** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), wonach sich die Situation im Hinblick auf einen Ausfall der aktiven Kühlung für die im BE-Lagerbecken gelagerten Brennelemente dann deutlich günstiger darstellt als beim gerade abgeschalteten Reaktorkern, wenn keine anhaltenden oder massiven Wasserverluste aus dem Lagerbecken auftreten. Oberste Priorität kommt daher den Maßnahmen zur Gewährleistung der Beckenintegrität, u. a. bei Einwirkungen von Außen, sowie dem Erhalt des Wasserinventars im Becken (Vermeidung von Wasserverlusten infolge von Lecks angrenzender Rohrleitungen) zu.

Wie aus den nach Abfassung der Fachstellungnahme vorgelegten Unterlagen zum Erdbebennachweis für das BE-Lagerbecken hervorgeht, sind die Erdbebenkapazitäten von Anschlussleitungen an das BE-Lagerbecken, die Reaktorgrube und das Reaktoreinbautenbecken bewertet und verschiedene Umrüstungen vorgenommen worden. Damit wird ein leckbedingter Wasserverlust aus dem BE-Lagerbecken vermieden oder begrenzt. Insbesondere verfügen die auf den Boden des BE-Lagerbeckens geführten Rückspeiseleitungen F1/F2 und die in die Reaktorgrube einbindenden Leitungen K1/K2 des BE-Lagerbeckenkühlsystems über Anti-Siphonbohrungen kurz unterhalb des Wasserspiegels, so dass dem Inhalt der Empfehlung 7 damit Rechnung getragen ist.

Allerdings verbleiben auf Basis der vorliegenden Unterlagen noch Unklarheiten. Sie betreffen den Umfang weiterhin zu unterstellender Leckagen über Anschlussleitungen an das BE-Lagerbecken, die Reaktorgrube und das Reaktoreinbautenbecken, die Erdbebenauslegung von zur Abdichtung gesetzten Zapfen bzw. Stopfen und die Betrachtung kurzzeitiger Betriebszustände:

- Das ENSI führt in ENSI (2012d) aus, dass eventuelle Leckagen durch das vom Notstandssystem SUSAN versorgte, seismisch robuste Containment-Rückpumpsystem so beherrscht werden, dass eine Überflutung auf der Ebene –11 m des Reaktorgebäudes und damit eine Gefährdung der dort untergebrachten Sicherheitssysteme verhindert werden. Wie in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) ausgeführt, ist das Containment-Rückpumpsystem CRS nicht gegen ein SSE ausgelegt. Angaben zur seismischen Kapazität (HCLPF-Werte) des CRS sind in den vorliegenden Unterlagen nicht enthalten, so dass nicht beurteilt werden kann, ob das System zum Abpumpen von Leckagen in den Torus im Falle eines SSE gesichert zur Verfügung steht.
- In Bkw (2012b), ENSI (2012c) und ENSI (2012d) ist ausgeführt, dass bestimmte Anschlussleitungen an die Reaktorgrube sowie beim BE-Wechsel auch die Stützen zu den Frischdampfleitungen mit Zapfen bzw. Stopfen verschlossen werden. In den Unterlagen wird die Erdbebenauslegung der entsprechenden Zapfen bzw. Stopfen nicht explizit thematisiert.
- Weiterhin wird in Bkw (2012b) auf verschiedene Betriebszustände hingewiesen, die aufgrund ihrer kurzen Zeitdauer hinsichtlich möglicher Leckagepfade nicht weiter betrachtet werden. Es handelt sich um Betriebszustände, in denen die Entleerungsleitungen X des Ringspalts und die Entleerungsleitung Y des Reaktorbeckens nicht verschlossen sondern zur Entleerung der Reaktorgrube kurzzeitig geöffnet werden. Hinzu kommen Betriebszustände unmittelbar nach dem Öffnen des Drywelldeckels, in denen einige Mannlöcher im Reaktorgrubenboden innerhalb des Drywellflansches als Kabeldurchführun-

gen für wenige Stunden offen stehen. Sofern ein Wasserverlust über großflächige Öffnungen im Boden der Reaktorgrube möglich ist, könnte das BE-Lagerbecken in diesem Fall binnen kurzer Zeit bis auf fast die Höhe der Oberkante der Brennelement leer laufen.¹²

Soweit auf Basis der vorliegenden Unterlagen erkennbar, sind die genannten Fälle allerdings nur dann relevant, wenn ein Versagen der Dichtwirkung der Dammplatte unterstellt werden muss (vgl. Empfehlung 8)).

Vor diesem Hintergrund wird die Empfehlung 7 wie folgt modifiziert:

3.1.5.6 Empfehlung 7'

Es sollte dargestellt werden,

- in welchem Umfang Leckagen über Anschlussleitungen an das BE-Lagerbecken, die Reaktorgrube und das Reaktoreinbautenbecken im Falle eines SSE weiterhin zu unterstellen sind. Sofern auf die Funktion des CRS Bezug genommen wird, sollte dessen Funktionsfähigkeit bei einem SSE belegt werden.
- inwieweit Zapfen bzw. Stopfen, deren Dichtwirkung gegen Leckagen/Lecks kreditiert wird (auch bei Revisionsstillständen), gegen Erdbebeneinwirkungen ausgelegt sind.
- ob kurzzeitige Betriebszustände von einer Bewertung ausgenommen werden (keine Überlagerung mit einem SSE).

Den Hintergrund der **Empfehlung 8** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass die seismische Robustheit des in Bkw (2011) angegebenen Nachwärmeabfuhrpfads 1 (passive Wärmeabfuhr über siedendes Beckenwasser) bestimmt wird von der Dammplatte des Lagerbeckens. Das Versagen der Dammplatte führt zu einem Wasserverlust aus dem Lagerbecken, mit der Folge, dass sich die bis zum Siedebeginn verfügbaren Karenzzeiten verkürzen.

Das ENSI hat in ENSI (2012c) die Forderung erhoben, dass das KKM hinsichtlich der Verbesserung der Dichtfunktion der Dammplatte eine Analyse durchzuführen und die Ergebnisse der Analyse dem ENSI bis zum 31. Dezember 2012 zur Beurteilung einzureichen hatte.

Mit der Forderung des ENSI ist dem Inhalt der Empfehlung 8 Rechnung getragen.

Den Hintergrund der **Empfehlung 9** bildet die Einschätzung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass die vom KKM in Bkw (2011) angeführte Notfallmaßnahmen zur Bespeisung des BE-Lagerbeckens im Erdbeben-

¹²Das BEB fasst gemäß Bkw (2012a) ein Volumen von 861 m³, wobei sich 521 m³ oberhalb der Unterkante des Kanals zwischen BEB und der Reaktorgrube befinden. Bei den Abmessungen L x B x H = 6.1 m x 12.2 m x 11.6 m verbleibt bis zur Unterkante des Kanals (über den das Wasser ablaufen könnte) ein gesicherter Wasserstand von ca. 4,60 m im BE-Lagerbecken. Gemäß HSK (1991) beträgt die aktive Kernhöhe im KKM (ohne BE- Fuß und Kopf) 3,81 m.

fall als nicht ausreichend zuverlässig angesehen werden können. Dieser Einschätzung lagen die vom KKM angegebenen (geringen) Erdbebenkapazitäten der dazu benötigten Systeme zu Grunde. Eine Verbesserung der Situation wurde in UMWELTBUNDESAMT (2012) mit der Verwendungsfähigkeit der vom ENSI geforderten räumlich getrennten Zuführungen zur externen Bespeisung des Brennelementlagerbeckens erwartet.

Mit der zwischenzeitlich abgeschlossenen Nachrüstung von zwei räumlich getrennten Zuführungen an der Außenwand des Reaktorgebäudes zur externen Bespeisung des Brennelementlagerbeckens mittels auf dem Anlagengelände gelagerter Feuerwehropumpen wurden neue Möglichkeiten für die Durchführung einer einfachen und robusten Notfallmaßnahme zur Beckenbespeisung geschaffen. Diese weisen u.E. eine ausreichende Auslegung gegen Erdbebenwirkungen auf.

Vor diesem Hintergrund ist die Empfehlung 9 erfüllt.

3.1.6 Elektrische Energieversorgung (Station Blackout)

3.1.6.1 Sachverhalt

Zur Versorgung mit elektrischer Energie sind im KKM folgende Einrichtungen vorhanden:

- die beiden Turbogeneratoren des Kraftwerks in Inselbetrieb (verfügbar bei Leistungsbetrieb und nach erfolgreichem Lastabwurf auf Eigenbedarf);
- zwei Einspeisungen vom 220 kV Netz über Kabelverbindung zur 220 kV Freiluftschaltanlage Mühleberg West;
- eine Einspeisung vom 50 kV Netz über Kabelverbindung von einer 50 kV Schaltanlage in der Umgebung des Wasserkraftwerks Mühleberg;
- zwei Einspeisungen vom 16 kV Netz des Wasserkraftwerks Mühleberg über Kabelverbindungen von einer gemeinsamen Generatorsammelschiene des Wasserkraftwerks. Diese Einspeisungen dienen der direkten Notstromversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge I und II;
- die Dieselgeneratoranlage 090 zur gemeinsamen Notstromversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge I und II;
- die beiden Dieselgeneratoranlagen 190 und 290 zur separaten Notstromversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge III und IV.

Die Kabel der o. g. 220 kV, 50 kV und 16 kV Netzanschlüsse verlaufen in einem gemeinsamen Kabelstollen. Die 220 kV und 50 kV Kabel liegen auf eigenen Kabelpritschen, die 16 kV Kabel sind davon räumlich getrennt und in mit Sand gefüllten Kabelsteinen verlegt.

Weitere Informationen zum Aufbau der Einrichtungen zur elektrischen Energieversorgung, sowie zu ihrer Auslegung gegen interne und externe Ereignisse finden sich in Kapitel 9 der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012).

3.1.6.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 10 (Kategorie 1):

Es sollte überprüft werden, ob und ggf. welche zusätzlichen Maßnahmen möglich und erforderlich sind, um die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der SUSAN-Notstromversorgung weiter zu erhöhen. Hierbei sollten u. E. folgende Aspekte berücksichtigt werden:

- Potenzial für eine Verstopfung des SUSAN-Kühlwassersystems CWS;
- Konsequenzen aus der nicht vollumfänglichen räumlichen Trennung der Redundanzen;
- Potenzial für redundanzübergreifende Ausfälle infolge gebäudeinterner Überflutungen und Brände;
- Möglichkeiten für eine Erhöhung der Robustheit der SUSAN-Notstromdieselaggregate gegenüber seismischen Einwirkungen;
- Gesamtkonzept zur externen Bespeisung der SUSAN-Notstromschienen unter Berücksichtigung aller zu betrachtender Einwirkungen von Außen. Die Bespeisung sollte unter Beibehaltung des Gebäudeschutzkonzepts und der zu unterstellenden Ereignisrandbedingungen (z. B. Arealüberflutung) zuverlässig und kurzfristig möglich sind.

3.1.6.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 10:

Spiegelstrich 1:

Siehe hierzu die Antwort auf die Empfehlung 5.

Spiegelstriche 2, 3:

Die Notstromstränge III und IV sind vollständig voneinander getrennt.

Spiegelstrich 4:

Es sind keine Nachrüstungen notwendig, da die SUSAN-Notstromdieselaggregate gegen ein SSE ausgelegt wurden. Sobald die PRP-Ergebnisse (s. hierzu Kap. 2.1, Antwort zu Empfehlung 1) vorhanden und vom ENSI überprüft sind, werden diese mit den Auslegungsdaten verglichen.

Spiegelstrich 5:

Es ist eine elektrische Einspeisevorrichtung auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes, welche die Anforderungen erfüllt, bereits vorhanden. Siehe hierzu auch die Antwort auf die Empfehlung 14.

3.1.6.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich die nachfolgend dargestellten zusätzlichen Erkenntnisse.

In seiner Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg (ENSI 2012d) führt das ENSI aus, dass vom KKM auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes ein luftgekühlter Notstromdieselgenerator (Diesel 390) mit einer Leistung von 1.000 kVA installiert worden ist. Dieser dient bei

Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung dazu, die elektrische Versorgung der Systeme eines der beiden Notstandstränge III und IV nach Herstellung der erforderlichen Leitungsverbindungen aufrechtzuerhalten oder wiederherzustellen. Darüber hinaus wurden zusätzliche Anschlüsse für die im externen Notfalllager Reitnau eingelagerten Notstromaggregate installiert. Die Erstellung der elektrischen Verbindungen, die Inbetriebnahme des Diesels 390 und die Zuschaltung der Verbraucher sind in Notfalleinweisungen festgelegt.

Mit dem Dieselaggregat 390 steht nach Bewertung des ENSI beim Ausfall der kompletten restlichen Wechselstromversorgung eine von der bisherigen Notstromversorgung unabhängige, seismisch entkoppelte elektrische Versorgungsquelle zur Verfügung. Damit können Batterien wieder aufgeladen, erforderliche Instrumentierungen mit Gleichstrom langfristig versorgt und die Nachwärmeabfuhr auch durch die Wiederinbetriebnahme eines Notstandstranges langfristig sichergestellt werden.

3.1.6.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 8** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass der Gewährleistung der SUSAN-Notstromversorgung im Hinblick auf die elektrische Energieversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen auslegungsbedingt die höchste sicherheitstechnische Bedeutung zukommt. Einzelheiten sind in Abschnitt 9.2 der Fachstellungnahme dargestellt.

Hinsichtlich der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 10 ist aus unserer Sicht festzustellen:

- Zu Spiegelstrich 1:

Die Empfehlung, das Potenzial für eine Verstopfung des SUSAN-Kühlwassersystems CWS zu bewerten, besteht fort (siehe Empfehlung 5).

- Zu den Spiegelstrichen 2 und 3:

In Abschnitt 9.2.1 der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) wird bezüglich der Redundanztrennung der Einrichtungen, die zur Notstromversorgung der SUSAN-Sicherheitssystemstränge III und IV erforderlich sind, festgestellt:

„Die zur Notstromversorgung der SUSAN-Sicherheitssystemstränge III und IV erforderlichen Einrichtungen sind, soweit dem Anlagensicherheitsbericht (BKW 1990 – Abbildung 12.1.5.a/b) entnommen werden kann, zum größten Teil räumlich getrennt im SUSAN-Gebäude untergebracht.“

Soweit anhand des Sicherheitsberichts erkennbar, sind folgende Einrichtungen nicht räumlich getrennt aufgestellt:

- Die Pumpen des Zwischenkühlwassersystems ICWS und die zugehörigen Umluftkühler sind in einem gemeinsamen Raum auf der Höhenkote –11 m untergebracht. Das ICWS ist u. a. zur Kühlung der Notstromdieselaggregate erforderlich. Es ist als geschlossener Kreislauf mit zwei parallel geschalteten Umwälzpumpen und Kühlstellen aufgebaut. Die Wärme wird über einen Wärmetauscher an das Kühlwassersystem CWS abgegeben.
- Für die Kraftstoffversorgung der SUSAN-Dieselaggregate ist nur ein Kraftstoffvorratsbehälter vorhanden, der zusammen mit den beiden Kraftstofftransferpumpen in einem Raum des SUSAN-Gebäudes aufgestellt ist. Zumindest in diesem Punkt liegt u. E. eine Abweichung zur aktuell gültigen KTA 3702 „Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken“ vor.“

Somit liegt eine vollständige Trennung der Redundanzen III und IV nicht vor, da die Kraftstoffversorgung der SUSAN-Notstromdiesel und das zum Betrieb der Notstromdiesel erforderliche Zwischenkühlwassersystem nicht räumlich getrennt aufgebaut sind.

Weiterhin wird in Abschnitt 9.3 der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) festgestellt:

„Die 380 V Schaltanlagen, die Kühlwasser- und Zwischenkühlwasserpumpen samt zugehörigen Umluftkühlern der Einrichtungen zur Notstromversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge III und IV sind im untersten Bereich des SUSAN-Gebäudes auf –11 m angeordnet. Es liegen uns keine Informationen darüber vor, ob die Räume im SUSAN-Gebäude durchgängig mit überflutungssicheren Türen ausgeführt sind. Somit können wir nicht beurteilen, ob für den Fall, dass ggf. trotz entsprechender Auslegung des SUSAN-Gebäudes gegen externe Überflutung Leckagewasser in das Gebäude eindringt und nicht in ausreichendem Maße abgeführt werden kann, die elektrische Energieversorgung der SUSAN-Einrichtungen unmittelbar gefährdet wäre.“

Die Stellungnahme des ENSI enthält keine zusätzlichen Informationen zu diesem Punkt.

- Zu Spiegelstrich 4:

In der Fachstellungnahme wurde auf Basis der vom KKM im Rahmen des EU Stress Tests (Bkw 2011) angegebenen HCLPF-Werte für die verschiedenen Sicherheitseinrichtungen festgestellt, dass die Notstromdieselanlagen des SUSAN anlagenseitig die Robustheit des Abfahrpfads 1 (Abfahren der Anlage mit den SUSAN-Sicherheitssystemsträngen III und IV) bestimmen. Die Leittechnik, die Kabeltrassen, die E-Technik und die Batterien des SUSAN verfügen demgegenüber über deutlich höhere HCLPF-Werte.

Werden die Daten der aktuellen Erdbebennachweise in Bkw (2012a) zu Grunde gelegt, verfügen die SUSAN-Notstromdieselanlagen über Erdbebenreserven, die abdeckend sind für die derzeit zu unterstellenden Erdbebenwirkungen (HCLPF-Wert von 0,33 g gegenüber einem PGA Wert von 0,24 g). Somit ist die Auslegung der SUSAN-Notstromdieselanlagen ausreichend für die derzeit zu unterstellenden Erdbebenwirkungen.

Darüber hinaus ist festzustellen, dass die SUSAN-Diesel die niedrigste Erdbebenreserve der zur Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern erforderlichen Systeme aufweisen; der Sicherheitsfaktor liegt gemäß der in Bkw (2012a) angegebenen HCLPF-Werte bei 1,38. Vor dem Hintergrund, dass die vom KKM angegebenen Erdbebenkapazitäten der SUSAN-Notstromdieselgeneratoren gemäß ENSI (2012c) auf generischen EPRI Werten beruht und das ENSI lediglich die Bewertung vornimmt, dass die vom KKM angegebenen Versagensarten plausibel sind,¹³ halten wir eine detailliertere Überprüfung der Erdbebenkapazität der SUSAN-Notstromdieselanlagen (ggf. inklusive einer Festlegung einfach durchzuführender Maßnahmen zur Erhöhung der Kapazitäten) weiterhin für sinnvoll.

¹³ „Überwiegend basieren die vom KKM bewerteten Erdbebenkapazitäten auf Angaben in den EPRI-Dokumenten /134/ bis/136/. Das betrifft beispielsweise die Angaben für die Dieselgeneratoren, Diesel-Lüftungsventilatoren und Diesel-Kraftstoffleitungen. Die von KKM identifizierten massgebenden Versagensarten beurteilt das ENSI als plausibel.“ (ENSI 2012c)

Zu Spiegelstrich 5:

Nach unserer Auffassung wurde mit der Installation des Dieselaggregats 390 auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes eine zusätzliche leistungsstarke Einrichtung zur externen Bespeisung der SUSAN-Notstromschienen installiert. Das Aggregat ist von dem Notstromdieselaggregat 090 im Maschinenhaus räumlich getrennt sowie von den SUSAN-Notstromdieseln 190/290 teilweise räumlich getrennt aufgestellt (gleiches Gebäude wie SUSAN-Diesel), zu diesen diversitär und kann unabhängig von der Kühlwasserversorgung betrieben werden (Luftkühlung). Damit wird eine deutliche Erhöhung der Robustheit der SUSAN-Notstromversorgung erreicht.

Durch den Verweis auf das Dieselaggregat 390 ist allerdings nicht der gesamte Inhalt von Spiegelstrich 5 abgedeckt, da dort auf ein Gesamtkonzept zur externen Bespeisung der SUSAN-Notstromschienen unter Berücksichtigung aller zu betrachtenden Einwirkungen von Außen unter Beibehaltung des Gebäudeschutzkonzepts und der zu unterstellenden Ereignisrandbedingungen (z. B. Arealüberflutung) abgehoben wird. Zwar ist klar, dass das Dieselaggregat aufgrund der Aufstellungsposition auch bei einer Arealüberflutung zur Verfügung steht. Dazu, inwieweit ein Gesamtkonzept zur externen Bespeisung der SUSAN-Notstromschienen unter Berücksichtigung aller zu betrachtenden Einwirkungen von Außen vorliegt, enthalten die Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 10 sowie die zusätzlich ausgewerteten Unterlagen jedoch keine Informationen.

Vor dem Hintergrund dieser Überlegungen besteht die Empfehlung 10 fort.

3.1.7 Integrität des Kernmantels

3.1.7.1 Sachverhalt

Der in den Reaktordruckbehälter eingeschweißte Kernmantel gehört zu den Reaktordruckbehältereinbauten. Er steht auf der Kernmantel-Abstützung, die wiederum mit dem Reaktordruckbehälter verschweißt ist. Der Kernmantel hat die Form eines oben und unten offenen Stahlzylinders und umhüllt den Reaktorkern. Er ist ein aus mehreren Schüssen zusammengeschweißtes Bauteil (Abbildungen finden sich in Kapitel 10 der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012)).

Der Kernmantel trägt das untere und obere Kerngitter sowie den Kernmanteldeckel mit dem Wasserabscheider und den Kernsprühleitungen für die Kernnotkühlung. Weiterhin gewährleistet er die Strömungsführung im RDB, indem er zusammen mit der RDB Wand den ringförmigen Rückströmraum bildet, in dem sich das Speisewasser und das im Wasserabscheider sowie im Dampftrockner abgeschiedene Wasser mischen. Über zwölf im Rückströmraum angeordnete Strahlpumpen (3 x 2 Strahlpumpen pro Umwälzleitung) wird das Wasser zum Kerneintritt geführt, verlässt den Reaktorkern als Wasser-Dampf Gemisch (im Leistungsbetrieb) und gelangt dann in die Wasserabscheider. Störfälle führen über die Lasten des Normalbetriebs hinaus zu zusätzlichen Belastungen des RDB und seiner Einbauten. Der Kernmantel muss in diesen Fällen in der Lage sein, die auftretenden Belastungen unter Einhaltung zulässiger Verformungen sicher abzutragen, da ansonsten die Störfallbeherrschung beeinträchtigt oder in Frage gestellt wird.

Der Kernmantel des KKM weist Risse an verschiedenen horizontalen Schweißnähten auf. Seit Entdeckung der Risse im Jahr 1990 hat die Gesamtlänge aller vorhandenen Risse deutlich zugenommen. Durch die Risse wird die lastabtragende Querschnittsfläche vermindert und damit die Lastabtragsfähigkeit des Kernmantels beeinträchtigt. Im ungünstigsten Fall könnte die Störfallbeherrschung gefährdet werden. Im Jahr 1996 wurden vom KKM vier Zuganker eingebaut mit dem Ziel, den Kernmantel bei einem Versagen von Horizontalnähten zu stabilisieren.

Weitere Informationen finden sich in Kapitel 10 der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012).

3.1.7.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 11 (Kategorie 1):

Sofern kein Austausch des Kernmantels erfolgt, sollte ein Nachweiskonzept erstellt werden, das auf der Festlegung eines ungünstigsten Zustands des Kernmantels (z. B. Annahme umlaufender Risse mit einer bestimmten Tiefe), der die real auftretenden Zustände auch bei fortschreitendem Risswachstum und Rissneubildung mit hoher Aussagesicherheit abdeckt, beruht.

Empfehlung 12 (Kategorie 1):

Es sollten Analysen zu den sicherheitstechnischen Konsequenzen des Versagens eines Zugankers aus sich heraus sowie des Versagens eines oder mehrerer Zuganker bei Störfällen vorgelegt werden (Entstehung loser Teile im RDB). Sofern sich unzulässige Konsequenzen ergeben oder diese nicht zuverlässig ermittelt werden können, sollten die Zuganker ausgebaut werden.

3.1.7.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 11:

Die Sicherheitsnachweise für den Kernmantel im KKM werden erbracht durch regelmäßige Ultraschallprüfung der Rund- und Längsnähte einschliesslich der Ausmessung der bekannten Risse in den Rundnähten 4 (H3) und 11 (H4) und der anschliessenden struktur- und bruchmechanischen Bewertung der gemessenen Rissanzeigen und des prognostizierten Zustandes des Kernmantels zum Zeitpunkt der nächsten Prüfung. Dabei hat das ENSI gefordert, dass sowohl die Messtechnik als auch die Modelle der struktur- und bruchmechanischen Bewertung stets dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik nachzuführen sind.

1990, als die Kernmantelrisse entdeckt wurden, gab es noch kein standardisiertes Verfahren zur strukturmechanischen Bewertung. Ein solches Verfahren wurde von General Electric (GE) bis 1994 entwickelt. Es basiert auf den Anforderungen der Bauvorschrift ASME Section XI, Appendix C (Evaluation of Flaws in Austenitic Piping). Für die Kombination benachbarter Risse und für die Verteilung von Rissen am Umfang wurden einfache und sehr konservative s. g. „Screening“-Kriterien definiert. Die Sicherheitsfaktoren sind im Appendix C festgelegt. Diese Regeln wurden weitgehend in die EPRI-Richtlinie für den Kernmantel /8/ übernommen.

Die struktur- und bruchmechanischen Berechnungen zum Nachweis der geforderten Sicherheitsmargen des Kernmantels im KKM, die bis 2005 ange stellt wurden, beruhten im Einklang mit der EPRI-Richtlinie auf einer analytischen Lösung des Spannungsintensitätsfaktors, die für einen langen Zylinder gilt. Im Hinblick auf den langfristigen Betrieb war es angezeigt, von dieser Vereinfachung abzusehen und ein verfeinertes Vorgehen zu wählen. Gemäss dem neuen Vorgehen wurde der Kernmantel für die struktur- und bruchmechanischen Analysen mittels der Finite-Elemente-Methode (FEM) modelliert. Das entwickelte dreidimensionale Modell enthält alle wesentlichen Details des Kernmantels und dessen Abstützung. Die Risse werden bisher konservativ als Durchrisse über die gesamte Wanddicke dargestellt. Die für die Nachweise der strukturellen Integrität für einen Inspektionszyklus modellierte Konfiguration und Ausdehnung der Risse entlang der horizontalen Schweissnähte basiert jeweils auf den aktuellen Ultraschallbefunden, der Extrapolation des langjährigen Risswachstums je Anzeige und der Messungenauigkeit des Prüfsystems. Das Geometriemodell wurde 2011 weiter verfeinert, um alle Rund- und Längsnähte des Kernmantels bruchmechanisch analysieren zu können. Für die auf 2013, den Zeitpunkt der nächsten Ultraschallprüfung, extrapolierte Risskonfiguration ergaben sich mit dieser konservativen Modellierung Sicherheitsfaktoren, die mehr als doppelt so hoch sind wie in /8/ gefordert.

Die durch langjährige Analysen und Prüfungen gewonnenen Erfahrungen bezüglich Risswachstum sowie die dank des neuen, qualifizierten Ultraschall-Prüfsystems verlässlichen Aussagen über die Tiefenausdehnung der Risse bestätigen die bisherigen Überlegungen zum erwarteten Risswachstum am KKM-Kernmantel. Treibende Kraft dieses Wachstums sind die axial wirkenden Schweisseigenstressungen, die ein Wachstum der Kernmantelrisse entlang der horizontalen Schweissnähte bewirken. Wie die Erfahrung im KKM zeigt, kommt dieses radiale Wachstum aufgrund der Eigenspannungen zum Stillstand, sobald die Tiefe eines Anrisses etwa die halbe Wandstärke des Kernmantels erreicht hat.

Ab 2013 plant das KKM im Rahmen des neuen Instandhaltungskonzeptes für den Kernmantel die bruchmechanische Modellierung besser auf den Langzeitbetrieb auszurichten. An Stelle der äusserst konservativen Annahme von ausschliesslich wanddurchdringenden Rissen wird je betroffene Schweissnaht eine 360° umlaufende Rissfront angenommen, welche die Tiefe der Befunde vollständig abdeckt. Ein stabiles Risswachstum vorausgesetzt, ist diese Konfiguration für einen für den Langzeitbetrieb relevanten Zeitrahmen zeitlich unabhängig. Diese geplante Maßnahme entspricht damit genau dem Vorgehen, das in der o. g. Empfehlung 11 vorgeschlagen wird. Das ENSI wird dieses Vorgehen im Zusammenhang mit den anderen Maßnahmen des neuen Instandhaltungskonzeptes des Kernmantels im KKM prüfen und das Ergebnis der Prüfung in der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des KKM veröffentlichen.

Stellungnahme zur Empfehlung 12:

Die allfällige Präsenz loser Teile („lost parts“) im Primärkreis und speziell im RDB ist eine Thematik, die schon bei der Entwicklung kerntechnischer Anlagen berücksichtigt wird und wurde. Die Bauweise ausnahmslos aller Komponenten des Primärkreises (dann sind die Zuganker mit eingeschlossen) sowie die Vorschriften bei der Montage und bei Wartungs- und Inspektionsar-

beiten legen grosses Augenmerk auf die unbedingte Vermeidung von Fremdmaterialeintrag und von betriebs- und störfallbedingten Schäden, die zu losen Teilen führen könnten. Die Werkstoffe, die Abmessungen, die Befestigungen und die Fertigung aller Komponenten sind darauf ausgelegt, dass deren Integrität durch Vibrationen, Korrosion oder die zu entartenden mechanischen Lasten nicht gefährdet ist. Der RDB und seine Einbauten unterliegen zusätzlich einem umfangreichen Wiederholungsprüfprogramm. Mit zerstörungsfreien Prüfmethode wird die Integrität regelmässig überprüft. Die Prüfungen werden vom ENSI bzw. dem SVTI im Auftrag des ENSI überwacht. Die Abstände zwischen den Prüfungen der Zuganker im KKM liegen viel dichter beieinander als im internationalen Vergleich.

Darüber hinaus liegen dem ENSI für den Reaktortyp des KKM (BWR/4) und speziell für das KKM entsprechende Analysen des Gefährdungspotentials durch lose Teile vor, die entweder vom Hersteller General Electric oder vom Betreiber selbst vorgenommen wurden. Woher die losen Teile stammen, ist für die Analyse allfälliger negativer Auswirkungen zunächst unbedeutend, sofern die relevanten Kriterien wie Form, Grösse, chemische und physikalische Eigenschaften abdeckend berücksichtigt wurden. Dies ist für allfällige lose Teile der Zuganker der Fall. Im Einzelnen werden in diesen Analysen folgende Punkte behandelt:

- Potential zur Blockade des Kühlmittelflusses mit anschliessender Beschädigung der Brennstabhüllrohre durch Überhitzung,
- Potential von Fremdkörperreibung mit Beschädigung von Brennstabhüllrohren,
- Potential zur Behinderung von Steuerstäben und Steuerstabantrieben,
- Potential zur Schädigung durch Korrosion oder andere chemische Reaktionen,
- Potential zur Beeinträchtigung der Containment-Isolationsarmaturen,
- Potential zur Beeinträchtigung des Reaktorwasserreinigungssystems,
- Potential zur Beeinträchtigung des Abfahr- und Toruskühlensystems,
- Potential zur Verstopfung der RDB-Entleerungsleitung,
- Potential zur Beeinträchtigung der Umwälzschleifenleistung,
- Potential zur Beschädigung der Reaktoreinbauten,
- Potential zur Beeinträchtigung der Instrumentierungen im RDB- oder der Neutronenflussmessinstrumente.

Die Analysen, die abdeckend auch für allfällige lose Teile der Zuganker gelten, kommen zu dem Ergebnis, dass die sicherheitsrelevanten Anforderungen an den Reaktor und direkt verknüpfter Systeme durch die Anwesenheit allfälliger loser Teile nicht beeinträchtigt werden. Nach Einschätzung des ENSI ist die Thematik der losen Teile im KKM hinreichend analysiert worden, und es besteht keine Notwendigkeit, die Zuganker aus diesem Grund auszubauen.

3.1.7.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich die nachfolgend dargestellten zusätzlichen Erkenntnisse.

In seiner Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg (ENSI 2012d) behandelt das ENSI die Aspekte „Strukturintegritätsnachweis ohne Berücksichtigung der Zuganker“ und „Instandhaltungskonzept“.

Der Strukturintegritätsnachweis ohne Berücksichtigung der Zuganker wird durch regelmäßige Ultraschallprüfung der Rund- und Längsnähte in Kombination mit einer anschließenden struktur- und bruchmechanischen Bewertung der Risse erbracht. Das ENSI führt aus, dass seit 2011 ein neues nach der Richtlinie HSK-B07 qualifiziertes Ultraschallprüfsystem mit erweitertem Prüfumfang zum Einsatz kommt, was erstmals eine zuverlässige Bestimmung der Risstiefen ermöglichte. Das neue Verfahren gestattet eine deutliche Erweiterung des Prüfumfanges (von bisher ca. 50 % auf 85 % bis 100 % der Nahtlänge der Rundnähte sowie alle Vertikalnähte zu 90 % bis 100 %). Die gemessenen maximalen Risstiefen betragen 60 % an der Rundnaht 4 und weniger als 50 % an der Rundnaht 11. Das ENSI stuft die Vorgehensweise bezüglich Wiederholungsprüfungen als positiv ein und beurteilt die Beibehaltung des zweijährigen Prüfintervalls als angemessen.

Nach Darstellung des ENSI wurden von KKM bruchmechanische Analysen für die Rundnähte 4 und 11 mit den Risskonfigurationen von 2009 und 2011 eingereicht. Die Berechnungen erfolgten mit einem auf der Finite-Elemente-Methode basierenden Modell, wobei die Risse als Durchrisse modelliert und zur Auswertung die Maxima der Spannungsintensitätsfaktoren über die Rissfront herangezogen wurden. Die Berechnungen erfolgten für 45 Lastfälle (Normalbetrieb und Auslegungstörfälle). Die seismischen Lasten des Kernmantels wurden neu bestimmt. Die Berechnungen weisen Sicherheitsfaktoren aus, die um einen Faktor > 2 oberhalb der geforderten Werte liegen. Die Nachweise wurden vom ENSI akzeptiert.

Für den Nachweis der Strukturintegrität des Kernmantels für den Langzeitbetrieb wurden vom KKM Risskonfigurationen für die nächsten Betriebsjahre erzeugt. Diese unterstellen ein lineares Risslängenwachstum der bekannten Risse unter Berücksichtigung der mittleren Risswachstumsrate von 1993 bis 2005.¹⁴ Die vom KKM vorgenommene Extrapolation der Risslängen wird vom ENSI für die nächsten 5 Betriebsjahre akzeptiert. Zur Begründung wird angeführt, dass die letzten Messungen aufgrund der verbesserten Wasserchemie eher einen Rückgang die Wachstumsraten der Risse gezeigt hätten. Vor dem Hintergrund der berechneten großen Sicherheitsmargen gegenüber den Anforderungen den Regenwerksanforderungen des ASME BPVC, Section XI, Appendix C stuft das ENSI die Strukturintegrität des rissbehafteten Kernmantels (ohne Berücksichtigung der Zuganker) für die Betriebsjahre von 2012 bis 2017 als gewährleistet ein.

Eine weitergehende Prognose über das Jahr 2017 hinaus ist nach Auffassung des ENSI mit Unsicherheiten behaftet. So könne nicht ausgeschlossen werden, dass neue Risse durch strahlungsinduzierte Spannungsrisskorrosion entstehen, dass Risse auch in den vertikalen Schweißnähten auftreten und die Bruchzähigkeit des Materials durch Neutronenstrahlung stärker abnimmt als erwartet.

¹⁴ In ENSI (2012d) sind für die Rundnähte 4 und 11 Messwerte zu den Risslängen und Auswertungen zu deren Wachstumsraten in zwei Tabellen dokumentiert.

Vor diesem Hintergrund fordert das ENSI für den Langzeitbetrieb des Kernmantels über das Jahr 2017 hinaus zusätzlich zu der zweijährlichen Ultraschallprüfung und der bruchmechanischen Bewertung der Befunde die Umsetzung der im Instandhaltungskonzept des KKM vom 23. Dezember 2011 beschriebenen Stabilisierungsmaßnahmen für den Kernmantel spätestens in der Jahresrevision 2017.

Das ENSI führt in ENSI (2012d) aus, dass vom KKM im Dezember 2011 ein neues Instandhaltungskonzept für den Kernmantel eingereicht wurde. Es beinhaltet die folgenden Bestandteile:

- Fortführung der vom ENSI akzeptierten bisherigen Maßnahmen wie zweijährliche Ultraschallprüfung sowie kontinuierliche Einspeisung von Wasserstoff und Edelmetall in das Reaktorwasser;
- Im Rahmen der bruchmechanischen Analysen sollen die gemessenen Einzelrisse durch einen postulierten umlaufenden Gesamtriss mit einer abdeckenden Risstiefe ersetzt werden;
- Änderung der bisherigen Zugankerkonstruktion durch eine neue, einzelfehlerfeste und weniger korrosionsanfällige Konstruktion (ein exemplarischer Vorschlag sieht den Einbau von sechs Zugankern vor).

Das ENSI bewertet den vom KKM geplanten neuen Ansatz zur bruchmechanischen Modellierung mit vollumfänglich angerissenen Horizontalnähten und abdeckender Risstiefe positiv. Diese Vorgehensweise hätte nach Ansicht des ENSI den Vorteil, dass das Modell beliebig lange Anrisse abdeckt, soweit die abdeckende Risstiefe nicht überschritten wird. Weiterhin müssten nicht mehr verschiedene Richtungen des Erdbebens betrachtet werden, die kritische Richtung ergebe sich aus der Geometrie der Zugankerkonstruktion.

Die Annahme, dass das Risswachstum in Tiefenrichtung bei rund 50 % der Wandstärke zum Stillstand kommt, ist nach Auffassung des ENSI berechtigt. Sie werde durch die Messungen bestätigt und durch theoretische Überlegung begründet, wonach die treibende Kraft des Risswachstums die Eigenspannungen der Schweißnähte sind, die zur Mitte der Wand hin abnehmen. Da ein weiteres Tiefenwachstum jedoch nicht vollständig ausgeschlossen werden könne, sei die Fortführung der Messungen im Zweijahresintervall weiterhin erforderlich. Nach Wertung des ENSI wurden für die im Modell verwendete abdeckende Risstiefe vom KKM angemessene Margen berücksichtigt. Darüber hinaus wurde der Lastfallkatalog für die Berechnungen vom ENSI als abdeckend anerkannt, so dass das ENSI das neue Vorgehen für die bruchmechanischen Nachweise insgesamt akzeptiert hat.

Die gemäß Forderung 4.3-1 spätestens in der Jahresrevision 2017 umzusetzenden Stabilisierungsmaßnahmen für den Kernmantel bestehen im Austausch der bisherigen Zugankerkonstruktion gegen eine neue Konstruktion, die einzelfehlerfest und hinsichtlich der Verwendung von Werkstoffen mit geringerer Neigung zu Spannungsrissskorrosion, der Reduzierung der Teilezahl der Konstruktion und der Verringerung der Spannungsausnutzung optimiert ist.

Insgesamt kommt das nach Prüfung des vom KKM eingereichten Instandhaltungskonzeptes kommt das ENSI in ENSI (2012d) zu dem Schluss, dass die darin aufgeführten Maßnahmen bei termingerechter Umsetzung den sicheren Langzeitbetrieb für die nächsten 10 Betriebsjahre des Kernmantels ausreichend absichern.

3.1.7.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 11** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass das bisherige Nachweiskonzept mit kontinuierlicher Messung und bruchmechanischer Bewertung der Risse nur für den aktuellen Zustand auf konkrete Messwerte zurückgreifen kann. Die in die Zukunft gerichteten Zulässigkeitsaussagen („*der Kernmantel erfüllt für einen Zeitraum von weiteren x Jahren seine sicherheitstechnische Funktion*“) basieren auf der Annahme, dass die Rissentwicklung bis zur nächsten Inspektion der Risse nicht grundlegend ungünstiger verläuft als angenommen. Basis dieser Erwartung sind die Erfahrung aus dem Risswachstum der letzten 20 Jahre und die aktuellen Erkenntnisse zur Risstiefe. Während der Nachweis für den intakten Kernmantel auf gesicherten Eigenschaften und fachlich intensiv abgestimmten Nachweisverfahren (z. B. ASME Code) beruht, enthält der Nachweis für das rissbehaftete Bauteil einen subjektiven Anteil, da er wesentlich auf einer Einschätzung (Expertenmeinung) zum Risswachstum basiert. Dies ist gleichbedeutend mit zusätzlichen Unsicherheiten in der Nachweisführung.

Die gemäß ENSI (2012d) vom KKM für den Langzeitcheck vorgeschlagene Vorgehensweise, im Rahmen der bruchmechanischen Analysen die gemessenen Einzelrisse durch einen postulierten umlaufenden Gesamtriss mit einer abdeckenden Risstiefe zu ersetzen, entspricht dem in der Empfehlung 11 vorgeschlagenen Ansatz einen ungünstigsten Zustand des Kernmantels zu festzulegen, der die real auftretenden Zustände auch bei fortschreitendem Risswachstum und bei Rissneubildung abdeckt.

Den Hintergrund des vorgeschlagenen Ansatzes bilden die in Kapitel 10.1 der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) dargestellten Analyseergebnisse der TÜV EC, wonach für die Schweißnaht 11 bei Erreichen einer Risstiefe von 18 mm (entsprechend einer relativen Wandstärke von 58 %) ein „quasi“ Stillstand des Tiefenwachstums eines umlaufenden Risses prognostiziert wurde (TÜV (1998)). Ursache ist die Abnahme des Spannungsintensitätsfaktors mit zunehmender Risstiefe.

Soweit auf Basis der verfügbaren Informationen erkennbar ist, stehen die Rechenergebnisse der TÜV EC derzeit nicht in Widerspruch zu aktuellen Messwerten, die gemäß ENSI (2012d) ergeben haben, dass die maximalen Risstiefen 60 % an der Rundnaht 4 und weniger als 50 % an der Rundnaht 11 betragen.

Der berechnete Stillstand im radialen Risswachstum ist begründet in dem der Analyse zu Grunde gelegten idealisierten kosinusförmigen Verlauf der Schweißeigenstressspannungen, was über die Wandstärke zu einem wechselnden Verlauf der Beanspruchungen auf Zug oder Druck führt. Dies bedeutet, dass sich der für Spannungsrissskorrosion relevante Spannungszustand am Riss nach Überschreiten einer bestimmten Risstiefe mit dann weiter zunehmender Risstiefe günstiger entwickelt. Damit wäre ein intrinsischer Mechanismus zur Begrenzung des Tiefenwachstums der Risse gegeben.

Das ENSI stellt in ENSI (2012d) einerseits fest, dass die Annahme, wonach das Risswachstum in Tiefenrichtung bei rund 50 % Tiefe zum Stillstand kommt, berechtigt sei. Andererseits wird ausgeführt, dass ein weiteres Tiefenwachstum nicht vollständig ausgeschlossen werden könne. Gleichzeitig hat das ENSI das neue Vorgehen für die bruchmechanischen Nachweise mit einem postulierten umlaufenden Riss akzeptiert.

Die positive Bewertung des neuen Vorgehens für die bruchmechanischen Nachweise durch das ENSI ist auf Basis der Ausführungen in ENSI (2012d) nicht nachvollziehbar. Sofern nämlich, wie das ENSI feststellt, ein weiteres Tiefenwachstum nicht vollständig ausgeschlossen werden kann, ist fraglich, wie tragfähig der Ansatz einer „abdeckenden“ Risstiefe ist. In jedem Fall wären hier vertiefte Analysen und Bewertungen zu der Frage erforderlich, mit welcher Aussagesicherheit von einer abdeckenden Risstiefe ausgegangen werden kann.

Dementsprechend wird bereits in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) im Hinblick auf den o. g. intrinsischen Mechanismus zum Stop des Risswachstums in Tiefenrichtung einschränkend festgestellt, dass bei interkristalliner Spannungsrisskorrosion bereits kleine mechanische Spannungen ein weiteres Risswachstum in Tiefenrichtung entlang der Wärmeeinflusszone verursachen können. Es sind auch Kopplungen mit anderen Korrosionsarten wie zum Beispiel der Ermüdungsrisskorrosion denkbar. Somit bedürfte der Ansatz einer abdeckenden Risstiefe (der einem unterstellten Stopp des Tiefenwachstums der Risse entspricht) weiterer Absicherungen, da für eine Bewertung mit hoher Aussagesicherheit die Schwellenwerte der Schädigungsmechanismen für die hier vorliegenden physikalischen Verhältnisse bekannt sein müssten.

Darüber hinaus sollten, wie in UMWELTBUNDESAMT (2012) ausgeführt wird, Rechenergebnisse zu einem Stopp des Risswachstums durch Parameteruntersuchungen (z. B. zu Verteilung und Höhe von Schweißeigenspannungen) abgesichert werden. Hierbei sollten konservative Werte für die relevanten bruchmechanischen Kenngrößen herangezogen werden, die die tatsächlich auftretenden Werte sicher abdecken.

Vor diesem Hintergrund wird Empfehlung 11 wie folgt modifiziert:

Empfehlung 11'

Zur Absicherung der bruchmechanischen Analysen für den Nachweis der Strukturintegrität des Kernmantels für den Langzeitbetrieb, die einen umlaufenden Gesamtriss mit einer abdeckenden Risstiefe postulieren, und zur Bewertung von deren Aussagesicherheit sollten, soweit noch nicht erfolgt, die folgenden zusätzlichen Analysen und Bewertungen vorgenommen werden:

- Bewertung des Kenntnisstandes zu den Schwellenwerten der Schädigungsmechanismen für die an den Kernmantelrissen des KKM vorliegenden physikalischen Verhältnisse;
- Bewertung des Kenntnisstandes zu den für die aktuelle Nachweisführung auf Basis bruchmechanischer Bewertungen erforderlichen Daten wie z. B. die Bruchzähigkeit des Kernmantelwerkstoffs;
- Bewertung der Schädigungsmechanismen für die an den Kernmantelrissen des KKM vorliegenden physikalischen Verhältnisse;
- Durchführung von Parameteruntersuchungen zum Einfluss bestimmter Größen (z. B. zu Verteilung und Höhe von Schweißeigenspannungen);
- Verwendung konservativer Werte für die relevanten bruchmechanischen Kenngrößen und Bewertung des abdeckenden Charakters.

Zur Verminderung des Risswachstums wurde im KKM vor mehreren Jahren die Wasserchemie optimiert und eine Wasserstofffahrweise mit kontinuierlicher Edelmetalleinspeisung eingeführt. Nach Einschätzung des ENSI in ENSI (2012d) haben die letzten Messungen zum Risswachstum gezeigt, dass aufgrund der verbesserten Wasserchemie die Wachstumsraten der Risse tendenziell zurückgegangen sind.

Der Wasserchemie kommt somit hinsichtlich des Risswachstums am Kernmantel eine sicherheitstechnische Bedeutung zu. Daher sollten Anforderungen zur Überwachung der relevanten chemischen Parameter Teil der betrieblichen Unterlagen der Anlage sein.

Hierzu leiten wir die folgende zusätzliche Empfehlung ab:

Empfehlung 11a

Soweit noch nicht erfolgt, sollten diejenigen wasserchemischen Parameter, die das Risswachstum am Kernmantel beeinflussen, in die Betriebsunterlagen des KKM als sicherheitstechnisch wichtige Parameter aufgenommen und entsprechend überwacht werden. Für diese Parameter sollten in den Betriebsunterlagen zulässige Grenzen und Maßnahmen bei Überschreiten der Grenzen festgelegt werden.

Wie auf Basis der Ausführungen des ENSI in ENSI (2012d) und der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 11 erkennbar ist, sind seit Entdeckung der Kernmantelrisse mehrfach Änderungen an der Nachweismethodik erfolgt. Während die Bewertung in der Vergangenheit mit Hilfe vereinfachender Modelle durchgeführt wurde, erfolgt die bruchmechanische Bewertung der Risse mittlerweile auf Basis eines Modells, das auf der Methode der Finiten-Elemente basiert. Eine Aussage dazu, in welchem Umfang die Sicherheitsfaktoren des rissbehafteten Kernmantels gegenüber der intakten Struktur vermindert sind, liegt nicht vor.

Daher sollten die Sicherheitsbeiwerte der bruchmechanischen Analysen an den Sicherheitsbeiwerten für der intakten Kernmantel nach Regelwerk gespiegelt werden. Das Kriterium dabei wird aus der Überlegung abgeleitet, dass eine nach Regelwerk zu 100 % ausgelastete intakte Struktur, in die ein Riss eingebracht und die dadurch in ihrer Tragfähigkeit beeinträchtigt wird, nicht mit einer bruchmechanischen Bewertung als zulässig qualifiziert werden darf.

Hierzu leiten wir die folgende zusätzliche Empfehlung ab:

Empfehlung 11b

Zur Bewertung der Plausibilität der bruchmechanischen Nachweise sowie zur Gewährleistung der Vergleichbarkeit der Sicherheitsfaktoren für den intakten und den rissbehafteten Kernmantel sollten die Sicherheitsbeiwerte der bruchmechanischen Analysen an den Sicherheitsbeiwerten für der intakten Kernmantel nach Regelwerk gespiegelt werden. Das Kriterium dabei wird aus der Überlegung abgeleitet, dass eine nach Regelwerk zu 100 % ausgelastete intakte Struktur, in die ein Riss eingebracht und die dadurch in ihrer Tragfähigkeit beeinträchtigt wird, nicht mit einer bruchmechanischen Bewertung als zulässig qualifiziert werden darf. Mit dem Vergleich der beiden Ergebnisse kann sichergestellt werden, dass der Bezug zu den in internationalen Standards für intakte Strukturen enthaltenen Sicherheitsabständen hergestellt wird.

Das ENSI führt in ENSI (2012d) aus, dass eine weitergehende Prognose über das Jahr 2017 hinaus mit Unsicherheiten behaftet sei. So könne nicht ausgeschlossen werden, dass Risse auch in den vertikalen Schweißnähten auftreten und die Bruchzähigkeit des Materials durch Neutronenstrahlung stärker abnimmt als erwartet. International sind Risse an den vertikalen Schweißnähten

beobachtet worden. Daher sollte u.E. im Rahmen eines langfristigen Instandhaltungskonzepts auch das Potenzial für die Ausbildung von Rissen an den vertikalen Schweißnähten bewertet werden.

Hierzu leiten wir die folgende zusätzliche Empfehlung ab:

Empfehlung 11c

Im Zuge des Instandhaltungskonzepts für den rissbehafteten Kernmantel sollte auch das Potential für die Ausbildung von Rissen an den vertikalen Schweißnähten bewertet werden. Hierbei sollten Bewertungen zur maximalen Risswachstumsgeschwindigkeit und Risstiefe sowie zum Einfluss auf die Lastabtragsfähigkeit des Kernmantels erfolgen.

Den Hintergrund der **Empfehlung 12** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass die bestehende Zugankerkonstruktion vom ENSI nicht als Langzeitlösung akzeptiert ist. Weiterhin wurde seitens der TÜV NORD EnSys in Tüv (2006) die Betrachtung des Lastfalls „Bruch eines Zugankers“ als Ereignis des anomalen Betriebs gefordert. Gemäß dem Bewertungsschema in Tüv (2006) ist der Einsatz der Zugankerkonstruktion erst dann zulässig, wenn ausgeschlossen werden kann, dass ein Versagen eines Zugankers zu unverhältnismäßigen, gravierenden, die zulässigen radiologischen Grenzwerte außerhalb der Anlage überschreitenden Auswirkungen führt (sog. „cliff edge effect“). Zum Zeitpunkt der Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) lagen uns keine Informationen darüber vor, ob der „Bruch eines Zugankers“ als Ereignis des anomalen Betriebs im KKM unterstellt und die diesbezüglichen Folgen (Entstehung loser Teile im RDB) untersucht wurden.

In der Antwort auf die Empfehlung 12 führt das ENSI aus, dass das Schädigungspotential loser Teile im Rahmen vorhandener Analysen umfänglich behandelt worden sei und keine Notwendigkeit bestehe, die Zuganker aus diesem Grund auszubauen. Die Analysen, die nach Darstellung des ENSI abdeckend auch für lose Teile der Zuganker gelten, kommen zu dem Ergebnis, dass die sicherheitsrelevanten Anforderungen an den Reaktor und die direkt verknüpften Systeme durch die Anwesenheit loser Teile nicht beeinträchtigt werden.

Insgesamt hat das ENSI in seinen Ausführungen zur Empfehlung 12 dargestellt, dass die sicherheitstechnischen Konsequenzen des Versagens eines Zugankers durch vorliegende Analysen abgedeckt werden und unzulässige Konsequenzen nicht zu besorgen sind.

Vor diesem Hintergrund ist die Empfehlung 12 erfüllt.

Hinsichtlich der bestehenden Zugankerkonstruktion fasst das ENSI in ENSI (2012d) zusammen, dass diese ursprünglich als vorsorgliche Maßnahme akzeptiert wurde, um das sichere Abfahren des Reaktors nach einem postulierten plötzlichen schnellen Durchriss einer oder mehrerer Schweißnähte abzusichern. Gestützt auf das Gutachten der TÜV Nord EnSys Tüv (2006) hat das ENSI die bestehende Zugankerkonstruktion am Kernmantel im weiteren Verlauf allerdings als nicht ausreichend für den Langzeitbetrieb bewertet. Der Nachweis der Funktionstüchtigkeit der Zugankerkonstruktion für den Fall des plötzlichen Versagens einer oder mehrerer Schweißnähte erfordert die Funktionstüchtigkeit al-

ler vier Bauelemente der Konstruktion. Eine Einzelfehlerfestigkeit der Konstruktion besteht für diesen Fall nicht. Erforderliche Verbesserungen der Konstruktion betreffen unter anderem die Verwendung von Werkstoffen mit geringerer Neigung zu Spannungsrisskorrosion, Reduzierung der Teilezahl der Konstruktion, um die Prüfbarkeit zu erleichtern, sowie Verringerung der Spannungsausnutzung insbesondere bei spannungserhöhenden Geometrien. Das KKM plant, die bisherige Zugankerkonstruktion durch eine neue Konstruktion zu ersetzen, die den oben genannten Anforderungen gerecht wird. Das ENSI sieht die Umsetzung der vom KKM vorgesehenen Stabilisierung des Kernmantels durch eine optimierte Zugankerkonstruktion bis spätestens 2017 als erforderlich an.

Abschließend weisen wir hinsichtlich der gegenwärtigen Zugankerkonstruktion noch auf folgenden Aspekt hin:

Unter anderem beruht das Auslegungskonzept für die RDB Einbauten darauf, den Umfang der Bauteile auf das absolut notwendige Maß zu beschränken und geeignete Werkstoffe zu verwenden. Weiterhin müssen die Bauteile unter den relevanten Lastfällen und Mediumbedingungen sicher miteinander verbunden bzw. befestigt bleiben. Ein Ziel dabei ist es, das Potential für die Entstehung loser Teile zu minimieren. Die Zugankerkonstruktion im KKM ist erforderlich geworden, da die Schweißverbindungen von Kernmantelschüssen Qualitätsmängel aufweisen. Sie stellen somit eine zusätzliche Maßnahme zur Kompensation von Mängeln in der Auslegung (Wahl des Fügeprozesses) dar. Gleichzeitig ist, wie oben dargestellt, die gegenwärtige Konstruktion der Zuganker selbst als ungeeignet für den Langzeitbetrieb anzusehen, da sie den erforderlichen Qualitätsanforderungen an Einbauten im RDB nicht genügt. Insofern widerspricht diese Konstruktion der ingenieurmäßigen Forderung, das Potential für die Entstehung loser Teile im RDB zu minimieren.

3.1.8 Vermeidung von Wasserstoffexplosionen

3.1.8.1 Sachverhalt

Das Primärcontainment (Drywell und Torus) des KKM ist im Leistungsbetrieb mit Stickstoff inertisiert. Die Inertisierung verhindert eine Explosion des während eines Kernschmelzunfalls gebildeten Wasserstoffs innerhalb des Primärcontainments und damit auch eine hierdurch bedingte Beschädigung des Primärcontainments.

3.1.8.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 13 (Kategorie 1):

Ein Leistungsbetrieb des KKM sollte aus Gründen der Risikominimierung nur bei inertisiertem Primärcontainment erfolgen. Etwaig bestehende Ausnahmen für begrenzte Zeiträume vor einer geplanten Abschaltung bzw. nach einem Wiederanfahren der Anlage sollten entfallen.

3.1.8.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 13:

Das Primärcontainment (Drywell) des KKM muss entsprechend den Technischen Spezifikationen nach dem Stillstand und Anfahren der Anlage nach zwei Tagen inertisiert sein. Dazu wird ausreichend Wärme benötigt, die bei etwa 25 % Reaktorleistung ausgekoppelt wird. Die Inertisierung des Drywells dauert danach noch etwa vier Stunden. Insgesamt vergehen nach dem Anfahren der Anlage etwa 30 Stunden, bis der Drywell vollständig inertisiert ist.

Einen Tag vor dem Abfahren der Anlage darf die Inertisierung des Drywells entsprechend den Technischen Spezifikationen aufgehoben werden. KKM hat in der Vergangenheit diese Zeit nicht ausgenutzt, sondern hat in der Regel nie früher als vier Stunden vor dem Abfahren der Anlage mit dem Deinertisieren begonnen.

Das ENSI erachtet die Vorgaben in den Technischen Spezifikationen des KKM wegen der betrieblichen Vorteile für gerechtfertigt. Darüber hinaus zeigt die von KKM in der Vergangenheit umgesetzte Praxis, dass KKM mit diesen Vorgaben verantwortungsvoll umging und diese nur soweit nutzte, wie es betrieblich notwendig war. Auch aus risikotechnischen Gründen ist der knapp zweitägige Betrieb aus Sicht des ENSI ohne Intertisierung des Drywells vertretbar, da die Anlage innerhalb dieses Zeitraumes nur begrenzt mit voller Leistung betrieben wird und die Inertisierung vornehmlich eine vorbeugende Maßnahmen gegen schwere Unfälle darstellt, deren Eintrittswahrscheinlichkeit in diesem knappen Zeitfenster als äusserst gering zu beurteilen ist.

3.1.8.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich keine zusätzlichen Erkenntnisse.

3.1.8.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 13** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass Kernschmelzunfälle bei deinertisiertem Primärcontainment mit hoher Wahrscheinlichkeit zu Wasserstoffexplosion innerhalb des Primärcontainments führen. Abhängig von den Randbedingungen könnte das Primärcontainment hierdurch beschädigt werden. Damit verbunden wäre ein Austrag von Radioaktivität und ggf. von weiterem Wasserstoff in das Reaktorgebäude.

Hinsichtlich der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 13 ist aus unserer Sicht festzustellen:

- Aus der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 13 geht hervor, dass ein Leistungsbetrieb des KKM mit nicht vollständig inertisiertem Primärcontainment über einen Zeitraum von ca. 3 Tagen zulässig ist. Nach unserer Kenntnis existieren international für SWR unterschiedliche Vorgaben zum Anlagenzustand, ab dem das Primärcontainment inertisiert sein muss. Hierbei gibt es auch Regelungen, die vergleichbar sind mit denjenigen des KKM. Hintergrund ist dabei unter anderem, dass während der Druck- und Temperatur-

erhöhung des Reaktorkühlsystems beim Anfahren noch Prüfungen innerhalb des Primärcontainments vorgesehen sind, so dass eine Inertisierung erst nach deren Abschluss erfolgen kann. In welchem Umfang im KKM derartige Prüfungen beim Anfahren durchgeführt werden, entzieht sich unserer Kenntnis. Die Antwort des ENSI weist allerdings darauf hin, dass im KKM eine Kopplung von verfahrenstechnischen Randbedingungen für die Inertisierung an die Reaktorleistung besteht.

- Wird an dieser Stelle vereinfachend unterstellt, dass die Wahrscheinlichkeit für den Eintritt eines Kernschadens einer Gleichverteilung über den Zeitraum des Leistungsbetriebs unterliegt, besteht eine bedingte Wahrscheinlichkeit von ca. 1 % dafür, dass sich ein Kernschmelzunfall bei nicht vollständig inertisiertem Primärcontainment ereignet. Abhängig vom Inertisierungsgrad und weiteren Einflussfaktoren könnte es bei einem Teil dieser Ereignisabläufe zu einem frühen Containmentversagen kommen.

In Hsk (2007) werden Ergebnissen der MUSA2005 zum Anteil der verschiedenen Containmentendzustände für das betrachtete Spektrum von schweren Unfällen dargestellt. Demnach beträgt der Anteil für frühes Containmentversagen 0,1 % am Spektrum der ermittelten Containmentendzustände. Ob hierbei Anlagenzustände mit nicht vollständig inertisiertem Primärcontainment bereits enthalten sind, lässt sich Hsk (2007) nicht entnehmen. Wenn nicht, könnte sich der Anteil für frühes Containmentversagen erhöhen (auf maximal 1 %).

- Gemäß Darstellung in ENSI (2012d) ist vom KKM mit einem aktualisierten PSA Modell vom Juni 2012 ein Wert von ca. $2,35 \times 10^{-5}$ pro Jahr für die Kernschadenshäufigkeit ausgewiesen worden. Kernschmelzunfälle bei nicht vollständig inertisiertem Primärcontainment hätten demnach eine Eintrittshäufigkeit von etwa 10^{-7} pro Jahr. Derartige Ereignisabläufe weisen somit eine geringe Eintrittshäufigkeit auf, sind u. E. aber nicht als so extrem unwahrscheinlich einzustufen, dass eine weitere Betrachtung nicht erforderlich ist.

Vor dem Hintergrund dieser Überlegungen wird Empfehlung 13 wie folgt modifiziert:

Empfehlung 13'

Der Leistungsbetrieb des KKM bei nicht vollständig inertisiertem Primärcontainment sollte aus Gründen der Risikominimierung auf das aus betrieblichen Gründen (verfahrenstechnische Randbedingungen für die Inertisierung, Begehrbarkeit des Primärcontainments zur Durchführung von Prüfungen) unabweisbar notwendige Maß beschränkt bleiben. Für Ereignisabläufe mit Kernschmelze bei nicht vollständig inertisiertem Primärcontainment sollten geeignete Strategien zum Wasserstoffmanagement entwickelt werden.

3.1.9 RDB Druckentlastung und Niederdruckeinspeisung mittels Notfallmaßnahmen

3.1.9.1 Sachverhalt

Zur RDB Druckentlastung stehen im KKM folgende Einrichtungen zur Verfügung:

- Vier Sicherheits- und Abblaseventilen (SRV);
- Zwei diversitäre Druckentlastungsventile (PRV).

Zum Öffnen der SRV in der Entlastungs-/Abblasefunktion ist Druckluft erforderlich, da die Öffnung des SRV Hauptventils pneumatisch erfolgt. Für den Fall, dass die zur Druckluftversorgung der Ventile vorgesehenen Systeme nicht zur Verfügung stehen, sind die SRV mit entsprechend qualifizierten Stickstoffspeichern (Akkumulatoren) ausgestattet. Die Kapazität dieser Speicher ist so bemessen, dass die Druckentlastungsfunktion während mindestens 30 Minuten bzw. bis zum automatischen Öffnen der beiden PRV sichergestellt ist.

Die beiden Druckentlastungsventile PRV sind motorangetrieben. Die PRV bleiben nach der Anregung in geöffneter Position und benötigen dann keine weitere Stromversorgung. Das automatische Öffnen erfolgt mit einer zeitlichen Verzögerung von 30 Minuten.

Für eine dauerhafte Druckentlastung des RDB unter den Bedingungen ausleugungsüberschreitender Ereignisabläufe stehen im KKM nur die beiden PRV gesichert zur Verfügung. Die Abblasekapazität der PRV ist im Vergleich zu den SRV relativ gering.

In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) in Kapitel 12.2 im Einzelnen dargestellte Abschätzungen zeigen, dass der RDB Druck im Falle einer Druckentlastung mit nur einem geöffneten PRV für einen Zeitraum größer einen Tag oberhalb von 10 bar verbleibt. Aus den Abschätzungen ergibt sich weiterhin, dass im Falle einer Druckentlastung des RDB mit beiden PRV die Notfalleinrichtungen zur Bespeisung des RDB im Kurzzeitbereich nach der Reaktorabschaltung (1 h) gegen einen RDB Druck von ca. 15 bar anspeisen müssten. Nach etwa 5 Stunden ist der RDB Druck auf einen Wert von ca. 10 bar abgesunken, nach einem Tag auf einen Wert im Bereich von 6 bar. Von den Einspeiseeinrichtungen sind weiterhin die dynamischen Druckverluste in den Einspeiseleitungen und ggf. noch geodätische Druckverluste zu überwinden.

3.1.9.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 14 (Kategorie 1):

Vor dem Hintergrund der in Fukushima Daiichi aufgetretenen Probleme, eine ausreichende RDB Bespeisung sicherzustellen, sollte die Einspeisekapazität der im KKM vorhandenen Notfalleinrichtungen zur RDB Bespeisung überprüft werden. Die entsprechenden Einrichtungen sollten unter den Bedingungen eines Station Blackout und einer RDB Druckentlastung ausschließlich mittels der PRV in der Lage sein, auch im Kurzzeitbereich (ca. 1 h Stunde nach Abschaltung des Reaktors) ausreichend Kühlmittel in den RDB zu fördern.

3.1.9.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 14:

Voraussetzung für den Eintritt eines „Station Blackout“ im KKM ist, dass die externe Netzversorgung, das Abfangen auf Eigenbedarf und alle Notstromdieselaggregate ausgefallen sind und somit die gesamte Wechselstromversorgung unverfügbar ist. In diesem Fall erfolgt im KKM automatisch eine RESA. Aufgrund des Ausfalls des Speisewasserssystems sinkt der Reaktorfüllstand.

Bei Reaktorniveau 2 (–107 cm) starten automatisch die beiden batteriegestützten, aus dem SUSAN-Reaktorschutz angesteuerten Hochdruckeinspeisesysteme RCIC und heben das Reaktorniveau bis auf +154 cm. Der Reaktordruck wird ohne Handeingriffe durch das Ansprechen der Sicherheits- und Regelventile SRV während 30 Minuten nach der RESA konstant gehalten. Die für die Funktion der SRV erforderliche Stickstoffversorgung ist über SUSAN-Druckspeichertanks zusätzlich gesichert. Nach Ablauf von 30 Minuten öffnen automatisch die beiden batteriegestützten Druckentlastungsventile PRV und reduzieren den Reaktordruck automatisch soweit, dass die Funktion der RCIC-Systeme übergangslos durch Niederdruckeinspeisesysteme übernommen werden kann.

Aufgrund der Erkenntnisse aus den Ereignissen in Fukushima hat das KKM zwischenzeitlich auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes ein zusätzliches 1000 kVA Notstromaggregat installiert, das im Fall eines Station Blackout die SUSAN-Notstromschienen über vorbereitete Kabelverbindungen versorgen kann. Mit diesem Notstromaggregat besteht die Möglichkeit, anstatt auf Notfallmaßnahmen zurückzugreifen, die Niederdruckeinspeisung und die Nachwärmeabfuhr mittels einer SUSAN-Division (Systeme ALPS und TCS) langfristig sicherzustellen. Unter den oben genannten Störfallbedingungen verfügt das KKM über Batteriekapazitäten, die einen etwa 14-stündigen geregelten Betrieb der Hochdruckeinspeisesysteme RCIC sicherstellen würden. Damit besteht ausreichend Zeit, das neuinstallierte Notstromaggregat in Betrieb zu nehmen, um eine durchgehende Kühlmittelversorgung des Reaktors zu gewährleisten.

Aus Sicht des ENSI wurden im KKM mit der Installation des zusätzlichen Notstromaggregates die Vorsorge gegen einen Station Blackout weiter verbessert und die richtigen Lehren aus den Ereignissen in Fukushima gezogen.

3.1.9.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich keine zusätzlichen Erkenntnisse.

3.1.9.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 14** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass die Druckentlastung des RDB eine Sicherheitsfunktion darstellt, die mit hoher Zuverlässigkeit gewährleistet werden muss. Sie ist zudem eine entscheidende Voraussetzung dafür, dass mittels Notfallmaßnahmen eine Niederdruckbespeisung gewährleistet werden kann. Die Notfalleinrichtungen zur RDB Bespeisung müssen Förderhöhen aufweisen, die so auf die vorhandenen Druckentlastungseinrichtungen abgestimmt sind, dass die Kühlmittelzufuhr gesichert mit ausreichenden Massenströmen erfolgen kann.

Hinsichtlich der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 14 ist aus unserer Sicht festzustellen:

- Die Empfehlung 14 zielt auf die Einspeisekapazität der im KKM vorhandenen Notfalleinrichtungen zur Niederdruckbespeisung des RDB. Diese kommen zum Einsatz, wenn alle regulären Systeme bzw. Wege zur RDB Bespeisung

(somit auch die vom ENSI angesprochenen Systeme RCIC und ALPS) ausgefallen sind. In der Empfehlung stellt das Vorliegen eines Station Blackout (SBO) eine zusätzliche Randbedingung dar, der SBO bildet nicht den Kern der Empfehlung.

- Das ENSI beantwortet die Empfehlung unter Verweis auf die Funktion des RCIC und ALPS. In diesem Fall wäre der Einsatz von Notfalleinrichtungen zur Niederdruckbespeisung des RDB, auf deren Förderhöhe sich die Empfehlung bezieht, ohnehin nicht erforderlich. Von daher geht die Stellungnahme des ENSI am Gegenstand der Empfehlung vorbei.
- Wie in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) ausgeführt wird, kann die pneumatische Betätigung der SRV auch einen Effekt auf die RDB Bespeisung unter Störfallbedingungen haben, wenn zusätzlich unterstellt wird, dass das RCIC nicht zur Verfügung steht:

„Die Gewährleistung einer gesicherten Öffnung der SRV über einen Zeitraum von 30 min hinaus erfordert die Verfügbarkeit des Containmentinertisierungssystem oder des Steuerluftsystems. Soweit wir den folgenden Unterlagen entnehmen können, sind die beiden Systeme nicht notstromversorgt, im günstigsten Fall erfolgt eine Stromversorgung über die Stränge I und II. Dies hat zur Folge, dass bei Ausfall der Notstromversorgung der Stränge I und II ein dauerhafter Übergang in den Einspeisebereich des SUSAN-Niederdruckeinspeisesystems ALPS (ALPS: Alternate Low Pressure Spray) kurzfristig nicht möglich ist. Die maximale Förderhöhe des ALPS beträgt gemäß Bkw (1990) 12,6 bar, eine Einspeisung durch das ALPS ist bei einer RDB Druckentlastung ausschließlich mittels der beiden PRV somit erst nach mehr als 2 Stunden möglich.“

Vor diesem Hintergrund besteht die Empfehlung 14 fort.

3.1.10 Überwachung des RDB Füllstandes

3.1.10.1 Sachverhalt

Von den Signalen der RDB Füllstandsüberwachung werden bei einem Füllstandsabfall Maßnahmen zur Kühlmittleinspeisung und ggf. RDB Druckentlastung eingeleitet, bei einem Füllstandsanstieg wird die Bespeisung reduziert bzw. es werden Systeme abgeschaltet.

Ein unkontrollierter Füllstandsabfall beinhaltet die Gefahr, dass es zu einer Kernfreilegung mit anschließender Kernschmelze kommt. Umgekehrt besteht bei einer Überspeisung des RDB die Gefahr, dass Flüssigkeit in das Frischdampfsystem eingetragen wird, was dort erhebliche Belastungen oder Schäden hervorrufen kann. Im ungünstigsten Fall könnten sich daraus Kernschadensszenarien mit Containmentbypass entwickeln.

Der RDB Füllstandsmessung und den aus den Füllstandssignalen abgeleiteten Maßnahmen kommt daher eine hohe sicherheitstechnische Bedeutung zu. Sie müssen dementsprechend hochwertig und zuverlässig ausgeführt sein. Hierbei ist zu beachten, dass RDB Füllstandsüberwachung zwar mehrfach redundant ausgeführt ist, aber keine diversitären Messeinrichtungen auf Basis unterschiedlicher physikalischer Prinzipien zur Verfügung stehen.

3.1.10.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 15 (Kategorie 1):

Das im KKM realisierte Konzept zur Beherrschung von Transienten mit Überspeisung des RDB sollte einer Überprüfung unterzogen werden, die folgende Aspekte beinhalten sollte:

- Qualität der Leittechnikfunktionen zur Gewährleistung einer zuverlässigen Beendigung der RDB Bespeisung (zumindest die Abschaltung der Speisewasserpumpen ist gemäß HSK (1991) keine Reaktorschutzmaßnahme);
- Beendigung der Einspeisung durch das RCIC und das Speisewassersystem über diversitäre Maßnahmen (z. B. durch Auslösung eines Durchdringungsabschlusses in der RCIC Zudampfleitung und den Speisewasserleitungen);
- Auslösung von Reaktorschnellabschaltung sowie von Umleitschnellschluss und Durchdringungsabschluss in den dampfführenden Leitungen in Abhängigkeit von erhöhten Reaktorniveaus zur Beendigung der Leistungserzeugung und zur Isolation des RDB von dampfführenden Systemen.

Empfehlung 20 (Kategorie 2):

Die Möglichkeiten für die Implementierung einer diversitären Überwachung des RDB Füllstands im KKM sollten geprüft werden.

3.1.10.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 15:

Spiegelstrich 1:

Die Abschaltung der Speisewasserpumpen ist zwar keine Reaktorschutzmaßnahme, die Leittechnik ist jedoch in gleicher hochwertiger Qualität ausgeführt (1 E-klassiert).

Spiegelstrich 2:

Das ENSI hat im Rahmen der Begutachtung des Langzeitbetriebes auch den Überspeisungsschutz des RDB behandelt. Im KKM greifen bei hohem Füllstand im RDB zwei Maßnahmen:

Umschalten der Speisewasserpumpen auf Mindestdrehzahl und Stromloschalten der Speisewasserpumpen. Ähnliches gilt für die Abschaltung des RCIC. Bei hohem Füllstand wird zunächst das RCIC-Schnellschlussventil geschlossen. Steigt der Füllstand weiter, schliessen die Isolationsventile der RCIC-Zudampfleitungen.

Spiegelstrich 3:

Im KKM erfolgt bei hohem Füllstand im RDB ein Turbinenschnellschluss mit Reduktion der Reaktorleistung auf etwa 50 % durch Einschleusen ausgewählter Steuerstäbe und Umwälzpumpen-Runback als Begrenzungsmaßnahme. Das ENSI hat im Rahmen der Begutachtung des Langzeitbetriebes vom KKM eine Untersuchung der Notwendigkeit der Auslösung der RESA bei hohem Füllstand gefordert.

Grundsätzlich unterscheiden sich amerikanische Siedewasserreaktoren in der Sicherheitsphilosophie bezüglich der Anregung des Durchdringungsabschlusses des Frischdampfsystems insbesondere von deutschen Anlagen. In amerikanischen Anlagen wird der Kondensator solange als Hauptwärmesenke in Betrieb gelassen, wie dieser verfügbar ist. Eine Frischdampfisolierung ist nicht in jedem Fall sicherheitsgerichtet. Das ENSI wird unter Berücksichtigung aller sicherheitstechnischen Aspekte nach Vorliegen der Untersuchungsergebnisse über die Notwendigkeit einer weiteren Ertüchtigung des Überspeisungsschutzes im KKM entscheiden.

Stellungnahme zur Empfehlung 20:

Das ENSI hat in der sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des KKM die Forderung gestellt, dass die Nachrüstung einer zur Füllstandsmessung diversitären, automatischen Auslösung der Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ durch das KKM bis zum 31.12.2013 sicherheitstechnisch zu bewerten ist.

3.1.10.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich die nachfolgend dargestellten zusätzlichen Erkenntnisse.

In seiner Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg (ENSI 2012d) befasst sich das ENSI mit dem Sicherheitsstatus aus deterministischer Sicht und bewertet dabei u. a. den Redundanzgrad und die Diversität von Sicherheitsfunktionen. Neben anderen Sicherheitsfunktionen werden dabei auch die „Integrität der druckführenden Umschließung“ und „Kühlmitteleinspeisung in den RDB behandelt“. Das ENSI kommt diesbezüglich zu folgenden Ergebnissen:

- Die Auslösung des Überspeisungsschutzes ist hochredundant aufgebaut, was eine fehlende Diversität weitgehend ausgleiche. Allerdings bestehe der Schutz gegen eine Überspeisung des RDB durch das Speisewassersystem nur in der Abschaltung der Speisewasserpumpen, während in anderen Siedewasserreaktoren weitere Schutzmaßnahmen wie z. B. das Schließen der druckseitigen Speisewasserarmaturen oder die Isolation der durch Wasserlasten gefährdeten Leitungen vorgesehen sei. Zudem verfüge das KKM im Gegensatz zu später errichteten Siedewasserreaktoren desselben Herstellers nicht über eine Reaktorschnellabschaltung bei hohem RDB-Füllstand, sondern lediglich über eine Alarmierung. Aus Sicht des ENSI sollte der Auslegungsgrundsatz der Diversität im Hinblick auf den angestrebten Langzeitbetrieb bei den Nachrüstprojekten nach Möglichkeit berücksichtigt werden. Das ENSI erachtet deshalb eine Untersuchung von Verbesserungsmöglichkeiten zur Vermeidung einer Überspeisung des RDB und angrenzender Leitungen für erforderlich und hat daraus die Forderung 5.2-2 abgeleitet:

„Forderung 5.2-2

Das KKM hat die Nachrüstung einer automatischen Auslösung der Reaktorschnellabschaltung bei hohem RDB-Füllstand sowie weitere diversitäre Maßnahmen zur Sicherstellung des Überspeisungsschutzes des RDB sicherheitstechnisch zu bewerten und die Ergebnisse dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen.“

- Die Auslösung der Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ basiert im KKM nicht auf physikalisch unterschiedlichen Prozessparametern. Die automatische Auslösung der Notstandeinspeisesysteme und der automatischen Druckentlastung (ADS) ist zwar mehrfach redundant ausgelegt, erfolge aber nur über den Prozessparameter „Füllstand im RDB“. Demgegenüber werde in einigen ausländischen Siedewasserreaktoren ein Start der Hochdruckeinspeisung oder einer automatischen Druckentlastung mit Start der Kernflutssysteme auch über einen hohen Druck im Containment ausgelöst. Zusätzlich hat das ENSI eine Studie zum Stand der Umsetzung einer diversitären Füllstandsmessung bei Siedewasserreaktoren in Deutschland durchführen lassen. Vor diesem Hintergrund hat das ENSI gefordert, zu überprüfen, ob weitere diversitäre Messgrößen oder Messverfahren zum automatischen Start der Einspeisesysteme herangezogen werden können.

„Forderung 5.2-1

Das KKM hat die Nachrüstung einer diversitären, automatischen Auslösung der Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ sicherheitstechnisch zu bewerten und die Ergebnisse dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen.“

3.1.10.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 15** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass das im KKM realisierte Konzept zur Beherrschung von Transienten mit Überspeisung des RDB insgesamt weniger konsequent ausgeprägt zu sein scheint als in verschiedenen anderen SWR Anlagen.

Wie aus der obigen Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 15 und der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des KKM (ENSI 2012d) hervorgeht, hat das ENSI vom KKM mittlerweile eine sicherheitstechnische Bewertung zusätzlicher Maßnahmen – automatische Auslösung der Reaktorschnellabschaltung bei hohem RDB-Füllstand sowie weitere diversitäre Maßnahmen zur Sicherstellung des Überspeisungsschutzes des RDB – verlangt.

Damit ist dem Inhalt der Empfehlung 15 Rechnung getragen.

Den Hintergrund der **Empfehlung 20** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass in verschiedenen deutschen SWR Anlagen Einrichtungen zur diversitären Erkennung eines unzulässigen Füllstandsabfalls installiert wurden (Temperaturüberwachung des Reaktorkerns).

Wie aus der obigen Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 20 und der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des KKM (ENSI 2012d) hervorgeht, hat das ENSI vom KKM mittlerweile eine sicherheitstechnische Bewertung zusätzlicher Maßnahmen – Nachrüstung einer zur Füllstandsmessung diversitären, automatischen Auslösung der Sicherheitsfunktion „Kühlmitteleinspeisung in den RDB“ – verlangt.

Im Hinblick auf Ereignisabläufe mit Füllstandsabfall ist dem Inhalt der Empfehlung 20 Rechnung getragen.

Die diversitäre Erkennung von Ereignisabläufen mit Füllstandsanstieg ist davon allerdings nicht abgedeckt.

Vor diesem Hintergrund wird Empfehlung 20 wie folgt modifiziert:**Empfehlung 20'**

Die Möglichkeiten für eine diversitäre Erkennung von Transienten mit Anstieg des RDB Füllstandes (z. B. auf Basis einer Bilanzierung von Frischdampf- und Speisewassermassenströmen) sollten geprüft werden.

3.1.11 Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes**3.1.11.1 Sachverhalt**

Das KKM verfügt wie alle Schweizerischen Anlagen über Prozeduren und technische Entscheidungshilfen (Severe Accident Management Guidance, SAMG) zur Minderung der Folgen eines Kernschmelzunfalls. Diese basieren insbesondere auf dem Einsatz der speziellen Notfallsysteme zur Containmentdruckentlastung (CDS) und zur Flutung des Drywellsumpfs (DSFS). Weiterhin existieren eine Reihe von Prozeduren zur Nutzung bestehender Systeme im Rahmen von Notfallmaßnahmen. Hierzu gehören die Maßnahmen der sog. „alternativen Kernkühlung“.

Als alternative Kernkühlung werden Notfallmaßnahmen bezeichnet, deren Ziel es ist, die unter den jeweils vorherrschenden Bedingungen möglichen Einspeisevarianten durch Kombination von noch funktionstüchtigen Leitungen und Anlagenteilen zu nutzen. Die Einspeisung kann von der Aare, vom Feuerlöschnetz oder Hochreservoir, vom Kaltkondensatbehälter, vom Torus oder vom Brennelementlagerbecken aus erfolgen (Hsk 2007). Das Vorgehen für die Einspeisung ist in Checklisten beschrieben. Für die alternative Hochdruckeinspeisung werden das Steuerstabsfahrssystem oder das Vergiftungssystem verwendet. Für die alternative Einspeisung mit dem Kernsprühsystem CS oder dem Alternative Niederdruckeinspeisesystem ALPS ist eine vorherige Reaktordruckabsenkung notwendig, für die ebenfalls entsprechende Checklisten vorhanden sind. Es ist dann ein Betrieb der Systeme CS oder ALPS mit Wasseransaugung aus dem Kaltkondensatbehälter möglich. Die Hochreservoir-Einspeisung zur Kernflutung erfolgt über eine RCIC Leitung bei abgesenktem Reaktordruck.

3.1.11.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen**Empfehlung 6 (Kategorie 1):**

Die im KKM vorgesehenen Notfallmaßnahmen (AM Maßnahmen) sollten systematisch auf ihre Durchführbarkeit bei den zu unterstellenden Einwirkungen von Außen und von Innen hin überprüft und ggf. das Notfallschutzkonzept entsprechend weiterentwickelt werden. Hintergrund ist, dass in dem KKM Bericht zum EU Stress Test an einzelnen Stellen Notfallmaßnahmen in Bezug genommen werden, deren Durchführbarkeit unter den dort diskutierten Randbedingungen unklar erscheint.

Empfehlung 19 (Kategorie 2):

Die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der Notstromversorgung von für AM Maßnahmen vorgesehenen Instrumentierungen sollte, z. B. durch Anschluss an die SUSAN-Notstromversorgung, erhöht werden.

Empfehlung 21: (Kategorie 2)

Der für das im KKM realisierte Containmentdruckentlastungssystem geführte Nachweis, dass bei einer Druckentlastung keine Gefährdung der Betonstrukturen des Freisetzungspfads infolge von Wasserstoffexplosionen auftritt, sollte im Lichte der Ereignisse in der Anlage Fukushima Daiichi im Hinblick auf die Annahmen, die dieser Nachweisführung zu Grunde liegen (u. a. zur turbulenzinduzierten Vermischung), überprüft werden.

3.1.11.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 6:

Ungünstige Faktoren infolge Einwirkungen von innen und aussen werden bereits bei der Analyse menschlicher Zuverlässigkeit (Englisch: Human Reliability Analysis, HRA) innerhalb einer Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) sowie bei der Entwicklung und Pflege schriftlicher Entscheidungshilfen zum Vorgehen in schweren Unfällen (Englisch: Severe Accident Management Guidance, SAMG) berücksichtigt.

Die PSA in der Schweiz umfasst die Stufen 1 und 2, sämtliche Betriebszustände sowie Einwirkungen von innen und aussen. Die Richtlinie ENSI-A05 verlangt explizit, in der HRA derartige Einwirkungen zu berücksichtigen. SAMG in der Schweiz deckt sämtliche Betriebszustände sowie den Verlust der Brennelementbeckenkühlung ab. Die Richtlinie ENSI-B12 verlangt, dass SAMG soweit wie möglich auch im Fall fehlender Informationen zur Unfallbewältigung beitragen und auf erschwerte Bedingungen bei der Durchführung bestimmter Maßnahmen hinweisen soll. Die wiederkehrende Prüfung derartiger Anforderungen erfolgt insbesondere im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ). Die 2007 erschienene PSÜ-Stellungnahme (ENSI 11/1100) forderte beispielsweise die Anpassung der HRA an die geänderten Bedingungen bei internen systemübergreifenden Ereignissen und externen Ereignissen.

Gesamthaft wird der Entwicklungsstand bezüglich PSA und SAMG in der Schweiz von internationalen Experten als gute Praxis eingestuft /4/, /5/.

Als Lehre aus dem Fukushima-Unfall plant das ENSI darüber hinaus, weitere Detailuntersuchungen zur Durchführbarkeit von Notfallmaßnahmen unter den bei schweren Unfällen zu erwartenden Bedingungen in Angriff zu nehmen (ENSI-AN-7746, Prüfpunkte 5, 11 und 15).

Stellungnahme zur Empfehlung 19:

Betreffend der Empfehlung verweisen wir auf unseren Bericht „Lessons Fukushima 11032011“ (dieser ist öffentlich und kann von der Webseite des ENSI heruntergeladen werden). In Prüfpunkt 5 – abgeleitet aus der „Lesson Learned“ 23 wird festgestellt: „Es ist auf der Basis der Erfahrungen aus dem Fukushima-Unfall nochmals zu überprüfen, ob die Verfügbarkeit der notwendigen Instrumentierung zur Beurteilung des Anlagenzustandes auch in Extremsituationen hinreichend gewährleistet ist. Erläuterung: Die Daten sind zur Beurteilung der Lage bzw. zur Einleitung von erforderlichen Maßnahmen innerhalb und ausserhalb der Anlage und deren Kommunikation erforderlich. Dazu gehört auch die Sicherstellung der Funktionsfähigkeit von Steuerstellen und Vor-Ort-Einrichtungen zur Beherrschung von schweren Unfällen unter allen zu betrachtenden Gefährdungsannahmen.“

Das ENSI beabsichtigt, diesen Prüfpunkt im Rahmen seiner Fukushima-Aktionspläne zu behandeln.

Weitere Hinweise: Nachrüstungen der Instrumentierung für die Überwachung der Brennelementbecken wurden im Rahmen der ENSI-Verfügung vom 5. Mai 2011 gefordert. Anforderungen an die Störfallanzeigen sind in der Richtlinie ENSI-BI 2 geregelt.

Stellungnahme zur Empfehlung 21:

Das ENSI erachtet die Gefährdung des Containment-Druckabbausystems durch Wasserstoffverbrennungen noch als offenen Punkt, der zu untersuchen ist (siehe hierzu den öffentlichen Aktionsplan Fukushima 2012 des ENSI, Punkt 4.6). Entsprechende Forderungen zur genaueren Untersuchung der Wasserstoffgefährdung sind für das Jahr 2013 vorgesehen.

3.1.11.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich die nachfolgend dargestellten zusätzlichen Erkenntnisse.

In seiner Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg (ENSI 2012d) befasst sich das ENSI auch mit der Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle. Hinsichtlich der Erweiterung der bestehenden Notfallmaßnahmen auf Basis der vom ENSI nach den Ereignissen in Fukushima verfügten Sofortmaßnahmen werden neben der externen Lagerung von Notfallmaterial im Lager Reitnau angeführt:

- Nachrüstung von zwei räumlich getrennten Zuführungen an der Außenwand des Reaktorgebäudes zur externen Bespeisung des Brennelementlagerbeckens mittels auf dem Anlagengelände gelagerter Feuerwehrpumpen (siehe dazu Kapitel 3.1.5. Erhalt der Brennelementekühlung im BE-Lagerbecken);
- Installation eines luftgekühlten Notstromdieselgenerators mit einer Leistung von 1.000 kVA auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes (siehe dazu Kapitel 3.1.6. Elektrische Energieversorgung);

Darüber hinaus hat das ENSI bezüglich des anlageninternen Schutzes gegen schwere Unfälle aus den Ereignissen in Fukushima weitere Prüfpunkte identifiziert. Diese betreffen:

- vertiefte Analysen zur seismischen Robustheit der Containmentsysteme;
- Verhinderung von Wasserstoffexplosionen außerhalb des Primärcontainments;
- langfristige Sicherstellung der Stromversorgung;
- Aufbereitung und Wiederverwendung der in den Reaktor oder das Primärcontainment eingespeisten und eventuell in andere Anlagenbereiche austretenden großen Wassermengen.

Weiterhin stellt das ENSI in ENSI (2012d) fest, dass vor dem Hintergrund der noch nicht abgeschlossenen Untersuchungen bezüglich der aus dem Unfall in Fukushima zu ziehenden Konsequenzen eine ganzheitliche Übersicht und systematische Bewertung der zum Schutz gegen schwere Unfälle im KKM bereits getroffenen oder geplanten Maßnahmen fehlt. Hieraus resultiert die Forderung 5.2-3:

„Forderung 5.2-3

Das KKM hat für auslegungsüberschreitende externe Ereignisse systematisch aufzuzeigen, dass alle angemessenen Vorkehrungen zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung mittels fest installierter Systeme oder kurzfristig verfügbarer, vorbereiteter Maßnahmen getroffen wurden. Es ist aufzuzeigen, dass Margen gegenüber den Anforderungen bei externen Ereignissen im Auslegungsbereich bestehen. Eine sicherheitstechnische Bewertung der geplanten sowie der umgesetzten Nachrüstungen und Maßnahmen ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 in einem Bericht vorzulegen.“ (ENSI 2012d)

Darüber hinaus sind im Nationalen Aktionsplan der Schweiz (ENSI 2012f) sowie im Aktionsplan Fukushima 2013 (ENSI 2013) die Schwerpunkte weiterer Überprüfungen und Aktivitäten des ENSI im Hinblick auf Einrichtungen und Maßnahmen zur Bewältigung schwerer Unfälle dargestellt.

3.1.11.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 6** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass anhand der vorliegenden Unterlagen nicht ersichtlich ist, welche der vom KKM in Bezug genommenen Notfallmaßnahmen unter welchen Randbedingungen noch durchgeführt werden können. So befinden sich die Anschlussstutzen des Drywell Sprüh- und Flutsystems DSFS gemäß Bkw (2011) an der Außenseite des SUSAN-Gebäudes. Unklar ist dabei, bis zu welcher Überflutungshöhe des Geländes das Anschließen von Schläuchen sowie ggf. die Aufstellung mobiler Pumpen zur Einspeisung von Aarewasser noch möglich ist. Weiterhin beruhen verschiedene Maßnahmen der sog. „alternativen Kernkühlung“ auf Einrichtungen, die nicht gegen ein SSE ausgelegt sind und deren Verfügbarkeit nach einem Erdbeben daher fraglich ist (siehe Abschnitt 4.2.2 in UMWELTBUNDESAMT (2012)).

Hinsichtlich der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 6 ist aus unserer Sicht festzustellen:

- a) Die Richtlinie ENSI-A05 (ENSI 2009b) enthält Anforderungen an die Qualität und den Umfang probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA). In der Richtlinie sind Anforderungen und Vorgaben zur Bewertung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen im Rahmen von PSA enthalten. Insbesondere sind anlagen- und szenariospezifischen Einflüsse auf das Personalverhalten bei der Quantifizierung der Fehlerwahrscheinlichkeiten zu berücksichtigen, darunter die Umgebungsbedingungen, unter denen die Operateure handeln, und die Zugänglichkeit, Verfügbarkeit und Eignung benötigter Werkzeuge/Hilfsmittel. Diese Anforderungen und Vorgaben betreffen primär die Modellierung innerhalb einer PSA.
- b) Die Richtlinie ENSI-B12 (ENSI 2009c) enthält Anforderungen an den Notfallenschutz in Kernanlagen. Sie befasst sich mit der Notfallorganisation, Notfallanweisungen, dem Unfallmanagement (SAMG) und technischen Ausrüstungen (letztere bevorzugt für Neuanlagen). Im Hinblick auf das Unfallmanage-

ment wird für den Fall, dass bei der Durchführung bestimmter Maßnahmen mit erschwerten Bedingungen (z. B. erhöhte Strahlung oder Temperatur) zu rechnen ist, gefordert, dass dies in den Entscheidungshilfen für den Notfallstab festzuhalten ist.

- c) Die vom ENSI im Zusammenhang mit geplanten Detailuntersuchungen zur Durchführbarkeit von Notfallmaßnahmen unter den bei schweren Unfällen zu erwartenden Bedingungen in ENSI-AN-7746 (ENSI 2011c) genannten Prüfpunkte lauten:

„Prüfpunkt 5

Es ist auf der Basis der Erfahrungen aus dem Fukushima-Unfall nochmals zu überprüfen, ob die Verfügbarkeit der notwendigen Instrumentierung zur Beurteilung des Anlagenzustandes auch in Extremsituationen hinreichend gewährleistet ist.

Prüfpunkt 11

Das Zutrittskontrollsystem der Kernkraftwerke und die zugehörigen Regelungen sind bezüglich Zugänglichkeit von Räumen mit Interventionsbedarf bei schweren Unfällen unter Beibehaltung einer angemessenen Anlagensicherung zu überprüfen. Dabei muss die Strahlenschutzkontrolle gewährleistet bleiben.

Prüfpunkt 15

Das Notfallmanagement ist auf weiteres Verbesserungspotenzial hin zu überprüfen.“ (ENSI 2011c)

Alle drei Punkte sind gemäß Aktionsplan Fukushima 2013 (ENSI 2013) Gegenstand laufender Überprüfungen.

- d) In ENSI (2012d) stellt das ENSI fest, dass vor dem Hintergrund der noch nicht abgeschlossenen Untersuchungen bezüglich der aus dem Unfall in Fukushima zu ziehenden Konsequenzen eine ganzheitliche Übersicht und systematische Bewertung der zum Schutz gegen schwere Unfälle im KKM bereits getroffenen oder geplanten Maßnahmen fehlt.

Insgesamt können wir auf Basis der vorliegenden Unterlagen und Informationen nicht beurteilen, ob die Vorgaben des Schweizerischen Regelwerks sowie die nach den Ereignissen von Fukushima initiierten Überprüfungen zu einer systematischen Analyse aller vorhandenen Notfallmaßnahmen, im Hinblick auf deren Durchführbarkeit bei den zu unterstellenden Einwirkungen von Außen und von Innen hin, geführt haben bzw. führen werden. Weiterhin stellt das ENSI selbst fest, dass eine ganzheitliche Übersicht und systematische Bewertung der zum Schutz gegen schwere Unfälle im KKM bereits getroffenen oder geplanten Maßnahmen fehlt.

Vor diesem Hintergrund besteht die Empfehlung 6 fort.¹⁵

Den Hintergrund der **Empfehlung 19** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass nur ein Teil der zur Erkennung von Brennstoffschäden und zur Diagnose des Zustandes des RDB-Bodens vorgesehenen Messeinrichtungen an die Notstromversorgung des SUSAN angeschlossen ist.

¹⁵ Die vom ENSI in ENSI (2012d) formulierte Forderung 5.2-3 erscheint im Hinblick auf Einwirkungen von Außen inhaltlich vergleichbar zur Empfehlung 6.

In Ergänzung zu der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 19 wird im Nationalen Aktionsplan der Schweiz (ENSI 2012f) dargestellt, dass mögliche Verbesserungen der für die Durchführung von AM Maßnahmen erforderlichen Instrumentierung analysiert werden.

Im Aktionsplan Fukushima 2013 (ENSI 2013) gibt das ENSI an, dass im Laufe des Jahres 2013 erweiterte Vorgaben an SAM-Ausrüstungen unter den Bedingungen von extremen externen Ereignissen geprüft werden. Genannt wird dabei die Notstromversorgung der für das Schwerunfallmanagement erforderlichen Instrumente. Die Festlegung der Vorgaben an SAM-Komponenten durch das ENSI soll im 4. Quartal 2013 erfolgen.

Somit ist auf Basis der in der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 19 sowie in den Dokumenten ENSI (2012f) und ENSI (2013) enthaltenen Informationen erkennbar, dass die Notstromversorgung der zur Durchführung von AM Maßnahmen erforderlichen Instrumentierung überprüft werden soll. Inwieweit dadurch der Empfehlung 19 Rechnung getragen werden wird, lässt sich auf Basis der vorliegenden Informationen jedoch nicht beurteilen.

Vor diesem Hintergrund besteht die Empfehlung 19 fort.

Den Hintergrund der **Empfehlung 21** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass der im Zuge der Errichtung des Containmentdruckentlastungssystems geführte Nachweis, wonach bei einer Druckentlastung keine Gefährdung der Betonstrukturen des Freisetzungspfad infolge von Wasserstoffexplosionen auftritt, im Lichte der Ereignisse in der Anlage Fukushima Daiichi überprüft werden sollte.

In Ergänzung zu der Stellungnahme des ENSI zur Empfehlung 21 wird im Aktionsplan Fukushima 2013 (ENSI 2013) dargestellt, dass die Betreiber bis Ende des Jahres 2013 weitere Untersuchung betreffend die Wasserstoffgefährdung bei schweren Unfällen einzureichen haben. In diesem Kontext soll auch eine Überprüfung der Containmentdruckentlastungspfade im Hinblick auf eine Wasserstoffgefährdung erfolgen.

Damit ist dem Inhalt der Empfehlung 21 Rechnung getragen.

3.1.12 Containmentverhalten

3.1.12.1 Sachverhalt

Über die Ursachen für die Ausbildung zündfähiger Gasgemische in den Reaktorgebäuden der Blöcke 1 und 3 der Anlage Fukushima Daiichi bestehen nach wie vor Unklarheiten. Es ist gegenwärtig jedoch davon auszugehen, dass hierfür auch Containmentleckagen verantwortlich waren.

Hinsichtlich einer Druckentlastung des Containments liegen im KKM günstigere Bedingungen vor als in Fukushima Daiichi (Möglichkeit einer Backup Ansteuerung, handbetätigte Armatur außerhalb des Reaktorgebäudes). Insbesondere die Tatsache, dass über das Öffnen einer Berstscheibe ein passiver Weg für die Druckentlastung besteht, ist ein deutlicher Vorteil gegenüber der Systemauslegung in Fukushima.

Die Druckstaffelung der Containmentdruckentlastung im KKM – 6 bar für die handbetätigte aktive Druckentlastung, 7 bar für die passive Druckentlastung – soll sowohl ein zu frühzeitiges Venting als auch ein Überdruckversagen des Containments verhindern.

3.1.12.2 In der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) abgeleitete Empfehlungen

Empfehlung 22 (Kategorie 2):

Etwaige zusätzliche Erkenntnisse zum Ereignisablauf in Fukushima Daiichi im Hinblick auf das druck- und temperaturabhängige Containmentverhalten sollten bewertet werden. Hierbei sollten auch die Modellannahmen zum Containmentverhalten in bestehenden (d. h. vor dem Unfall erstellten) anlagenspezifischen PSAs für Fukushima Daiichi einbezogen werden.

3.1.12.3 Stellungnahme des ENSI

Stellungnahme zur Empfehlung 22:

Das ENSI hat die bisher vorliegenden Erkenntnisse aus den Ereignissen genau untersucht und verfolgt allfällige neue Untersuchungsergebnisse. Aus Sicht des ENSI haben sich bisher keine neuen Erkenntnisse bezüglich der Druck- und Temperaturabhängigkeit des Containmentversagens ergeben, die für die PSA relevant sind.

Das druck- und temperaturabhängige Verhalten des Containments wird schon seit geraumer Zeit in der KKM-PSA (Stufe-2) modelliert. Gegenwärtig werden die entsprechenden Analysen bei KKM gemäss dem neusten Stand der Technik überarbeitet.

3.1.12.4 Zusätzliche Erkenntnisse

Aus Unterlagen, die seit Abfassung der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) publiziert oder zugänglich wurden, ergeben sich keine zusätzlichen Erkenntnisse.

3.1.12.5 Bewertung

Den Hintergrund der **Empfehlung 22** bildet die Feststellung in der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012), dass sich aus den vorliegenden Informationen zum Containmentverhalten der Blöcke 1 bis 3 der Anlage Fukushima Daiichi keine Hinweise darauf ergeben haben, dass die Druckstaffelung der Containmentdruckentlastung im KKM ungeeignet wäre, (größere) Containmentleckagen zu verhindern. Zur Absicherung sollten dennoch etwaige zusätzliche Erkenntnisse zum Ereignisablauf im Hinblick auf das druck- und temperaturabhängige Containmentverhalten bewertet werden.

Das ENSI führt in seiner Stellungnahme zur Empfehlung 22 aus, dass es neue Untersuchungsergebnisse zu den Ereignisabläufen in der Anlage Fukushima Daiichi verfolgt.

Damit ist dem Inhalt der Empfehlung 22 Rechnung getragen.

3.2 Bewertung der Einhaltung von Regelwerksanforderungen im Hinblick auf Anlagentechnik und Betrieb

Die WENRA Reactor Safety Reference Levels in der Fassung vom Januar 2008 WENRA (2008) enthalten unter Issue P: Periodic Safety Review (PSR) die Anforderung (Reference Level) 1.3, der zufolge die Abweichungen von den aktuell gültigen Regelwerksanforderungen darzustellen und zu bewerten sind:

“1.3 The review shall identify and evaluate the safety significance of deviations from applicable current safety standards and internationally recognised good practices currently available.”

In der HSK-Richtlinie HSK-R-48/d „Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken“ November 2001 (Hsk 2001) werden Nachweisziele für

- die Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens,
- die Deterministische Sicherheitsstatusanalyse und die
- probabilistische Sicherheitsanalyse

angegeben. Entscheidend bei der Überprüfung dieser Nachweisziele ist gemäß HSK (2001), dass die aus der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik abgeleiteten ausführungsunabhängigen Anforderungen (z. B. thermohydraulische und reaktorphysikalische Stabilität, räumliche Trennung, Diversität, Einzelfehlerkriterium, Zuverlässigkeit) eingehalten werden. Zur Frage der Darstellung und Bewertung von Abweichungen gegenüber ausführungsunabhängigen Anforderungen wird ausgeführt:

„Die Gesamtbewertung stellt eine Beurteilung des erreichten Stands der Vorsorge durch den Betreiber des Kernkraftwerks dar. Der erreichte Stand der Vorsorge wird dadurch charakterisiert, inwieweit die aus der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik abzuleitenden, ausführungsunabhängigen Anforderungen erfüllt sind. Die Beurteilung beruht auf ausführungsunabhängigen Anforderungen, die im Überprüfungszeitraum eine Änderung erfahren haben oder neu erhoben wurden. Sofern in den bewertenden Teilbereichen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung Abweichungen zu ausführungsunabhängigen Anforderungen festgestellt wurden, ist deren sicherheitstechnische Bedeutung im Rahmen der Gesamtbewertung schutzzielorientiert zu beurteilen. Bei der Beurteilung rein deterministischer Abweichungen können die Ergebnisse der Probabilistischen Analyse herangezogen werden. Auf Basis dieser Beurteilung sind ggf. erforderliche Verbesserungsmaßnahmen vorzuschlagen.“ (Hsk 2001)

Die Anforderungen der HSK Richtlinie HSK-R-48/d (Hsk 2001) sind somit gegenüber dem Reference Level 1.3 des Issue P insofern eingeschränkt als nur eine Bewertung von Abweichungen von ausführungsunabhängigen Anforderungen, die im Überprüfungszeitraum eine Änderung erfahren haben oder neu erhoben wurden, erforderlich ist.

Dementsprechend liegt für das KKM eine geschlossene Darstellung aller Abweichungen gegenüber aktuell gültigen Regelwerksanforderungen nicht vor. Vielmehr finden sich diesbezügliche Informationen in über die Jahre erstellten sicherheitstechnischen Bewertungen, dabei insbesondere in:

- Gutachten zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das Kernkraftwerk Mühleberg (Hsk 1991);

- Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg 2002 (Hsk 2002);
- Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg 2007 (Hsk 2007);
- Sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg (ENSI 2012d);
- Abschlussbericht zur OSART-Überprüfung im Oktober 2012 (IAEA 2013).

Auf Basis der in diesen Unterlagen enthaltenen Informationen werden nachfolgend zunächst Abweichungen gegenüber einschlägigen Regelwerksanforderungen zur Anlagenauslegung zusammengestellt. Hierbei werden folgende Regelwerke herangezogen:

- HSK Richtlinie HSK-R-101/d Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren (Hsk 1993a);
- IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 "Safety of Nuclear Power Plants: Design" (IAEA 2012).

Im Einzelnen werden Abweichungen der Anlagenauslegung gegenüber folgenden Auslegungsanforderungen zusammengestellt:

- Einzelfehlerkriterium,
- Funktionelle Unabhängigkeit von redundanten Strängen,
- Räumliche Trennung von redundanten Strängen,
- Klassierung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen und
- Räumliche Ausstattung der Notfallorganisation.

Eine detaillierte sicherheitstechnische Bewertung der festgestellten Abweichungen erfolgt nicht, da dies außerhalb des Umfangs dieser Stellungnahme ist.

Die Darstellung der Abweichungen bezieht sich auf den gegenwärtigen Anlagenzustand. Im Falle einer Realisierung des Projekts DIWANAS würden einzelne der festgestellten Abweichungen bestehen bleiben, sofern die einzelnen Systeme für sich alleine betrachtet werden. Werden hingegen die Sicherheitsfunktionen RDB Bespeisung und Nachwärmeabfuhr betrachtet, ergeben sich substantielle Verbesserungen bezüglich der räumlichen Trennung und der funktionellen Unabhängigkeit der Gesamtheit der zur Gewährleistung dieser Sicherheitsfunktionen vorgesehenen Einrichtungen. Ebenso ergeben sich Verbesserungen im Hinblick auf das Einzelfehlerkriterium. Hintergrund ist die Nachrüstung zusätzlicher diversitärer Systeme, die von den bestehenden räumlich getrennt installiert werden sollen (siehe Kapitel 3.1: „Bewertung der Stellungnahmen des ENSI“ unter 3.1.3 „Interne Überflutung der Kote –11 m im Reaktorgebäude“).

Im Vergleich zur Anlagenauslegung besteht im Hinblick auf die Einhaltung übergeordneter Anforderungen zum Betrieb des Kraftwerks ein größerer Interpretationsspielraum hinsichtlich der Frage, ob festgestellte Schwachstellen bei der Betriebsführung als Abweichungen von Regelwerksanforderungen einzustufen sind. Hinweise auf derartige Abweichungen liefern die in dem Abschlussbericht zur OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) aufgeführten Defizite. Diese werden Anforderungen zum Betrieb des Kraftwerks gegenübergestellt, die enthalten sind in:

- IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 "Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation" (IAEA 2011);
- ENSI Richtlinie ENSI-B12 „Notfallschutz in Kernanlagen“ (ENSI 2009c).

Berücksichtigt werden bis auf eine Ausnahme ausschließlich Defizite, die zu Empfehlungen („Recommendation“) und nicht nur zu Vorschlägen („Suggestion“) des OSART-Teams geführt haben.¹⁶

Im Einzelnen werden Hinweis auf Abweichungen des Anlagenbetriebs von Regelwerksanforderungen in folgenden Bereichen zusammengestellt:

- Konventionelle Arbeitssicherheit,
- Management von Änderungsvorhaben,
- Erfahrungsrückfluss,
- Ereignisauswertung,
- Fortbestand von Nachweisen zur Störfallfestigkeit,
- Unfallmanagement (SAMG).

1. Anforderungen zur Anlagenauslegung

1.1 Einzelfehlerkriterium

Das HSK Auslegungskriterien 2.1 für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren (Hsk 1993a) fordert, dass jedes Sicherheitssystem im Anforderungsfall seine Funktion auch bei Eintreten eines beliebigen, vom auslösenden Ereignis unabhängigen Einzelfehlers im betrachteten Sicherheitssystem erfüllen können soll. Dabei kann bei passiven mechanischen Komponenten auf die Annahme eines Einzelfehlers verzichtet werden, wenn deren Versagen beispielsweise infolge von Temperaturschocks, Kondensations- oder Wasserschlägen, Vibrationen, Korrosion, Verstopfung, Verschmutzung usw. sehr unwahrscheinlich ist.

¹⁶ Die Begriffe „Recommendation“ und „Suggestion“ sind in IAEA (2013) wie folgt definiert:

„Recommendation

A recommendation is advice on what improvements in operational safety should be made in that activity or programme that has been evaluated. It is based on IAEA Safety Standards or proven, good international practices and addresses the root causes rather than the symptoms of the identified concern. It very often illustrates a proven method of striving for excellence, which reaches beyond minimum requirements. Recommendations are specific, realistic and designed to result in tangible improvements. Absence of recommendations can be interpreted as performance corresponding with proven international practices.”

„Suggestion

A suggestion is either an additional proposal in conjunction with a recommendation or may stand on its own following a discussion of the pertinent background. It may indirectly contribute to improvements in operational safety but is primarily intended to make a good performance more effective, to indicate useful expansions to existing programmes and to point out possible superior alternatives to ongoing work. In general, it is designed to stimulate the plant management and supporting staff to continue to consider ways and means for enhancing performance.”

Analog zum o. g. HSK Auslegungskriterien 2.1 aus HSK (1993a) wird im Kontext der Anforderung 25 „Single failure criterion“ der IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (IAEA 2012) die Einbeziehung des Versagens passiver Komponenten gefordert, sofern dies nicht mit hoher Aussagesicherheit als sehr unwahrscheinlich eingestuft werden kann:

“5.40. The design shall take due account of the failure of a passive component, unless it has been justified in the single failure analysis with a high level of confidence that a failure of that component is very unlikely and that its function would remain unaffected by the postulated initiating event.” (IAEA 2012)

Hinsichtlich der Einhaltung des Einzelfehlerkriteriums ist festzustellen:

- Das gemäß Hsk (2007) als Sicherheitssystem klassierte SUSAN-Kühlwassersystem CWS ist bezüglich seiner passiven Komponenten weitestgehend einsträngig aufgebaut. Wie in Kapitel 3.1 „Bewertung der Stellungnahmen des ENSI“ unter 3.1.4 „Ausfall der gesamten Wärmeabfuhr“ dargestellt ist, wird eine mögliche Verstopfung des Gesamtsystems, d. h. nicht nur des Einlaufs und des Rechens, in der Stellungnahme des ENSI zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Hochwassers (ENSI 2011b) nicht im Detail behandelt. Insbesondere werden keine Nachweise in Bezug genommen, in denen aufgezeigt wird, dass ein Verstopfen der nur einsträngig vorhandenen passiven mechanischen Komponenten (z. B. Wärmetauscher) ausgeschlossen werden kann.

Da ein Nachweis, dass ein Verstopfen der passiven mechanischen Komponenten ausgeschlossen werden kann, nicht vorliegt, ist ein Einzelfehler zu unterstellen. Ein derartiger Einzelfehler würde zum Ausfall des Systems führen.

Somit erfüllt das SUSAN-Kühlwassersystem CWS nicht das Einzelfehlerkriterium.

1.2 Funktionelle Unabhängigkeit von redundanten Strängen

Das HSK-Auslegungskriterien 2.3 (Hsk 1993a) fordert, dass jeder Redundanzstrang eines Sicherheitssystems grundsätzlich von den anderen funktionell unabhängig sein soll. Mehreren redundanten Strängen gemeinsame passive mechanische Komponenten sind zulässig, wenn dies durch systemtechnische Vorteile, z. B. erhöhte Zuverlässigkeit des Sicherheitssystems, begründet ist und keine unzulässigen Wechselwirkungen zwischen den Strängen auftreten können.

Analog zum o. g. HSK-Auslegungskriterien 2.3 aus Hsk (1993a) fordert die Anforderung 21 “Physical separation and independence of safety systems“ der IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (IAEA 2012) die Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen bzw. redundanten Strängen eines Systems:

“Interference between safety systems or between redundant elements of a system shall be prevented by means such as physical separation, electrical isolation, functional independence and independence of communication (data transfer), as appropriate.” (IAEA 2012)

Hinsichtlich der Gewährleistung der funktionellen Unabhängigkeit von redundanten Strängen der Sicherheitssysteme ist festzustellen:

- Das als Sicherheitssystem klassierte SUSAN-Kühlwassersystem CWS ist mit Ausnahme der Kühlwasserpumpen einsträngig aufgebaut. Aufgrund der grundsätzlich bestehenden Verstopfungsgefahr sind die den Strängen gemeinsamen passiven mechanischen Komponenten (Rohrleitungen, Wärmetauscher) nicht als systemtechnischer Vorteil, der die Zuverlässigkeit des Systems erhöht, anzusehen. Bei einer Verstopfung der nur einsträngig vorhandenen passiven Komponenten käme es zu einem Ausfall des Systems.

Somit erfüllt das SUSAN-Kühlwassersystem CWS nicht das Kriterium zur funktionellen Unabhängigkeit von redundanten Strängen.

Die HSK-Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren (Hsk 1993a) enthalten spezifische Auslegungskriterien für die elektrische Stromversorgung. In Kapitel 9.2.1 der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) erfolgt ein Abgleich dieser Auslegungskriterien mit dem im KKM realisierten Konzept zur elektrischen Energieversorgung. Darüber hinaus sind die allgemeinen Auslegungskriterien in Hsk (1993a) auch für die Einrichtungen zur Notstromversorgung heranzuziehen, da diese gemäß geltendem Schweizer Regelwerk als elektrische Sicherheitssysteme anzusehen sind.¹⁷

Gemäß dem Auslegungskriterium 2.3 soll jeder Redundanzstrang eines Sicherheitssystems grundsätzlich von den anderen funktionell unabhängig sein, und zwar sowohl maschinentechnisch als auch bezüglich der Versorgung mit Energie, Kühlung, Lüftung usw. sowie der Leittechnik. Querverbindungen zwischen redundanten Strängen der Wechselstrom-Energieversorgung sind zulässig, sofern sie im Normalfall in jedem Redundanzstrang zuverlässig unterbrochen und in diesem Zustand gesichert sind und kurzfristig während eines Störfalls nicht benötigt werden.

Hinsichtlich der Gewährleistung der funktionellen Unabhängigkeit von redundanten Strängen zur Notstromversorgung ist festzustellen:

- Die Notstromversorgung der Sicherheitssystemstränge I und II ist vermascht ausgeführt. Hintergrund ist gemäß Hsk (1991), dass durch komplexe automatische Umschaltungen angestrebt wird, den erforderlichen Leistungsbedarf im Notstromfall zu sichern. Die Querverbindungen zwischen den redundanten Strängen I und II der Wechselstrom-Energieversorgung können somit kurzfristig während eines Störfalls benötigt werden.

¹⁷ Gemäß Anhang 4 der Schweizerischen Kernenergieverordnung BUNDESRAT (2004) umfassen 1E-klassierte Ausrüstungen elektrische Ausrüstungen, die den in die Sicherheitsklassen 1–3 eingestuft mechanischen Systemen und Komponenten zugeordnet sind, sowie elektrische und leittechnische Sicherheitssysteme. Gemäß HSK Richtlinie HSK-R-06/d „Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“ Hsk (1993b) gehören zu den elektrischen Sicherheitssystemen u.a. Notstromgeneratoren, -batterien und -verteilanlagen.

Somit erfüllen die Notstromversorgungsanlagen der Sicherheitssystemstränge I und II nicht das Kriterium zur funktionellen Unabhängigkeit von redundanten Strängen.¹⁸

1.3 Räumliche Trennung von redundanten Strängen

Das HSK-Auslegungskriterien 2.4 für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren (Hsk 1993a) fordert, dass jeder Redundanzstrang eines Sicherheitssystems grundsätzlich von den anderen räumlich getrennt sein soll. Hierbei stellt die räumliche Trennung gemäß Hsk (1993a) eine passive Maßnahme gegen die Folgen eines postulierten Ereignisses wie Brand oder Überflutung dar, damit dieses Ereignis nicht gleichzeitig den Ausfall mehr als eines redundanten Stranges bewirken kann.

Analog zum o. g. HSK-Auslegungskriterien 2.4 aus HSK (1993a) fordert die Anforderung 21 "Physical separation and independence of safety systems" der IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (IAEA 2012) die räumliche Trennung von Sicherheitssystemen bzw. redundanten Strängen eines Systems:

"Interference between safety systems or between redundant elements of a system shall be prevented by means such as physical separation, electrical isolation, functional independence and independence of communication (data transfer), as appropriate." (IAEA 2012)

Hinsichtlich der Gewährleistung der räumlichen Trennung von redundanten Strängen der Sicherheitssysteme ist festzustellen:

- Sämtliche zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen „RDB Bespeisung“ und „Nachwärmeabfuhr“ erforderlichen Pumpen sind ohne räumliche Trennung im Torusringraum aufgestellt (siehe auch Kapitel 3.1 „Bewertung der Stellungnahmen des ENSI“ unter 3.1.3 „Interne Überflutung der Kote –11 m im Reaktorgebäude“).

Bereits in dem Gutachten der HSK zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das Kernkraftwerk Mühleberg aus dem Jahr 1991 (Hsk 1991) wurde festgestellt, dass die Separation der redundanten Sicherheitsausrüstungen trotz der erheblichen Verbesserung durch die bis dahin erfolgten Nachrüstungen nicht den damals gültigen Kriterien entsprach. Der Grund dafür liegt gemäß Hsk (1991) in den Platzverhältnissen, die es nicht erlauben, zusätzliche Wände einzubauen.

Somit erfüllen die zur RDB Bespeisung und Nachwärmeabfuhr vorgesehenen Sicherheitssysteme nicht das Kriterium zur räumlichen Trennung von redundanten Strängen.

¹⁸ Derartige Vermaschungen bringen einerseits Vorteile mit sich, indem eine größere Zahl von Möglichkeiten besteht, noch vorhandene Stromversorgungskapazitäten zur Bespeisung der Sicherheitssystemstränge I und II zu nutzen. Andererseits sind eine größere Anzahl von Verriegelungen erforderlich, um unerwünschte Interaktionen der einzelnen Schienen sowie der Haupt und Unterverteilungen zu vermeiden. Dies führt dazu, dass bei der Neuerrichtung von Einrichtungen zur Notstromversorgung aktuell eine Trennung der einzelnen Redundanzen realisiert wird.

- Nach Einschätzung der HSK in Hsk (1991) sind die 380 V Haupt- und Unterverteilungen der Sicherheitssystemstränge I und II nicht derart gut separiert, dass ein Brandübertritt von einem Strang zum anderen deterministisch ausgeschlossen werden kann.

Somit erfüllen die Notstromversorgungsanlagen der Sicherheitssystemstränge I und II nicht das Kriterium zur räumlichen Trennung von redundanten Strängen.¹⁹

- Die zur Notstromversorgung der SUSAN-Sicherheitssystemstränge III und IV erforderlichen Einrichtungen sind, soweit dem Anlagensicherheitsbericht (Bkw 1990 – Abbildung 12.1.5.a/b) entnommen werden kann, zum größten Teil räumlich getrennt im SUSAN-Gebäude untergebracht. Soweit anhand des Sicherheitsberichts erkennbar, sind Einrichtungen der Kraftstoffversorgung nicht räumlich getrennt aufgestellt:

- Für die Kraftstoffversorgung der SUSAN-Dieselaggregate ist nur ein Kraftstoffvorratsbehälter vorhanden, der zusammen mit den beiden Kraftstofftransferpumpen in einem Raum des SUSAN-Gebäudes aufgestellt ist.

Zumindest in diesem Punkt liegt u. E. eine Abweichung zur aktuell gültigen KTA 3702 „Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken“ vor.²⁰ Die KTA verlangt in Ziffer 3.9.3 (1):

„Für jeden Strang der Notstromerzeugungsanlage muss der Kraftstoff in jeweils einem Vorratsbehälter gelagert und von dort zu dem zugehörigen Betriebsbehälter gefördert werden.“ (KTA 2000)

Somit ist das Kriterium zur räumlichen Trennung von redundanten Strängen für die Notstromversorgungsanlagen der Sicherheitssystemstränge III und IV bezüglich der Kraftstoffversorgung nicht erfüllt.

- Das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem (ICWS) ist gemäß Hsk (2007) als Sicherheitssystem klassiert. Es ist u. a. als Hilfssystem zur Kühlung der SUSAN-Notstromdieselaggregate erforderlich. Es ist als geschlossener Kreislauf mit zwei parallel geschalteten Umwälzpumpen und Kühlstellen aufgebaut. Die Wärme wird über einen Wärmetauscher an das Kühlwassersystem CWS abgegeben. Die Pumpen können durch saug- und druckseitig angeordnete Absperrarmaturen vom Kühlkreislauf getrennt werden. Die Pumpen des Zwischenkühlwassersystems ICWS und die zugehörigen Umluftkühler sind in einem gemeinsamen Raum auf der Höhenkote –11 m untergebracht.²¹

Somit erfüllt das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem ICWS nicht das Kriterium zur räumlichen Trennung von redundanten Strängen.

¹⁹ In Hsk (1991) wird deshalb sowie aufgrund der oben beschriebenen Vermaschung die Variante diskutiert, die beiden Stränge nur als Einzelstrang zu bewerten. Nach dieser Lesart verfügt das KKM über eine dreisträngige Notstromversorgung (1 x für die Stränge I und II, 2 x für die Stränge III und IV).

²⁰ In Hsk (1991) wird festgestellt, dass die Auslegung und die Ausführung der elektrischen Ausrüstungen des Notstandsystems SUSAN u. a. auf KTA-Vorschriften beruhen.

²¹ Es liegen uns keine Informationen vor, aus denen hervorgeht, ob bei Versagen einer Pumpe mit Leckwasseraustritt ein Versagen auch der anderen Pumpe infolge Überflutung zu unterstellen ist.

1.4 Klassierung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen

Gemäß Anhang 4 der Schweizerischen Kernenergieverordnung BUNDESRAT (2004) werden die mechanischen Ausrüstungen aufgrund ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz in vier Sicherheitsklassen eingestuft:

- a. SK 1: Ausrüstungen der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlsystems bis und mit der zweiten Abschlussarmatur, deren Versagen zu einem nicht absperrbaren Verlust von Primärkühlmittel führen kann;
- b. SK 2: Ausrüstungen der Systeme mit Sicherheitsfunktion oder von sicherheitstechnischer Bedeutung, welche nicht der Sicherheitsklasse 1 zugeteilt sind;
- c. SK 3: Ausrüstungen der unterstützenden Systeme (Hilfssysteme) für Sicherheitsfunktionen oder von sicherheitstechnischer Bedeutung;
- d. SK 4: Ausrüstungen, die Aktivität enthalten oder enthalten können, und die der Rückhaltung, Aufbereitung oder Lagerung von flüssigen oder festen radioaktiven Stoffen dienen, die nicht einer der SK 1–3 zugeteilt sind;
- e. Unklassierte Ausrüstungen: Ausrüstungen, die nicht einer der SK 1–4 zugeteilt sind.

Die elektrischen Ausrüstungen werden aufgrund ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit in zwei Sicherheitsklassen eingestuft:

- a. 1E-klassierte Ausrüstungen: Elektrische Ausrüstungen zu den in die SK 1–3 eingestuften mechanischen Systemen und Komponenten, sowie elektrische und leittechnische Sicherheitssysteme;
- b. 0E-klassierte Ausrüstungen: Übrige elektrische Ausrüstungen und Systeme, welche auch Funktionen mit sicherheitstechnischer Bedeutung ausführen können.

Ebenso fordert die Anforderung 22 “Safety classification“ der IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (IAEA 2012) die Klassifizierung der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen:

“All items important to safety shall be identified and shall be classified on the basis of their function and their safety significance.” (IAEA 2012)

Hinsichtlich der Klassierung von Anlagen zur Notstromerzeugung enthält das Schweizerische Regelwerk folgende Anforderungen:

Gemäß der HSK-Richtlinie R-06/d (Hsk 1993b) sind Notstromgeneratoren, -batterien und -verteilanlagen in die Sicherheitsklasse 1E einzustufen. In der ENSI Richtlinie ENSI-G01/d (ENSI 2011d) ist gefordert, dass elektrische Ausrüstungen, deren Funktionen (Antrieb, Betätigung, Messung, Überwachung) benötigt werden, damit mechanische Ausrüstungen der Sicherheitsklassen 1 bis 3 ihre bestimmungsgemäße Aufgabe erfüllen, als 1E zu klassieren sind. Unter anderem sind die Notkühlsysteme der SK2 zuzuordnen. Die mechanischen Ausrüstungen der Notstromversorgung sind der SK3 zuzuordnen.

Im KKM sind zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen mit großem Leckquerschnitt die entsprechend dimensionierten Sicherheitseinrichtungen der Stränge I und II vorgesehen. Deren Notstromversorgung erfolgt über das Wasserkraftwerk Mühleberg oder, bei deren Unverfügbarkeit, über die Notstromdieselanlage 090. Im Falle einer Unverfügbarkeit der Notstromversorgung durch das Wasserkraftwerk Mühleberg kann wegen der beschränkten Leistung der Notstromdieselanlage 090 nur eine der beiden CS Kernsprühpumpen betrieben werden (Hsk 1991). Sollte der zugehörige Notkühlstrang versagen, versorgt die Notstromdieselanlage automatisch den anderen Strang.

Gemäß den Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse (ENSI 2009a) ist der Ausfall der externen Stromversorgung zum ungünstigsten Zeitpunkt des Störfallablaufs anzunehmen und dem auslösenden Ereignis zusätzlich ein Einzelfehler zu überlagern. Wird als Einzelfehler der Ausfall der Notstromdieselanlage 090 angesetzt, beruht die auslegungsgemäße Beherrschung von Kühlmitteilverluststörfällen mit großem Leckquerschnitt im KKM auf der Notstromversorgung durch das Wasserkraftwerk.

In dem Gutachten der HSK zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das Kernkraftwerk Mühleberg (Hsk 1991) wird ausgeführt, dass die Versorgung ab einem hydraulischen Kraftwerk als interne Notstromversorgung akzeptiert werden kann, sofern dessen Zuverlässigkeit und Unabhängigkeit vom Netz durch administrative und technische Maßnahmen sichergestellt wird. Dies ist gemäß Bkw (1990) und Hsk (1991) der Fall, so dass die beiden 16 kV Einspeisungen vom Wasserkraftwerk Mühleberg als Teil der internen Notstromversorgung des KKM gelten.

Somit wäre das Wasserkraftwerk Mühleberg, da es Teil der internen Notstromversorgung des KKM ist und zur Notstromversorgung von Notkühlsystemen benötigt wird, gemäß den geltenden Schweizerischen Richtlinien zur sicherheitstechnischen Klassierung für bestehende Kernkraftwerke zu klassieren. Die mechanischen Einrichtungen der Notstromversorgung durch das Wasserkraftwerk wären der SK3 zuzuordnen, die elektrischen Einrichtungen wären als 1E zu klassieren.

Die Notstromversorgung vom Wasserkraftwerk (System Nr. 062) ist gemäß Hsk (2007) keiner Sicherheitsklasse zugeordnet, d. h. es ist hinsichtlich der mechanischen Einrichtungen nicht klassiert. Zur Klassierung des elektrischen Einrichtungen des Wasserkraftwerks liegen uns keine Informationen vor.

Somit erfüllt das Wasserkraftwerks Mühleberg, das als Teil der kraftwerks-internen Stromversorgung gilt und für die Notstromversorgung der Sicherheitssystemstränge I und II vorgesehen ist, nicht die Anforderungen zur Klassierung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen.²²

1.5 Räumliche Ausstattung der Notfallorganisation

In den IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (IAEA 2012) wird in der Anforderung 67 „Emergency control centre“ gefordert, dass vor Ort geeignete Räumlichkeiten für das Notfall- und Unfallmanagement vorhanden sein müssen:

“An on-site emergency control centre, separate from both the plant control room and the supplementary control room, shall be provided from which an emergency response can be directed at the nuclear power plant.” (IAEA 2012)

Diese Räumlichkeiten sollen gemäß IAEA u. a. folgenden Anforderungen genügen:

“Appropriate measures shall be taken to protect the occupants of the emergency control centre for a protracted time against hazards resulting from accident conditions. The emergency control centre shall include the necessary systems and services to permit extended periods of occupation and operation by emergency response personnel.” (IAEA 2012)

²² Diese Aussage gilt mindestens im Hinblick auf die mechanischen Einrichtungen des Wasserkraftwerks.

Im Abschlussbericht zur OSART-Überprüfung im Jahr 2012 (IAEA 2013) wird bemängelt, dass die im KKM für die Arbeit der Notfallorganisation vorgesehenen Räumlichkeiten keinen dauerhaften Schutz des Personals gewährleisten.

Somit erfüllt das KKM nicht die IAEA Anforderung zur Verfügbarkeit von Räumlichkeiten, die einen dauerhaften Schutz des für das Notfall- und Unfallmanagement eingesetzten Personals gewährleisten sollen.

2. Anforderungen zum Anlagenbetrieb

2.1 Konventionelle Arbeitssicherheit

In den IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 (IAEA 2011) wird in der Anforderung 23 „Non-radiation-related safety“ verlangt, dass seitens des Betreibers ein Programm zur konventionellen Arbeitssicherheit etabliert wird:

“The operating organization shall establish and implement a programme to ensure that safety related risks associated with non-radiation-related hazards to personnel involved in activities at the plant are kept as low as reasonably achievable.” (IAEA 2011)

Im Abschlussbericht zur OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) wird bemängelt, dass der konventionelle Arbeitsschutz nicht höheren industriellen Standards („good industry standards“) genügt.

Die Darstellung der Detaillergebnisse zu den Überprüfungen im Kontext des Issue 1.5(1) deutet darauf hin, dass im Oktober 2012 die Anforderungen aus IAEA (2011) zur konventionellen Arbeitssicherheit nicht vollständig erfüllt waren.

2.2 Management von Änderungsvorhaben

In den IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 (IAEA 2011) wird im Kontext der Anforderung 11 „Management of modifications“ verlangt, dass seitens des Betreibers ein Programm zum Management von Änderungsvorhaben etabliert wird:

“4.39. A modification programme shall be established and implemented to ensure that all modifications are properly identified, specified, screened, designed, evaluated, authorized, implemented and recorded. Modification programmes shall cover structures, systems and components, operational limits and conditions, procedures, documents and the structure of the operating organization. Modifications shall be characterized on the basis of their safety significance. Modifications shall be subject to the approval of the regulatory body, in accordance with their safety significance, and in line with national arrangements.” (IAEA 2011)

Im Abschlussbericht zur OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) wird festgestellt, dass Mängel bei der Verfolgung, der Dokumentation und dem formalen Abschluss von Änderungsvorhaben bestehen. So wird angeführt, dass 44 Änderungsvorgänge, die seit 2009 durchgeführt und mittlerweile in Betrieb genommen wurden, nicht abgeschlossen waren, da die zugehörige Dokumentation nicht aktualisiert worden war.

Die Darstellung der Detaillergebnisse zu den Überprüfungen im Kontext des Issue 5.3(1) deutet darauf hin, dass im Oktober 2012 die Anforderungen aus IAEA (2011) zum Management von Änderungsvorhaben nicht vollständig erfüllt waren.

2.3 Erfahrungsrückfluss

In den IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 (IAEA 2011) wird im Kontext der Anforderung 24 „Feedback of operating experience“ verlangt, dass seitens des Betreibers klare Richtlinien zur Gewährleistung eines effizienten Erfahrungsrückflusses entwickelt werden:

“5.30 As a result of the investigation of events, clear recommendations shall be developed for the responsible managers, who shall take appropriate corrective actions in due time to avoid any recurrence of the events. Corrective actions shall be prioritized, scheduled and effectively implemented and shall be reviewed for their effectiveness. Operating personnel shall be briefed on events of relevance and shall take the necessary corrective actions to make their recurrence less likely.” (IAEA 2011)

Im Abschlussbericht zur OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) wird festgestellt, dass das Anlagenmanagement der zeitnahen Umsetzung von Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung zu wenig Bedeutung beimesse.

Die Darstellung der Detailergebnisse zu den Überprüfungen im Kontext des Issue 6.1(1) deutet darauf hin, dass im Oktober 2012 die Anforderungen aus IAEA (2011) zur systematischen und zeitnahen Umsetzung von Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung nicht vollständig erfüllt waren.

2.4 Ereignisauswertung

In den IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 (IAEA 2011) wird im Kontext der Anforderung 24 „Feedback of operating experience“ verlangt, dass seitens des Betreibers Ereignisanalysen durchgeführt werden, um die jeweiligen Ursachen aufzuklären:

“5.28 Events with safety implications shall be investigated in accordance with their actual or potential significance. Events with significant implications for safety shall be investigated to identify their direct and root causes, including causes relating to equipment design, operation and maintenance, or to human and organizational factors.” (IAEA 2011)

Im Abschlussbericht zur OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) wird festgestellt, dass Ereignisanalysen nicht ausreichend zeitnah und detailliert durchgeführt werden. Defizite werden konstatiert im Hinblick auf den Tiefgang der Ursachenanalyse, HF-Aspekte (HF: Human Factor) und die Spezifikation von Abhilfemaßnahmen.

Die Darstellung der Detailergebnisse zu den Überprüfungen im Kontext des Issue 6.5(1) deutet darauf hin, dass im Oktober 2012 die Anforderungen aus IAEA (2011) zur zeitnahen Durchführung detaillierter Ereignisanalysen nicht vollständig erfüllt waren.

2.5 Fortbestand von Nachweisen zur Störfallfestigkeit

In den IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 (IAEA 2011) wird in der Anforderung 13 „Equipment Qualification“ verlangt, dass der Betreiber für sicherheitsrelevante Einrichtungen das Vorliegen gültiger Qualifizierungen für die jeweiligen Einsatzbedingungen zu gewährleisten hat:

“The operating organization shall ensure that a systematic assessment is carried out to provide reliable confirmation that safety related items are capable of the required performance for all operational states and for accident conditions.” (IAEA 2011)

Im Abschlussbericht zur OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) wird festgestellt, dass die fortbestehende Gültigkeit von Nachweisen zur Störfallfestigkeit verschiedener 1E klassierter sicherheitsrelevanter Kabel, die seit Betriebsbeginn des KKM installiert sind, für den Langzeitbetrieb des KKM nicht aufgezeigt ist.

Die Darstellung der Detailergebnisse zu den Überprüfungen im Kontext des Issue 11.3(1) deutet darauf hin, dass im Oktober 2012 die Anforderungen aus IAEA (2011) zum Vorliegen gültiger Nachweise zur Störfallfestigkeit von sicherheitsrelevante Einrichtungen nicht vollständig erfüllt waren.

2.6 Unfallmanagement (SAMG)

Die Richtlinie ENSI-B12 zum Notfallschutz in Kernanlagen (ENSI 2009c) regelt für KKW

- die Anforderungen an die Notfallinfrastruktur,
- die Anforderungen an die Störfallinstrumentierung,
- die Anforderungen an die technischen Entscheidungshilfen für das Unfallmanagement (Severe Accident Management Guidance (SAMG)) und
- die Anforderungen an die Übertragung der Anlageparameter.

Im Abschlussbericht zur OSART-Mission 2012 (IAEA 2013) werden auch die im KKM getroffenen Vorbereitungen für das Management von schweren Unfällen behandelt. Die Darstellung der Detailergebnisse zu den Überprüfungen im Kontext des Issue 14.1(1) deutet darauf hin, dass einzelne im Abschnitt 4.4 Unfallmanagement (SAMG) der Richtlinie ENSI-B12 im KKM enthaltene Anforderungen nicht vollständig erfüllt sind.

In der nachfolgenden Tabelle sind die wesentlichen Ergebnisse der OSART-Überprüfung zum Issue 14.1(1) in Spalte 1 dargestellt. In Spalte 3 sind die Anforderungen der Richtlinie ENSI-B12 genannt, die auf Basis der OSART-Ergebnisse als im KKM nicht vollständig erfüllt erscheinen.

Die Gegenüberstellung deutet darauf hin, dass im Oktober 2012 mindestens fünf der im Abschnitt 4.4 Unfallmanagement (SAMG) der ENSI-Richtlinie ENSI-B12 enthaltenen Anforderungen im KKM nicht vollständig erfüllt waren.

Tabelle 3: Gegenüberstellung von Ergebnissen der OSART-Überprüfung zum Management schwerer Unfälle mit Anforderungen der Richtlinie ENSI-B12

OSART-Ergebnisse Issue 14.1(1)	Relevante Anforderungen gemäß ENSI-B12	
	Ziffer	Inhalt
In the AMM the goal of the strategy and the actions themselves are not always described in detail.		
If multiple measures are described within one AMM strategy using different systems, often no prioritization is given.	4.4.3 f	Stehen zu einem bestimmten Zeitpunkt während der Unfallbehandlung mehrere Strategien oder Maßnahmen zur Verfügung, so sind diese klar zu priorisieren. Die Priorität hat sich an der laufenden oder der zu erwartenden Freisetzung radioaktiver Stoffe zu orientieren.
Information is missing in the AMMs concerning the time needed or allowed to perform the individual action(s).		
The level of detail of instructions to the staff which must perform the action is coarse.		
No information is provided in the AMM check lists on how to proceed if one check fails; nor are any instructions written down to indicate, whether the check list has to be followed in hierarchical order or if parallel actions are allowed or recommended.	4.4.3 e	Die für die Einleitung einer Strategie oder Maßnahme erforderlichen Werte („Set Points“) sind festzulegen. Diese müssen mit der gegebenen Instrumentierung oder geeigneten Rechenhilfsmitteln bestimmbar sein. Entsprechende Werte sind auch für die Beendigung einer Strategie oder Maßnahme zu ermitteln.
Success criteria or information concerning which plant parameters are to be monitored and what to do, if one instrument fails, are limited.	4.4.4 e	Soweit möglich, ist sicherzustellen, dass die Entscheidungshilfen auch im Falle fehlender Informationen (z. B. bei ausgefallenen Instrumenten) zur Bewältigung des schweren Unfalls beitragen.
Little information is provided in detail indicating where the equipment is available which is expected to be needed to perform the action (e.g. keys, equipment, tools, protective clothes).		
Oftentimes no hand-out material is prepared to be provided to the shift personnel (or others) who are supposed to perform the action.		
To what extent potential positive and negative consequences of proposed strategies in AMM and SAMG have been analysed and considered, has often not been specified in the written documents.	4.4.3 d	Die positiven und negativen Auswirkungen sämtlicher in SAMG vorgesehenen Maßnahmen sowie potenzielle Wechselwirkungen und Konflikte zwischen Strategien bzw. Maßnahmen sind zu untersuchen.
Several entry points from AMMs to the SAMG are defined in the symptom oriented flow charts. No detail is provided into which specific SAMG the entry should be made.	4.4.3 c	Der Übergang von der präventiv (d. h. auf Verhinderung eines Kernschadens) ausgerichteten Unfallbehandlung auf die mitigative (d. h. auf die Minimierung der Freisetzung) ausgerichtete Behandlung ist klar und eindeutig zu definieren.
AMM(s) available in the current emergency documents folder to be used by plant personnel in case of an accident, are not always linked to the symptom oriented flow chart.		

3.3 Erkenntnisse zum Betrieb (Diskussion der OSART-Ergebnisse)

Auf Ersuchen der Schweizer Regierung hat die IAEA seit dem Jahr 2000 insgesamt drei OSART-Reviews am Standort Mühleberg durchgeführt. Dabei handelt es sich um zwei OSART-Reviews (in den Jahren 2000 und 2012) sowie ein „Follow Up Visit“ im Jahre 2002 im Nachgang zur ersten OSART-Mission im Jahr 2000. Die Ergebnisse der drei Missionen sind dokumentiert in IAEA (2002a) und IAEA (2013).

Untersuchungsgegenstand von OSART-Missionen ist im Wesentlichen die Bewertung der Betriebsführung durch externe Fachleute, nicht die Bewertung der sicherheitstechnischen Auslegung eines Kernkraftwerks. Bewertungsgrundlagen sind die einschlägigen Empfehlungen der IAEA für die Betriebsführung von Kernkraftwerken und das individuelle Expertenwissen der Mitglieder des Untersuchungsteams.

Gegenstand der Reviews im KKM waren die Bereiche

- Management und Administration,
- Betriebsführung,
- Technisches Engineering und Instandhaltung,
- Strahlenschutz,
- Chemie,
- Qualifikation und Ausbildung des Personals und
- Notfallplanung und Vorbereitung.

1. OSART-Review im Jahr 2000

Insgesamt wurde dem KKM eine gute Betriebsführung sowie eine gute Pflege der Anlage und der technischen Einrichtungen bescheinigt. Positiv vermerkt wurde die Motivation des Personals und eine gute Zusammenarbeit der einzelnen Bereiche, eine Fokussierung auf sicherheitstechnische Fragestellungen, die in einem „Safety Committee“, das aus 3 weiteren spezialisierten „Subcommittees“ besteht, behandelt werden. Hervorgehoben wurde auch eine auf den Erkenntnissen von probabilistischen Sicherheitsanalysen basierende Nachrüstpolitik um das Gefährdungspotential der Anlage weiter zu reduzieren. Zur Verbesserung der betrieblich/administrativen Abläufe wurde ein für die damalige Zeit sehr fortschrittliches elektronisches Betriebsführungssystem (IBFS) implementiert. Positiv vermerkt wurde auch eine längerfristige Nachfolgeplanung des Betreibers angesichts der auf Grund der Alterstruktur der Belegschaft abzusehenden Fluktuation mit ausreichend langen Überlappungszeiten zur Sicherstellung des Know How Transfers.

Im Bericht von 2000/2002 (IAEA 2002a) findet sich eine Aussage des OSART-Teams, wonach der Anlagenbetreiber Anpassungen seiner Organisation in Vorbereitung habe mit dem Ziel die Gesamtbelegschaft mehr im Hinblick auf kaufmännische und weniger auf technische Kompetenz hin auszurichten, verbunden mit dem Hinweis, dass diese Organisationsentwicklung im Hinblick auf nachteilige Auswirkungen auf die Belegschaft des Kernkraftwerks beobachtet werden sollte.

Identifizierte Schwachpunkte

Im Abschlussbericht der OSART-Mission 2000 (IAEA 2002a) wurden einige Schwachpunkte angesprochen und Empfehlungen zu deren Beseitigung ausgesprochen. Nicht alle ausgesprochenen Anregungen sind unter sicherheitstechnischen Aspekten von wesentlicher Relevanz, sie bewegen sich z. T. im Rahmen der für solche Reviews üblichen Anregungen zur Optimierung der Betriebsführung.

- Nutzung von Performance Indikatoren

Die Anlage verfolgt die Qualität ihrer Betriebsführung mit "Performance Indikatoren". Das Team bemängelt, dass der Fokus dieser Indikatoren mehr auf kaufmännische und weniger auf sicherheitstechnische Indikatoren hin orientiert war. Dies spiegelt nicht die in der Unternehmenspolitik und im Qualitätsmanagement publizierte Aussage der Unternehmensleitung „Sicherheit vor Wirtschaftlichkeit“ wider.

- Erfahrungsrückfluss

Die Schwelle im Hinblick auf das Melden von Ereignissen und sogenannten „Vorläufer Ereignissen“ sei im Vergleich zur internationalen Praxis hoch angesiedelt, die Auswertung solcher Ereignisse unvollkommen und manchmal zeitlich sehr verzögert. Die Ereignisanalysen berücksichtigten zu wenig den Faktor „Mensch“ und die Identifizierung anderer beitragender Faktoren („root causes“), obwohl dies in den internen Prozeduren vorgesehen sei. Ferner werden vorgesehene Abhilfemaßnahmen zur Vermeidung der Wiederholung von Ereignissen in der Anlage nicht ausreichend in die Belegschaft hinein kommuniziert.

- Arbeitssicherheit

Einige Arbeitspraktiken im KKM entsprachen nicht dem international üblichen Stand. Hierzu gehören z. B. das Tragen von Schutzausrüstung, Maßnahmen zur Brandvermeidung im Zuge von Arbeiten, Sicherungsmaßnahmen bei Arbeiten in der Höhe etc.

- Aktualisierung der Dokumentation

Insgesamt wurde die Qualität von betrieblichen Prozeduren als gut eingestuft, es bestanden jedoch Mängel in der Aktualisierung dieser und anderer Unterlagen.

2. Follow up Visit im Jahr 2002

Werden im Zuge einer OSART-Mission Empfehlungen ausgesprochen, ist es üblich, dass ein verkleinertes Team im Rahmen eines „Follow up Visits“ überprüft, in welchem Umfang der Betreiber Maßnahmen zur Umsetzung der in der eigentlichen OSART-Mission ausgesprochenen Empfehlungen implementiert hat.

Im Rahmen der Follow up Mission im Jahr 2002 wurde bezüglich aller oben angeführter Punkte bestätigt, dass der Betreiber entweder die angesprochenen Defizite bereits vollständig beseitigt oder Maßnahmen eingeleitet hatte, die in absehbarer Zeit die vollständige Beseitigung der Mängel erwarten ließen.

3. OSART-Review im Jahr 2012

Die einleitenden Bemerkungen zur Zielsetzung sowie zum Umfang und der Durchführung der OSART-Reviews gelten unverändert auch für das KKM OSART-Review im Jahre 2012 (IAEA 2013). Gleichwohl gibt es auf Grund der Betriebserfahrungen und anderen in OSART-Reviews gewonnenen Erfahrungen eine partielle Verschiebung der Inhalte hin zu anderen Schwerpunkten. So steht z. B. seit den Ereignissen in Fukushima die Notfallplanung mehr im Blickpunkt als in der Vergangenheit. Wegen des zunehmenden Alters der besuchten Anlagen kommt auch dem Alterungsmanagement eine höhere Bedeutung zu.

Der OSART-Bericht aus 2012 bestätigt eine Reihe der bereits in 2002 getroffenen positiven Aussagen.

Insgesamt wurde dem KKM wiederum ein sehr guter Pflegezustand der Anlage und der technischen Einrichtungen sowie eine gute Führung des operativen Betriebs bescheinigt. Ein Beispiel für den guten Erhaltungszustand ist die Erneuerung der Anlagenbeschilderung:

“During the OSART mission, the team noticed in the Main Control Room (MCR) that there were very few disturbances that could distract the reactor operators: there were no lit annunciators at all, very few temporary instructions, very limited number of tag-outs, very few new deficiencies a day. In general, the control room personnel encounters no operation burdens during normal operations. This has led to very few scrams in the last few years and a high availability of the plant.”

“The cleanliness of the plant and the level of housekeeping is very good. In the last few years, all the labelling in the plant has been replaced by new labels. Unambiguous identification of components in the plant leads to fewer mistakes and less radiation exposure. The team considers this initiative as a good practice.”

“Good performance was recognized in the area of calibration of instrumentation of SUSAN and the reactor protection system. Specifically, the plant uses different instrumentation teams to calibrate different divisions, avoiding common human errors during the calibration process.”

Wie bereits im Jahr 2000 wird die Qualifikation und die Motivation des Personals auf den Arbeitsebenen als hoch eingeschätzt. Der Bericht enthält demzufolge überwiegend positive Aussagen zur Qualität der Ausbildung und zu Maßnahmen des Know How Erhalts und lediglich kleinere Anregungen im Hinblick auf Optimierungspotentiale im Bereich des Ausbildungswesens. Als positiv wird in IAEA (2013) auch bewertet, dass der Betreiber weiterhin Investitionen zur Reduzierung des Gefährdungspotentials vorgenommen hat, was das grundsätzliche Bestreben demonstrierte, der Anlagensicherheit den gebotenen Stellenwert einzuräumen:

„With respect to observed strengths, the team during observations, interviews and discussions confirmed that safety culture is of high priority for the plant management and personnel. It is reflected in their strong motivation and a will to strive for safety improvements. In the vein of continuous improvements a number of safety enhancements have been implemented, with further measures underway. The plant personnel constantly demonstrated open and cooperative behavior.”

“At the plant a method for preserving and transferring knowledge has been implemented so that operating the plant safely, reliably, efficiently and with care for the environment is achieved.

Not all knowledge and experience is documented, but it exists as tacit knowledge of each individual employee. Preserving this know-how and handing it down constitutes a major challenge. The plant has developed a procedure for the retention of organisational knowledge including several methods e.g. exit reviews, technical seminars, senior consultancy and overlapping periods, travelling and course reports. BKW actively reinforces and supports the plant in its succession planning.”

“Fast and thorough response to recent significant external OE events, including important plant modifications and communication.

The plant organises itself in a flexible, yet effective way, to cope with important external events, outside of the normal OE process. Necessary resources (in terms of staff and budget) are made available in a short time to organize this. The response of the plant includes discussions with the regulator, immediate corrective actions, plant modifications and internal communication. Events that receive international or national press attention, are followed by a special group, communication of this group happens on a regular basis in order to inform the staff on on-going incidents.”

Bezüglich des Alterungsmanagements führt der OSART-Bericht eine Reihe von Beispielen auf, die darauf hindeuten, dass die Systembereiche dem Alterungsmanagement die nötige Bedeutung beimessen. So erwähnt der Bericht z. B. den alterungsbedingten Austausch von Teilen der Sicherheitssysteme und von Kabeln:

“Monitoring of electrical and I&C components maintenance effectiveness is performed properly. Five indicators such as deviation reports, reportable incidents, internal incidents, unplanned unavailability and unavailability of safety systems are monitored and evaluated annually. Results of all tests are recorded and trended as one of the indicators for electrical and I&C maintenance. The team considered it as a good performance.”

“The plant has replaced most safety systems (e.g. SUSAN building systems, Reactor Protection System and other systems) including safety cables. They are properly qualified for LOCA conditions.”

Weiterhin ist das Instandhaltungsmanagement für den rissbehafteten Kernmantel als „Gute Praxis“ bewertet worden:

“**Good Practice:** The KKM plant has developed a comprehensive strategy to manage the core shroud cracking issue and allow long term operation. The strategy includes chemical treatment of the reactor water, improved ultrasonic inspection tooling, analytical modelling, and the future optimization of the tie-rod design.”

“The actions completed to date, in combination with a future design change, provide a comprehensive short and long-term strategy for the KKM core shroud. Plant personnel will continue on-line OLNC [OLNC: On-Line Noble Metal Chemical Addition], visual and ultrasonic inspections, and detailed analytical fracture mechanics modelling. These actions ensure current operation is safe and adequate margin exists for unlikely postulated accidents. The new tie-rod design, after installation, will increase design margin further and possibly allow reductions in the scope of visual and ultrasonic inspections.”

Unserer Ansicht nach ist das Instandhaltungsmanagement für den Kernmantel jedoch nicht als „Gute Praxis“ sondern als erforderliche Mindestmaßnahme anzusehen, um den sicheren Weiterbetrieb der Anlage mit dem rissbehafteten Kernmantel zu gestatten. Insbesondere wird angesichts des fortgesetzten Riss-

wachstum auch seitens der Aufsichtsbehörde (ENSI) gefordert, dass periodische Messungen zur Überwachung des Rissfortschritts durchgeführt, die Analysen zur Bewertung der verbleibenden Sicherheitsfaktoren jeweils nachgeführt werden und ein Austausch der bestehenden Zugankerkonstruktion erfolgt.

Die Ausstattung der Notfallorganisation wurde nach dem Unfall in Fukushima deutlich verbessert, der OSART-Bericht nennt hier das zusätzliche Notstromaggregat auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes und das externe Lager in Reitnau (letzteres wird als „gute Praxis“ bewertet).

KMM hat bereits 1994 begonnen, Entscheidungshilfen zum Unfallmanagement zu entwickeln (SAMGs). Diesen wurden bis 2006 auch um Ereignisabläufe, die aus dem Nichtleistungsbetrieb heraus eintreten können, erweitert. Insoweit gehört KKM in Europa mit zu den Vorreitern bei der Entwicklung solcher Prozeduren. Die Entwicklung von SAMG ist weltweit noch im Gange. Das OSART-Team hat angeregt, die bestehenden Prozeduren entsprechend dem sich fortentwickelnden Stand der Technik weiter zu verbessern:

“The plant-specific preventive Accident Management Measures (AMM) are a development of Mühleberg NPP (KKM) which started back in 1994. The latest AMMs are a response to the Fukushima event. Plant specific Severe Accident Management Guidance (SAMG) for full power operation events were prepared with the support by an external organisation in 2004. The OSAR team has identified as a good practice the development of (SAMG) for shut-down conditions, which were finalized at the end of 2006.

The following top level objectives are addressed by Accident Management Measures (AMMs) and SAMGs: a) prevent or stop core melt, b) retain containment integrity and c) minimize radioactive releases into the environment. In general, it seems that applying the developed AMM and SAMG provides a “scope of action” to the pikett engineer / responsible staff of the Emergency Response Organisation (ERO) during accidents for their decisions by having less detailed instructions available which accounts for flexibility for ad-hoc measures to a certain extent. So the use of non-dedicated systems, unconventional line-ups and temporary connections and the use of systems beyond their design basis is considered. In general, the approach used to write down the AMM procedures and SAM guidelines is consistent. In both guidelines the main overall information on the actions to be performed is provided, but the actions themselves are not described for all AMM and SAMG in detail. The team has made a suggestion in this regard.”

Identifizierte Schwachpunkte

Auch im Abschlussbericht der OSART-Mission 2012 finden sich wieder die üblichen Anregungen zur Optimierung der Betriebsführung, die wegen ihrer geringen Relevanz für die Anlagensicherheit im Rahmen dieser Kurzbewertung nicht weiter angesprochen werden. Darüber hinaus sind in IAEA (2013) verschiedene Aussagen zu identifizierten Schwachpunkten enthalten, die insbesondere unter Berücksichtigung der Aussagen des OSART-Follow up-Berichts aus dem Jahre 2002 überraschend sind.

- Anlagenmanagement

Der Bericht enthält mehrere Aspekte, die darauf hindeuten, dass die bereits 2000 vom OSART-Team kommentierte Intention des Betreibers die Gesamtbelegschaft mehr im Hinblick auf kaufmännische und weniger auf technische

Kompetenz hin auszurichten, nachteilige Auswirkungen auf die Führung der Anlage gezeitigt hat. So wird seitens des Teams konstatiert, dass sich das Management wenig vor Ort bei der Belegschaft zeigt und somit die wichtige Kontrolle der betrieblichen Praktiken vor Ort und die direkte Kommunikation des Managements mit den Ausführenden in der Anlage leidet:

“Managers do not spend enough time in the field to observe work places and plant status, to coach plant personnel and to communicate and enforce management expectations.”

Die Schaffung von elektronischen Informationsmedien zur schnellen Information der Belegschaft ist zwar begrüßenswert und als „Gute Praxis“ bewertet worden, diese können u.E. die direkte Beobachtung der betrieblichen Praktiken und die Kommunikation zur Erläuterung der Erwartungshaltungen des Managements und der erwünschten Verhaltensweisen nicht ersetzen. Die in 2002 berichteten positiven Ansätze zur Einführung aussagekräftiger Performanceindikatoren zur Verfolgung der Sicherheitsziele des Unternehmens scheint gemäß dem OSART-Bericht 2012 auf die Anlage KKM selbst beschränkt geblieben zu sein, da bemängelt wird, dass die Unternehmensspitze der BKW (Genehmigungsinhaber des KKM), die per Definition die Sicherheitsperformance des KKM zu überwachen hat, nur unsystematisch das Anlagengeschehen und die Sicherheitsperformance verfolgt und eine der internationalen Praxis folgende systematische und unabhängige Evaluierung des Betriebsgeschehens und der Sicherheitsperformance durch den Genehmigungsinhaber nicht stattfindet:

“The utility provisions for an independent nuclear oversight are not robust enough to provide the chief executive officer of the operating organization with an ongoing review of safety performance at the nuclear power plant utilizing independent expertise.”

- **Erfahrungsrückfluss**

Auf einen weiteren Schwachpunkt weist die Kommentierung zum Aspekt Erfahrungsrückfluss hin. Während in 2002 noch von einer Verbesserung des internen Meldeverhaltens berichtet wird, enthält der Bericht 2012 mehrere Hinweise, dass dieser Bereich nach wie vor unterentwickelt ist. Weder gibt es dem Bericht zufolge eine hinreichende Anleitung was zu berichten ist – einige Bereiche scheinen generell nicht zu melden – noch werden berichtete Ereignisse und Meldungen von Beinahe Ereignissen zeitnah analysiert. Sofern Abhilfemaßnahmen festgelegt worden sind, werden diese nicht im Hinblick auf ihre Umsetzung systematisch und mit Unterstützung von Performanceindikatoren verfolgt.

“A large threshold appears to exist among approximately 90% of plant staff to report events via the different reporting tools. This was observed by the OSART team in different departments and on different occasions. Writing reports is not sufficiently reinforced by line management. A suggestion was made by the OSART team.”

“Not all departments fully engage with identifying and reporting internal events and not all events that meet internal reporting criteria are reported in order to facilitate learning from events.”

“Analysis of events is not performed in a timely manner and with sufficient level of detail. Root causes, human factor and corrective actions are not always defined in a specific and measurable way.”

Nachdem das OSART-Team auch auf der obersten Managementebene – beim Internal Safety Committee ISA – eine mangelhafte Verfolgung von Ereignisanalysen und von abgeleiteten Verbesserungsmaßnahmen konstatiert, muss man darauf schließen, dass das KKM Management die Bedeutung des Erfahrungsrückflusses und eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses unterschätzt:

“There is an internal safety committee, ISA, with subgroups for Nuclear safety (ISA-N), Industrial safety (ISA-A), IT-security (ISA-IT) and Human factors (ISA-H). There is a backlog in the ISA-N committee treatment of safety related events and analyses. Some items on the committees follow-up list are more than five years old without a final decision. The team encourages the plant to remedy this situation.”

- Arbeitssicherheit und arbeitsbezogener Strahlenschutz

Einige Arbeitspraktiken im KKM sowie die Ereigniszahlen entsprachen wie schon in 2000 nicht dem international üblichen Stand für „Gute Performance“ in diesem Bereich. Eine systematische Erfassung und Auswertung insbesondere von Beinahe Ereignissen ist auch für diesen Bereich nicht geübte Praxis.

Der Strahlenschutz wurde insgesamt als gut bewertet. Die Personendosen und die Kontaminationsfälle sind allerdings höher als in vergleichbaren Anlagen, das Team sieht hier Optimierungsbedarf:

“At the work level, the departments work closely together to ensure radiological work control and there is a comprehensive cleaning and survey programme. The dose assessment process for external doses is comprehensive and the plant participates in external blind QA tests. There is evidence of good performance in the use of effective ALARA practices including good dose contour maps and use of a 3D camera to support training, planning and preparation of high dose rate work sites. The team has identified an issue with radiological work control and has made a recommendation.

In general, the plant worker doses are high, compared to other BWR reactors. There are some high individual doses, for which dose optimisation and justification methods are not tangible and the plant is encouraged to review these activities.”

Da gemäß OSART-Bericht für viele Arbeiten im Kontrollbereich keine vorbereitende tätigkeitsbezogene Analyse der erforderlichen Strahlenschutzmaßnahmen erfolgt, kann eine wesentliche Ursache in dieser Verhaltensweise liegen. Die im KKM praktizierte Vorgehensweise bei der Planung und Vorbereitung von Tätigkeiten im Kontrollbereich ist nicht im Einklang mit internationalen Standards im Strahlenschutz von kerntechnischen Anlagen.

“The plant is not using written radiological work controls (Radiation Work Permit, RWP) to support work control and risk assessment.”

“Without written radiological work controls (called a Radiation Work Permit), there is a risk that inadequate controls will be in place for work which can lead to a spread of contamination or unplanned exposure.

Recommendation: The plant should reinforce its work control and risk assessment system with the use of an RWP to ensure adequate, written radiological work controls are provided consistently at all times.”

Bei diesem Punkt liegt eine Abweichung gegenüber Anforderungen in dem IAEA Safety Guide NS-G-2.7 „Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Operation of Nuclear Power Plants“ (IAEA 2002b) vor:

“3.2 The RPP (Radiological Protection Programme) should be based on a prior risk assessment in which the locations and magnitudes of all radiation hazards have been taken into account, and should cover:

(d) work planning and work permits;”

“3.39. The planning of work to be undertaken in controlled areas where it is possible that levels of radiation or contamination may be significant is an important means of keeping doses as low as reasonably achievable and should be considered. The radiation protection group should take part in the planning of any activities that might entail significant doses and should advise on the conditions under which work can be undertaken in radiation zones and contamination zones.

3.40. Such work planning should include the provision of written procedures as appropriate.” (IAEA 2002b)

- Personalverfügbarkeit zur Brandbekämpfung

Der Bericht enthält eine Kommentierung, dass in einigen wenigen Fällen (bei 8 von 1045 Schichten im Jahr 2012) die vorgeschriebene Mindestbesetzung von zwei Feuerwehreinsatzkräften auf der Anlage (Mitglieder der Betriebschicht) nicht eingehalten wurde. Das OSART-Team hat dazu die Empfehlung ausgesprochen, dass organisatorische Maßnahmen zu treffen sind, um sicherzustellen, dass die Mindestbesetzung gesichert eingehalten wird. Die geringe Präsenz von Feuerwehkräften außerhalb der normalen Arbeitszeiten wurde mit Verweis auf die behördliche Festlegung, dass im Brandfall externe Hilfe binnen 15 min verfügbar sein muss, seitens des OSART-Teams nicht weiter kommentiert.

Zumindest in Deutschland ist eine derart geringe Besetzung von Feuerwehreinsatzpersonal auf der Anlage trotz kurzfristig verfügbarer externer Feuerwehr nicht mehr üblich. Die Mindestbesetzung erfordert in der Regel die kontinuierliche Anwesenheit eines Einsatzleiters und von 6 Einsatzkräften auf der Anlage, die mit den erforderlichen Brandbekämpfungsausrüstungen (Einsatzfahrzeuge etc.) auszustatten sind. Deren Einsatzfähigkeit am Brandort ist in der Regel deutlich kürzer als 15 min, zudem verfügen diese Einsatzkräfte über eine sehr gute Ortskenntnis und kennen die beim Einsatz zu beachtenden Randbedingungen.

Weiterhin wird in IAEA (2013) ausgeführt, dass eine Bewertung der Effektivität des Brandschutzkonzepts bislang nur in sehr geringem Umfang vorliegt:

“The plant does very limited self-assessment of the fire prevention and protection programme. Performance indicators are not defined and systematically used to review status and effectiveness of the plant fire protection programme. A first self-assessment will be performed end of 2012. The team encourages the plant to perform regular self-assessments of the fire protection programme.”

- Langzeitbetrieb

Nach Darstellung des Review-Teams enthält eine Machbarkeitsstudie zum Langzeitbetrieb zwar Aussagen zu verschiedenen Anlagenteilen, es gibt aber kein Dokument, das die Einzelinformationen bündelt und daraus Schlussfolgerungen, notwendige Aktivitäten und Empfehlungen ableitet. Weiterhin habe

das KKM bislang keine spezifische Bewertung dahingehend vorgenommen, ob die Vorbedingungen für den Langzeitbetrieb erfüllt sind:

“Plant has not performed specific evaluation of preconditions for LTO (maintenance, equipment qualification, in-service inspection, surveillance and monitoring, monitoring of chemical regimes) as required in the IAEA SR 27, nevertheless PSR is being performed every five years. The team encourages the plant to perform this evaluation for LTO.”

Die ordnungsgemäße Funktion einzelner sicherheitsrelevanter Einrichtung und die Gültigkeit bestimmter sicherheitstechnischer Nachweise sind an das Vorliegen von Bedingungen geknüpft, die einer zeitlichen Limitierung unterliegen, wie z. B. die Gewährleistung der Qualitätsanforderungen bestimmter Komponenten nur für eine bestimmte Lebensdauer (sog. „Time Limited Assumption“ – TLAA).

Diesbezüglich wird in IAEA (2013) festgestellt, dass in der Anlage keine übergreifende und vollständige Übersicht über alle sicherheitsrelevanten TLAAs vorhanden ist:

“The plant has no overall list of TLAAs (only for key components). The responsibility for well-timed evaluation is delegated to each system engineer for his/her system. This means that the responsibility is very distributed. The team encourages the plant to verify whether the scope of TLAAs for LTO is complete.”

Weiterhin wird in IAEA (2013) bemängelt, dass die Vollständigkeit des Betrachtungsumfangs der im Kontext des Langzeitbetriebs relevanten Systeme, Strukturen und Komponenten (SSC) und damit die Einbeziehung aller relevanten SSCs in das Alterungsmanagement nicht nachvollziehbar dokumentiert ist:

“Without a complete and well-documented scope of SSCs for LTO, ageing management review does not cover all SSCs for LTO which may cause malfunctions or failures in the LTO period due to their ageing.

Suggestion: The plant should consider to verify that the scope of SSCs is complete for LTO and properly documented, and that the ageing management review has been performed for all SSCs within the scope.”

Als konkreter Mangel wird festgestellt, dass eine vollständige Re-Qualifizierung von im Rahmen der Anlagenerrichtung verlegten, 1-E klassierten Kabeln für den Langzeitbetrieb nicht vorliegt:

“Environmental qualification (EQ) of originally installed safety cables of class 1E is not completely revalidated for LTO.”

- “- Several safety systems still have the originally installed class 1E cables and have their original qualification documentation files. Qualified life-time of originally installed class 1E cables has been defined for 380V power cables, but not yet for control cables.
- The replacement of these cables with qualified cables has been planned but not performed yet.”
- “- Qualification of original safety control cables was not revalidated for LTO.

Without revalidation of qualified life-time, it cannot be demonstrated that safety systems will perform their intended safety function properly during LOCA and post-LOCA conditions.

Recommendation: The plant should take measures to revalidate environmental qualification for LTO.”

Das ENSI stellt zum diesem Thema in seiner Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des KKM (ENSI 2012d) fest, dass bei einzelnen innerhalb des Reaktorgebäudes befindlichen Kabelverbindungen des Kernsprühsystems, des Abfahrkühlsystems, des Vergiftungssystems und des Brennelementbecken-Kühl- und Reinigungssystems die gemäss Alterungsüberwachungsprogramm erforderlichen Auslegungsdokumente fehlen. Gemäß ENSI (2012d) ist geplant, alle bekannten betroffenen Kabelverbindungen bis 2014 zu ersetzen. Das ENSI hat gefordert die Prüfungen auf alle sicherheitsrelevanten Kabel auszudehnen und dazu die Forderung 3.2-1 abgeleitet: .

„Forderung 3.2-1

Das KKM wird aufgefordert, bis zum 31. Dezember 2014 alle 1E-Kabel der Sicherheitssysteme im Reaktorgebäude, für welche keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, zu ersetzen. Für die übrigen sicherheitsrelevanten Kabel, für die keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 eine Ersatzplanung einzureichen.“

● **Alterungsmanagement**

Das OSART-Team hat keine konkreten alterungsbedingten Mängel an bestehenden Einrichtungen identifiziert. Es bemängelt jedoch, dass das Alterungsmanagement nicht den einschlägigen IAEA-Anforderungen an ein professionelles Alterungsmanagement genügt. Derzeit liegt das Alterungsmanagement in den Händen der jeweiligen System- und Komponentenzuständigkeiten, es fehlen nach Meinung des Teams in der Organisation des KKM eine übergeordnete Koordination und Qualitätssicherung des Alterungsmanagements sowie bestimmte Maßnahmen zur Gewährleistung eines längerfristigen Betriebs (siehe die oben genannten Feststellungen zum Langzeitbetrieb). So wurden z. B. Lücken in der Erfassung der relevanten Alterungsphänomene und in der Vollständigkeit der im Rahmen des Alterungsmanagements relevanten Komponenten identifiziert:

“Ageing management programmes (AMP) do not contain all generic IAEA AMP attributes.”

“Without verifying that AMPs contain all nine AMP attributes and, if not so, adding the missing attributes, it might not be possible for the plant to demonstrate that there is an effective ageing management programme.”

Suggestion: The plant should consider to review ageing management programmes to ensure that this programme contains all generic IAEA AMP attributes including evaluation against them.”

● **Räumliche Ausstattung der Notfallorganisation**

Das OSART-Team stellt fest, dass die Vorkehrungen in der Anlage für einen Schutz des auf der Anlage verbleibenden Personals im Falle von Unfällen mit radioaktiven Freisetzungen nicht ausreichend sind, um Gesundheitsgefährdungen des Personals zu minimieren. Zwar gebe es verschiedene Räumlichkeiten, die in Notfallsituationen vom Personal genutzt werden können. Allerdings sind die meisten dieser Räume nicht vollständig gegen alle Notfallsituationen geschützt. Das SUSAN-Gebäude ist zwar gegen Einwirkungen von Außen geschützt, allerdings ist es nicht derart gegen den Eintrag radioaktiver Stoffe geschützt, dass sich das Personal längerfristig darin aufhalten kann. Das Team leitet daraus die folgende Empfehlung ab:

Recommendation: The plant should provide all reasonable protection for the persons on the site in an emergency with radioactive release to avoid any unjustified health risks.”

- Unfallmanagement

Im Rahmen der IAEA-OSART-Mission (IAEA 2013) werden im Hinblick auf die betrieblichen Unterlagen zum Notfall- und Unfallmanagement verschiedene Defizite aufgelistet. Sie betreffen u. a. fehlende Angaben zu der für die Durchführung bestimmter Maßnahmen erforderlichen Zeit sowie zum Aufbewahrungsort von Hilfsmitteln, die zur Durchführung bestimmter Maßnahmen erforderlich sind. Weiterhin weisen verschiedene Prüfergebnisse der IAEA darauf hin, dass in der Richtlinie ENSI-B12 (ENSI 2009c) enthaltene Anforderungen von den im KKM implementierten „Accident Management Measures“ (AMM) und „Severe Accident Management Guidance“ (SAMG) nicht erfüllt werden – siehe hierzu im Detail Kapitel 3.2 „Bewertung der Einhaltung von Regelwerksanforderungen im Hinblick auf Anlagentechnik und Betrieb“.

Weiterhin wird in IAEA (2013) bemängelt, dass die Einsatzbedingungen des Containment-Druckentlastungssystems CDS sowie der kombinierte Einsatz mit dem Drywell-Sprüh- und -Flutsystem DSFS in den relevanten betrieblichen Unterlagen, Notfallanweisungen und SAMGs nicht klar beschrieben sind. Daraus ist seitens des Review Teams eine Empfehlung abgeleitet worden:

“Recommendation: The plant should clearly describe in the operating procedure, the AMM and the SAMG documents the use of the containment venting system CDS under all expected conditions for the strategies a) cooling of the torus by steam release through the CDS and b) use of CDS and DSFS under severe accident conditions to prevent containment failure and to minimize activity releases.”

3.4 Kurzstellungnahme zu den aktualisierten Erdbebennachweisen

In diesem Kapitel wird ausschließlich auf den vom KKM vorgelegten aktualisierten Erdbebennachweis für die Reaktoranlage (Bkw 2012a) eingegangen. Hintergrund ist, dass die Nachweise zum Brennelementlagerbecken (Bkw 2012b) in Kapitel 3.1.5 behandelt werden. Die Nachweise zur Kombination von Erdbeben und Hochwasser (Bkw 2012c) betreffen die Erdbebenfestigkeit von Stauanlagen, was nicht Gegenstand der Anlagentechnik ist.

Der Nachweis basiert auf den Erdbebenfestigkeiten (Fragilitäten) relevanter Strukturen, Systeme und Komponenten (SSK). Fragilitäten drücken die seismisch bedingte Versagenswahrscheinlichkeit der Komponenten und Bauten aus und hängen dabei auch von der geforderten statistischen Aussagesicherheit ab. Die Mediankapazität A_m ist der Wert der horizontalen Bodenbeschleunigung, bei dem mit einer statistischen Sicherheit von 50 % eine Wahrscheinlichkeit von 50 % für ein erdbebeninduziertes Versagen besteht. Der HCLPF-Wert (High Confidence of Low Probability of Failure) gibt den Wert der horizontalen Bodenbeschleunigung an, bei dem die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der betrachtete Komponente mit einer statistischen Sicherheit von 95 % kleiner als 5 % ist. Die Fragilitäten werden in Abhängigkeit von bestimmten ingenieursseismologischen Parametern, wie z. B. der auf das Niveau des Reaktorgebäudefundamentes bezogenen Spitzenbodenbeschleunigung, angegeben.

3.4.1 Sachverhalt

Das ENSI hat im Nachgang zu den Ereignisabläufen in Fukushima Daiichi am 1. April 2011 verfügt, dass das KKM die Auslegung gegen Erdbeben und Überflutung zu überprüfen habe (ENSI 2011e). Im Hinblick auf den Erdbebennachweis sind die seismischen Gefährdungsannahmen neu zu ermitteln und weitere Anforderungen zu berücksichtigen:

„Die seismischen Gefährdungsannahmen sind auf der Grundlage des neuen Erdbebenkataloges des SED [Schweizer Erdbebendienst] und der im Rahmen des PRP [PEGASOS Refinement Projekt] erhobenen Standortdaten neu zu ermitteln. Für die Berechnung sind die aktuellen Resultate der Abminderungsmodellierung zu verwenden.

Bis zum 30. November 2011 sind die Erdbebenfestigkeitsnachweise (Fragilities) für die zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens relevanten Ausrüstungen und Strukturen aufgrund der neuen seismischen Gefährdungsannahmen sowie der aktuell verfügbaren Erkenntnisse aus Japan zu überprüfen und einzureichen.

Der deterministische Nachweis der Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens ist mit Hilfe der neu bestimmten Erdbebenfestigkeitsnachweise bis zum 31. März 2012 neu zu führen. Dafür gelten folgende Randbedingungen:

- Für den Nachweis der Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens sind nur jene Ausrüstungen und Strukturen zu kreditieren, deren Festigkeit für die neuen seismischen Gefährdungsannahmen nachgewiesen wurde.
- Es ist der Ausfall der externen Stromversorgung zu unterstellen.
- Es ist nachzuweisen, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt werden kann und dieser Zustand ohne Zuhilfenahme externer Notfallschutzmittel während mindestens 3 Tagen stabil gehalten werden kann.
- Interne Notfallschutzmaßnahmen können nur kreditiert werden, wenn sie vorbereitet sind, genügend große Zeitfenster zur Durchführung vorhanden sind und die dafür erforderlichen Hilfsmittel auch nach einem 10'000-jährlichen Erdbeben zur Verfügung stehen.
- Die Berechnung der aus dem Störfall resultierenden Dosis erfolgt aufgrund der während des Analysezeitraums emittierten radioaktiven Stoffe und richtet sich nach Richtlinie ENSI-G14.

Nach Abschluss des Projekts PRP und Überprüfung der Ergebnisse durch das ENSI wird das ENSI die Erdbebengefährdungsannahmen neu festlegen. Auf dieser Grundlage sind dann die Erdbebenfestigkeitsnachweise zu aktualisieren und der deterministische Nachweis zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens zu erbringen.“ (ENSI 2011e)

Weiterhin hat das ENSI verfügt, dass die Beherrschung der Kombination von Erdbeben und einem durch das Erdbeben ausgelösten Versagen der Stauanlagen im Einflussbereich des KKM bis zum 31. März 2012 nachzuweisen ist.

Dies kann gemäß ENSI (2011e) entweder dadurch geschehen, dass für alle Stauanlagen, die das KKM potenziell gefährden können, deterministisch nachgewiesen wird, dass bei einem Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr eine unkontrollierte Wasserabgabe ausgeschlossen werden kann (Variante 1). Der deterministische Erdbebennachweis ist gemäß der BWG-Richtlinie (heute Bundesamt für Energie) zur Sicherheit von Stauanlagen zu führen. Dabei sind die seismischen Gefährdungsannahmen auf der Grundlage des neuen Erdbebenkataloges des SED zu ermitteln.

Sofern im Falle eines Erdbebens mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr eine unkontrollierte Wasserabgabe nicht ausgeschlossen werden kann, ist ein deterministischer Nachweis für die Beherrschung der Kombination von Erdbeben und Versagen der Stauanlagen im Einflussbereich des KKM zu führen. Dabei ist u. a. das instantane, vollständige Versagen der Stauanlagen und der Ausfall der von der Flutwelle betroffenen Kühlwasserfassungen zu unterstellen.

Das KKM hat Ende März 2012 die vom ENSI geforderten aktualisierten Erdbebenachweise für Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr vorgelegt. Die zu Grunde gelegten Erdbebeneinwirkungen basieren auf dem neuen Erdbebenkatalog des Schweizerischen Erdbebendienstes und den Zwischenergebnissen des PEGASOS Refinement Project (PRP). Die Nachweise betreffen die Reaktoranlage (Bkw 2012a), das Brennelementlagerbecken Bkw (2012b) und die Kombination von Erdbeben und Hochwasser Bkw (2012c).*****

Hinsichtlich der Standortgefährdung wird in Bkw (2012a) ausgeführt, dass Ende Mai 2011 eine erste Auswertung der standortspezifischen Erdbebengefährdung für Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr vorgenommen wurde. Das hierbei ermittelte Gefährdungsspektrum wird im folgenden als PRP-IH (PRP-IH: PEGASOS Refinement Project Intermediate Hazard) bezeichnet. Die vom KKM im Rahmen der Nachweise ausgewiesenen Erdbebenfestigkeiten (Fragilitäten) für Strukturen, Systeme und Komponenten sind auf die maximale Bodenbeschleunigung PGA^{23} (d. h. die Bodenbeschleunigung im Frequenzbereich von 100 Hz) auf Reaktorgebäudefundamentniveau bezogen. Der PGA-Wert des PRP-IH beträgt 0,24 g.

Das Ziel des Erdbebenachweises für die Reaktoranlage ist es gemäß Bkw (2012a) zu demonstrieren, dass die mindestens erforderlichen Systeme, die für die Beherrschung der Folgen des Erdbebens benötigt werden, verfügbar bleiben. Zu diesem Zweck wurden für das durch PRP-IH vorgegebene Gefährdungsniveau Erdbebenfestigkeitsnachweise für SSKs erstellt, um die Verfügbarkeit der zur Kernkühlung und Abfuhr der Nachzerfallswärme erforderlichen Systeme aufzuzeigen. Unterstellt wird die Nichtverfügbarkeit aller Komponenten, die entweder nicht bewertet wurden oder die erforderlichen Erdbebenfestigkeiten nicht erreichen. Dazu gehört auch die externe Stromversorgung (und damit einhergehend der Verlust der Speisewasserversorgung). Gemäß dem Einzelfehlerkriterium wird zusätzlich die Nichtverfügbarkeit einer SUSAN-Division (Strang III oder IV des Notstandssystems, d. h. ein Kernisolationskühlsystem (RCIC) und ein alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS)) unterstellt. Es wird angenommen, dass die Reaktorschnellabschaltung und die Isolation des Primärsystems durch das Alternative Reaktorabschalt- und Isolationsystem (ARSI) ausgelöst werden und dass die Kernkühlung (einschließlich der Toruskühlung) mit einer SUSAN-Division (Strang III oder IV) unter Einbeziehung der benötigten SUSAN eigenen Hilfssysteme erfolgt.

²³ PGA = Peak Ground Acceleration: Die maximale Bodenbeschleunigung ist die maximale Amplitude (Betrag) der horizontalen Beschleunigungskomponenten des Erdbebenzeitverlaufs (Seismogramm). Sie entspricht der Starrkörperbeschleunigung des Bodenantwortspektrums.

Im Rahmen des Nachweises werden die Sicherheitsfunktionen

- Reaktorabschaltung,
- Kontrolle des Drucks im Reaktordruckbehälter,
- Kühlung des Reaktorkerns und
- Isolation des Reaktordruckbehälters

für verschiedene Betriebszustände der Anlage betrachtet. Hierbei wird die Funktion folgender Systeme belastet:

- Alternatives Reaktorabschalt- und -isolationssystem (ARSI),
- Steuerstabsantriebssystem (CRD) – Schnellabschaltung (SCRAM),
- Abblaseventile (SRV/SV) – Sicherheitsmodus (passiv),
- RDB-Isolationsarmaturen (Abschluss der Frischdampfleitungen (MSIV), der Reaktorwasserreinigung und der Anwärmlösungen für die Frischdampfleitungen),
- Kernisolationssystem (RCIC),
- Druckentlastungsventile (PRV),
- Alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS),
- Toruskühlsystem (TCS),
- SUSAN-Hilfs- und -Unterstützungssysteme
 - Diesel-Generator mit Tages- und Haupttank,
 - SUSAN-Stromversorgung,
 - Kühlwasser- (CWS) und Zwischenkühlwassersystem (ICWS).

Hierbei handelt es sich vorwiegend um Teilsysteme des Notstandsystems SUSAN, die bei Erreichen bestimmter Grenzwerte automatisch angeregt werden. Mit Hilfe dieser Systeme kann die Anlage auch bei Annahme eines Einzelfehlers in den aktiven Systemkomponenten in einen sicheren Zustand überführt und dort langfristig (mindestens 72 Stunden) gehalten werden.

Der Nachweis gilt gemäß Darstellung des KKM in Bkw (2012a) als erbracht, sofern die ermittelten Fragilitäten der erforderlichen SSKs größer sind als die Erdbebenbelastung (ausgedrückt als PGA Wert, der für PRP-IH 0,24 g beträgt). Zur Bestimmung der Fragilitäten führt das KKM in Bkw (2012a) aus:

“Bei der Fragility Methode wird die Erdbebenversagenswahrscheinlichkeit (= seismic fragility) mittels einer doppelt logarithmischen Wahrscheinlichkeitsverteilung modelliert. Das Model wird mittels drei Parameter beschrieben: Median-Kapazität A_m , logarithmische Standardverteilung β_R für die aleatorische Unsicherheit und logarithmische Standardverteilung β_u für die epistemische Unsicherheit. Für die Erdbebenfestigkeit wird die Tragfähigkeit und die inelastische Energiedissipationsfähigkeit berücksichtigt. Für die Erdbebenbelastung werden die Boden-Bauwerk-Wechselwirkung, Dämpfung, Frequenz, modale Form und Torsionskopplung berücksichtigt. Typischerweise wird die Erdbebenbelastung in Form einer Bodenbeschleunigung angegeben. Da die Erdbebenbelastung auf Komponenten durch die Schwingungscharakteristiken der Bauwerke beeinflusst wird, werden Etagenantwortspektren zur Bestimmung der Belastungswerte erstellt.

(...) Die in dieser Aktennotiz ausgewiesenen Erdbebenfestigkeiten basieren auf den Fragilty-Analysen der KKM Erdbeben-PSA (2).

(...) Resultate aus Fragilty-Analysen, die nach der Einreichung der KKM Erdbeben-PSA Ende 2010 durchgeführt wurden, sind ebenfalls aufgelistet. Die Fragilty-Analysen sind auf Basis der Spektralform für die Erdbebengefährdung nach PEGASOS durchgeführt worden. Die HCLPF-Kapazität der SSC²⁴ wurde auf die Spektralform der Gefährdung gemäss aktuellem Zwischenergebnis aus PRP skaliert.

Erdbebenrundgänge von Expertenteams (bestehend aus einem Systemingenieur, einem PSA Experten und zwei externen Erdbebeningenieuren) dienen der Identifizierung der Komponenten und sind Basis der Fragilty-Analysen.“

Die im Rahmen der Einzelnachweise ermittelten HCLPF-Werte und Sicherheitsfaktoren der für das Abfahren der Anlage und die Gewährleistung der Nachwärmeabfuhr benötigten SSKs sind in Bkw (2012a) tabellarisch dargestellt. Die Sicherheitsmarge bezieht sich auf das Verhältnis des jeweiligen HCLPF-Werts zu dem PGA Wert des PRP-IH (0,24 g).

²⁴ SSC: Structures, Systems and Components (deutsch: SSK).

Tabelle 4: Darstellung der HCLPF-Werte und Sicherheitsfaktoren der benötigten SSKs – aus Bkw (2012a)

SSC	Komponentengruppe	Erdbebenbelastung	Erdbebenfestigkeit	PRP2 (über 14m)	Sicherheitsmarge	Nachweis	Referenz
		PRP [g]	HCLPF [g]	HCLPF [g]	PRP2		
Bau- und ausrüstungsteile	Reaktorgebäude (RG) inkl. äußerer Torus	0.24	0.77	0.60	2.5	OK	Anhang 1, Tabelle A1
	Drywell	0.24	0.67	0.49	2.0	OK	
	Torus	0.24	0.76	0.60	2.5	OK	
	SUSAN (SG)	0.24	1.38	1.08	4.5	OK	
	Abluftkamin (Interaktion mit RG & SG)	0.24	1.29	0.96	4.0	OK	
ARSI		0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A2
CRD-Scram		0.24	0.98	0.77	3.2	OK	Anhang 1, Tabelle A3
SRV/SV		0.24	0.72	0.58	2.4	OK	Anhang 1, Tabelle A4
RDB Isolation		0.24	0.44	0.35	1.4	OK	Anhang 1, Tabelle A4
PRV		0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A4
RCIC		0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A5
ALPS		0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A6
TCS		0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A7
SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme	ICWS	0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A8
	CWS	0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A9
	SUSAN DG	0.24	0.44	0.33	1.4	OK	Anhang 1, Tabelle A10
	SUSAN Batterien	0.24	1.05	0.83	3.5	OK	Anhang 1, Tabelle A11
Verteiler		0.24	0.73	0.57	2.4	OK	Anhang 1, Tabelle A11
Leittechnik		0.24	0.78	0.60	2.5	OK	Anhang 1, Tabelle A11

Weiterhin wird in Bkw (2012a) für die für das Abfahren der Anlage und die Gewährleistung der Nachwärmeabfuhr benötigten SSKs dargestellt, dass sie über einen Zeitraum von 72 Stunden zur Verfügung stehen.

Das ENSI hat zu den von KKM eingereichten Erdbebennachweisen im Juli 2012 mit dem Prüfbericht (ENSI 2012c) Stellung genommen. In dem Prüfbericht behandelt das ENSI folgende Themen:

- den Anlass für die aktualisierten Nachweise,
- die Bewertung der Gefährdungsannahmen,
- die Methodik zur Überprüfung der Erdbebenauslegung,
- den Erdbebennachweis für die Kernkühlung,
- den Erdbebennachweis für die Brennelementbeckenkühlung,
- den Nachweis für die Kombination von Erdbeben und Hochwasser.

Das ENSI stellt dar, dass das KKM die Erdbebenberechnungen zuerst mit der PEGASOS-Gefährdung durchgeführt hat und nachträglich die berechneten Erdbebenfestigkeiten von Strukturen, Systemen und Komponenten auf das PRP-IH Niveau umgerechnet hat. Auf diese Weise werden die Nachweise des KKM als konform mit der Verfügung vom 1. April 2011 (ENSI 2011e) bewertet, wonach die PRP-ICH-Gefährdung als Grundlage der Nachweise vorgegeben wird. Die vom KKM bestimmten Erdbebeneinwirkungen werden vom ENSI bestätigt.

Hinsichtlich der für die zur Kernkühlung während 72 h erforderlichen SSK hat das KKM nach Bewertung des ENSI ausreichende Erdbebenfestigkeiten resp. HCLPF-Werte nachgewiesen. Zur Nachweismethodik stellt es fest:

„In der Regel hat das KKM für die Gebäude umfangreiche Erdbebennachweise mit Finite-Element-Modellen durchgeführt. Die HCLPF-Werte für mechanische und elektrotechnische Komponenten basieren auf Berechnungen, Auslegungsunterlagen, Rütteltischversuchen oder auf generischen Werten, die auf Abschätzungen von den an Anlagenbegehungen beteiligten Experten beruhen oder aus EPRI-Guides und Datenbanken entnommen wurden. Aufgrund eigener Vergleichsrechnungen, Vergleichen mit der ursprünglichen Auslegung oder mit Ergebnissen aus Rütteltischversuchen sowie Plausibilitätsbetrachtungen unter Einbezug der EPRI-Guides kommt das ENSI zum Schluss, dass das methodische Vorgehen des KKM korrekt ist und die Ergebnisse plausibel sind.“

Das ENSI bestätigt die Aussage des KKM, wonach ein erdbebenbedingtes Strukturversagen der untersuchten relevanten Bauten (Reaktorgebäude, SUSAN-Gebäude, Hochkamin) auf Basis der Gefährdungsannahmen des PRP-IH ausgeschlossen werden kann.

Ingesamt kommt das ENSI nach Prüfung der vom KKM eingereichten Dokumentation zu dem Schluss, dass die Kernkühlung für die Erbebengefährdungsannahmen des PRP-IH einzelfehlersicher gewährleistet bleibt. Der Dosisgrenzwert von 100 mSv werde bei diesem Störfall eingehalten. Das Kriterium gemäss Art. 3 der Außerbetriebnahmeverordnung werde nicht erreicht.

3.4.2 Bewertung

Der vom KKM vorgelegte Erdbebennachweis für die Reaktoranlage umfasst den Übersichtsbericht Bkw (2012a) und die zugehörigen Einzelnachweise, die u. a. die Bestimmung der Erdbebenfestigkeiten (Fragilitäten) beinhalten. Die

Einzelnachweise sind nicht öffentlich zugänglich. Daher ist eine unabhängige Bewertung nicht möglich²⁵. Vor diesem Hintergrund bezieht sich unsere Bewertung vorrangig auf den vom ENSI vorgelegten Prüfbericht (ENSI 2012c) zu den Erdbebennachweisen. Hierbei haben wir im Wesentlichen die Nachvollziehbarkeit der vom ENSI in ENSI (2012c) dargelegten Prüfschritte bewertet. Diese Bewertung umfasst folgende Aspekte:

- Vom ENSI verwendete Bewertungsmaßstäbe
- Nachvollziehbarkeit und Umfang der Überprüfungsmethodik
- Skalierung der Erdbebeneinwirkungen
- Vollständigkeit und Nachvollziehbarkeit der vorgelegten Nachweise

Vom ENSI verwendete Bewertungsmaßstäbe

In Kapitel 1.2 „Gegenstand und gesetzliche Grundlage der Beurteilung“ stellt das ENSI dar, dass es sich bei der Beurteilung der Tragsicherheit von Bauwerken auf die Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architektenverein (SIA) abstützt. Für die Beurteilung der Auslegung von maschinentechnischen Komponenten seien die ASME-Codes maßgebend. Hinsichtlich der Anforderungen an Rütteltischversuche von elektrotechnischen Komponenten wird auf die KTA2201.4 und IEEE 344 verwiesen. Weiterhin führt das ENSI aus, dass es sich bei der Beurteilung von probabilistischen Erdbebenfestigkeitsnachweisen nach den einschlägigen EPRI-Guides richtet.

In Kapitel 3.1 „Methodische Vorgaben“ erläutert das ENSI das Vorgehen bei einem deterministischen regelwerksbasierten Erdbebennachweis. Diese werden auf Basis der Bestimmungen von entsprechenden Normen und Richtlinien geführt, wobei Abdeckung von Unsicherheiten Konservativitäten enthalten sind. Gleichzeitig führt das ENSI aus, dass mit der Verfügung vom 1. April 2011 (ENSI 2011e) auch Nachweise mit Hilfe seismischer Erdbebenfestigkeiten (Fragilitäten), wie sie für die probabilistische Erdbebensicherheitsanalyse verwendet werden, zugelassen wurden.

Darüber hinaus stellt das ENSI zu den verwendeten Bewertungsmaßstäben fest:

“Die Methodik zur Ermittlung von Fragilitäten richtet sich nach den Electric Power Research Institute (EPRI)-Guides /134/ bis /136/. Deterministische Nachweise für druckführende maschinentechnische Komponenten werden nach den Vorgaben des ASME-Codes /145/ geführt. Analog gelten für Stahlbetonbauwerke die Vorgaben aus der Norm SIA 261, wobei für die Erdbebenüberprüfung von bestehenden Bauwerken die Normen SIA 269 und insbesondere das Merkblatt SIA 2018 zur Anwendung kommen. Die Durchführung von Rütteltischversuchen an elektro- oder maschinentechnischen Komponenten richtet sich nach der KTA2201.4 /146/ sowie der IEEE /147/.”

Gemäß der o. g. Verfügung des ENSI (ENSI 2011e) war ein deterministischer Nachweis der Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens mit Hilfe neu bestimmter Erdbebenfestigkeitsnachweise vorzulegen. Dies bedeutet, dass ein

²⁵ Hinzu kommt, dass sie aufgrund des damit verbundenen erheblichen Aufwands im Rahmen dieser Stellungnahme nicht zu leisten wäre.

deterministischer Nachweis geführt wird, der wesentlich auf probabilistischen Elementen, den Fragilitäten relevanter Strukturen, Systeme und Komponenten, basiert. Gemäß ENSI (2012c) werden für deterministische Nachweise vom ENSI andere Bewertungsmaßstäbe (Regelwerke) herangezogen als für die Bewertung von Erdbebenfestigkeiten (EPRI-Guides). Das EPRI ist ein Institut der Betreiber, so dass den EPRI-Guides nicht der Stellenwert eines Regelwerks zukommt. Somit ist es ein qualitativer Unterschied, ob Regelwerke (ASME, SIA, KTA, IEEE) oder EPRI-Guides als Bewertungsmaßstab Verwendung finden. Anhand der Darstellung des ENSI wird nicht klar, in welchem Umfang die einzelnen genannten Bewertungsmaßstäbe für die vorgelegten Nachweise jeweils relevant sind. Insbesondere enthält der Prüfbericht (ENSI 2012c) keine Darlegungen, welche Strukturen, Systeme und Komponenten des KKM im einzelnen auf Basis der für deterministische Nachweise heranzuziehenden Regelwerke bewertet wurden.

Nachvollziehbarkeit und Umfang der Überprüfungsmethodik

Das ENSI stellt in Kapitel 1.2 dar, dass der vom KKM vorgelegte Nachweis unter anderem 24 Berichte des US-amerikanischen Ingenieurbüros Simpson Gumpertz & Heger mit Fragilitätsanalysen von Gebäuden und Komponenten, 3 Berichte des US-amerikanischen Ingenieurbüros ARES Corporation mit Fragilitätsanalysen von diversen Leitungen sowie diverse Berichte zu Erdbebeneinwirkungen und zu den lokalen Baugrundeigenschaften umfasst. Gemäß Darstellung des ENSI umfasst die vom KKM eingereichte Dokumentation rund 100 Berichte im Gesamtumfang von mehreren tausend Seiten sowie etliche elektronische Dateien.

Die vollständige Prüfung von Fragilitätsberechnungen erfordert erfahrungsgemäß einen erheblichen Aufwand. Auch wenn unterstellt werden kann, dass ein Teil dieser Prüfungen bereits vorlaufend im Rahmen der vom KKM vorgelegten Erdbeben PSAen erfolgt ist, ist der verfügbare Prüfzeitraum von drei Monaten (von Ende März 2012 bis Anfang Juli 2012) für eine vertiefte Prüfung von Fragilitätsanalysen als außerordentlich knapp einzuschätzen. Dementsprechend führt das ENSI in aus, dass es aufgrund des großen Umfangs der Dokumentation, speziell im Bereich der Nachweise der Erdbebenfestigkeiten, mehrheitlich stichprobenartige Überprüfungen der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Strukturen und Komponenten durchgeführt hat.

Das ENSI gibt in ENSI (2012c) als wesentlichen Prüfschritt eine Plausibilitätsprüfung der vom Betreiber vorgelegten Berichte zu den Erdbebenfestigkeiten an. So wird in Kapitel 3.2 „Prüfverfahren des ENSI“ bezüglich der Prüfung der Erdbebenfestigkeiten ausgeführt:

„Das ENSI hat die Fragilitäten auf Plausibilität hinsichtlich der Verwendung für den deterministischen Erdbebensicherheitsnachweis geprüft. Mit der Plausibilitätsprüfung begutachtete das ENSI die Fragilitäten und HCLPF-Werte der relevanten Gebäude und Komponenten. Die Plausibilitätsprüfung erfolgte auf qualitativer Basis. Einige Fragility-Analysen wurden einer vertieften Überprüfung unterzogen. Dabei wurden einzelne Berechnungsschritte nachvollzogen und insbesondere beurteilt, ob einzelne Variablen der Fragility-Berechnung, wie Dämpfung, Eigenfrequenz oder Festigkeit glaubwürdig hergeleitet und kreditiert wurden.“

Zudem wurde auch eine Plausibilisierung der HCLPF mit deterministischen Methoden vorgenommen. So wurden insbesondere Fragility-Berechnungen aller relevanten Bauwerke vertieft geprüft. Das ENSI hat zu diesem Zweck unabhängige Vergleichsrechnungen, Plausibilitätsbetrachtungen und Vergleiche mit vorgängig geprüften Berechnungen durchgeführt. Es hat dabei auch die für die Bauwerke angenommenen Versagensarten hinterfragt.

Die deterministische Überprüfung der Fragility-Berechnungen von mechanischen Komponenten erfolgte auf der Basis von Auslegungsberechnungen oder vergleichbaren regelwerksbasierten Analysen. Durch Vergleich der ursprünglichen angesetzten Lasten und der vorhandenen Sicherheitsmargen der Spannungsnachweise mit den aus der neuen Gefährdungsannahme abgeleiteten Werten, lassen sich die HCLPF-Werte unabhängig plausibilisieren.

Für die unabhängige Überprüfung der seismischen Festigkeit von elektrischen Ausrüstungen wurde auf die vor der Montage durchgeführten Schwingungstests zurückgegriffen. Der Plausibilitätsnachweis basiert auf dem Vergleich der damals angesetzten und somit ausgewiesenen Prüfbeschleunigungswerte mit den entsprechenden Werten aus den verwendeten Etagenspektren.“ (ENSI 2012c)

Zu dem in ENSI (2012c) dargestellten Vorgehen bei der Prüfung ist aus unserer Sicht anzumerken:

- Eine detailliertere Beschreibung der o. g. „Plausibilitätsprüfung auf qualitativer Basis“ erfolgt nicht, so dass bis auf wenige Ausnahmen unklar bleibt, welche Prüfschritte hinsichtlich der einzelnen vom Betreiber ausgewiesenen HCLPF-Werte für die relevanten Strukturen, Systeme und Komponenten (SSK) vorgenommen wurden.
- Eine vollständige Darstellung und Diskussion der für die einzelnen SSKs angenommenen Versagensarten erfolgt nicht, so dass der diesbezügliche Prüfumfang unklar bleibt.
- Für eine Reihe von Komponenten ist nicht nur der Erhalt der Integrität sondern auch der Funktionsfähigkeit bei bzw. nach einem Erdbeben erforderlich. Die Angabe eines Maßstabs für die Bewertung der Funktionsfähigkeit von Pumpen, Armaturen etc. erfolgt nicht.
- Hinsichtlich des vom ENSI genannten Vergleichs der ursprünglichen angesetzten Lasten und der vorhandenen Sicherheitsmargen der Spannungsnachweise mit den aus der neuen Gefährdungsannahme abgeleiteten Werten fehlen detaillierte Angaben zum Umfang dieser Betrachtung. Unklar bleibt, ob hierbei die gesamte Lastabtragungskette ((Struktur des Systems beziehungsweise der Komponente, Halterung, Lastabtrag in die Baustuktur (Dübel, Ankerplatten)), die Funktionalität von Halterungen (zum Beispiel Federhänger) sowie das Vorliegen ausreichender freier Verformungswege (zum Beispiel an Wanddurchführungen) zur Vermeidung undefinierter Spannungs- und Verformungszustände in die Betrachtung einbezogen wurden.
- Hinsichtlich der unabhängigen Überprüfung der seismischen Festigkeit von elektrischen Ausrüstungen wird in Kapitel 4.3.2 in ENSI (2012c) ein Vergleich der aus Schwingungsversuchen bekannten Prüfbeschleunigungen ausgewählter elektrischer und leitetechnischer Ausrüstungen der Notstandssysteme ALPS, ARSI und PRV mit den hierfür von KKM ausgewiesenen HCLPF- und A_m -Werten angeführt. In den Vergleich wurden folgende Einrichtungen einbezogen:
 - Pumpenantriebsmotor, Reaktorgebäude,
 - Schaltschrank Niederspannungsschaltanlage, SUSAN-Gebäude,

- Leittechnikschrank, SUSAN-Gebäude,
- Bedienpult, SUSAN-Gebäude,
- Ladegleichrichter, SUSAN-Gebäude,
- Druckentlastungsventilantrieb, Drywell.

Als Ergebnis wird vom ENSI festgestellt, dass davon ausgegangen werden könne, dass eine genügende Erdbebenfestigkeit der eingesetzten elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen bestehe. Eine Darstellung der einzelnen Prüfschritte und -ergebnisse mit expliziter Bestätigung der vom KKM angegebenen HCLPF-Werte erfolgt nicht. Insgesamt bleibt die Methodik des Vorgehens unklar.

Skalierung der Erdbebeneinwirkungen

Die im Rahmen der Festigkeitsanalysen auf Basis des Bodenantwortspektrums aus PEGASOS ermittelten Medianwerte der Fragilitäten A_m wurden im Anschluss skaliert, um die unterschiedliche Form der Bodenantwortspektren aus PEGASOS und PRP-IH zu berücksichtigen. Dieses Vorgehen wurde vom ENSI positiv bewertet:

„Die Fragility-Analysen der MUSA 2010 sind auf Basis der Spektralform für die Erdbebengefährdung nach PEGASOS durchgeführt worden. Das ENSI verlangte jedoch in seiner Verfügung /106/ dass die seismischen Gefährdungsannahmen aus den PRP-Zwischenresultaten zu berücksichtigen sind. Das KKM hat deshalb die HCLPF-Tragfähigkeitswerte der betrachteten Strukturen, Systeme und Komponenten auf die Spektralform der neuen Gefährdungsannahmen gemäss PRP-IH skaliert.

Mit den Ende März 2012 eingereichten Dokumenten hat der Betreiber, wie in der Aktennotiz /13/ angekündigt, den Bericht /87/ mit Skalierungsfaktoren zur Berücksichtigung der unterschiedlichen Spektrenform von PEGASOS und PRP-IH eingereicht. Die auf der Basis der PEGASOS-Gefährdung ermittelten Fragilities werden mit je einem Skalierungsfaktor korrigiert, um der Spektrenform der PRP-ICH-Gefährdung Rechnung zu tragen. Der Skalierungsfaktor F wird vom Betreiber auf Basis der UHS-Spektren (Mean, 1.0E-04/Jahr, Fundamentniveau RG), von PEGASOS und PRP-IH wie folgt ermittelt:

$$F = F_{PGA} / F_{SA}$$

wobei F_{PGA} das PGA-Verhältnis zwischen PEGASOS und PRP-IH und F_{SA} das Verhältnis der Spektralbeschleunigungen von PEGASOS und PRP-IH bei der für das Versagen des betrachteten Gebäudes, Komponente oder Systems relevanten Eigenfrequenz ist. Die median PRP-Fragilities $A_{m,PRP}$ werden dann durch Multiplikation der median PEGAOS-Fragilities $A_{m,P}$ mit dem Skalierungsfaktor F ermittelt und die zugehörigen HCLPF-Werte entsprechend angepasst.“

„Gemäss der Verfügung vom 1. April 2011 /106/ sind die aktuellen Resultate der PRP-Studie (PRP-IH) als Grundlage für die Erdbebenberechnungen und Nachweise zu verwenden. Die Verwendung der vorhandenen Zeitverläufen und Etagenspektren aus der MUSA2010-Studie für die neuen Nachweise betrachtet das ENSI jedoch als einen zulässigen Zwischenschritt, weil die Erdbebenfestigkeiten vom PEGASOS auf das PRP-IH-Niveau mit Hilfe eines Skalierungsfaktors umgerechnet werden.“

„Das ENSI beurteilt das vom KKM angewendete Skalierungsverfahren zur Berücksichtigung der aktuell anzunehmenden Erdbebengefährdung PRP-IH, im Sinne einer interimistischen Lösung bis die definitive PRP-Gefährdung vorliegt, als zweckmässig und korrekt.“

Das Bodenantwortspektrum des PRP-IH weist einen geringeren PGA-Wert auf als das PEGASOS-Spektrum, zeigt aber diesem gegenüber im Bereich tieferer Frequenzen eine deutlich größere Überhöhung – siehe Abbildung 1.

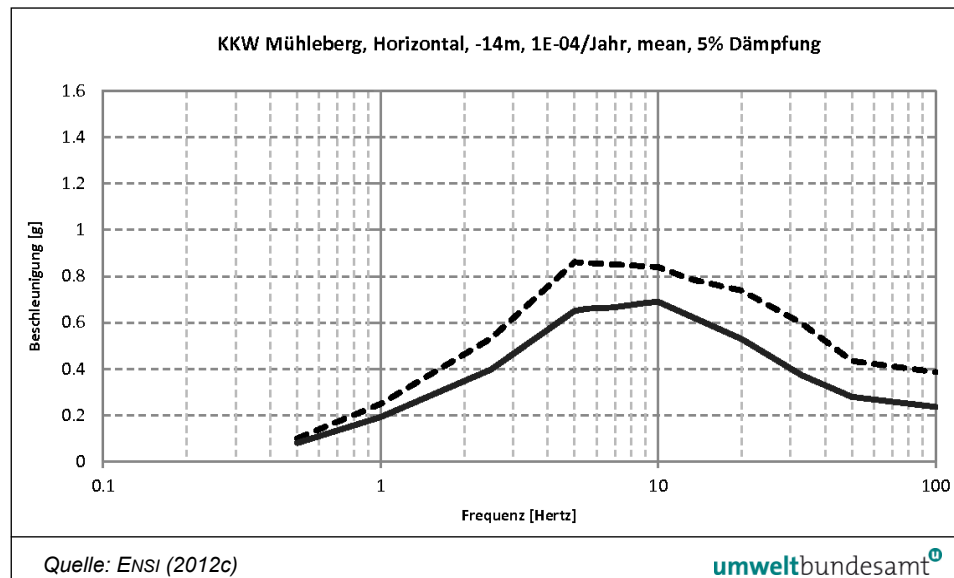


Abbildung 2: Vergleich der Bodenantwortspektren aus PEGASOS (oben) und PRP-IH (unten).

Der Effekt der spektralen Überhöhung im Bereich der für die SSKs relevanten Frequenzen muss bei der Bestimmung der Fragilitäten berücksichtigt werden. Der vom KKM gewählte Ansatz, die auf Basis des PEGASOS-Spektrums bestimmten Medianwerte der Fragilitäten A_m mit dem Verhältnis der jeweiligen spektralen Überhöhungen des PEGASOS und PRP-ICH-Spektrums zu skalieren, beinhaltet nach unserer Auffassung die Annahme, dass sich die Abweichungen zwischen den beiden Spektren im jeweils relevanten Frequenzbereich linear auf die Einwirkungen auf die betrachteten SSKs auswirken. Eine physikalische Begründung dafür, warum das gewählte Vorgehen zulässig ist, findet sich in ENSI (2012c) nicht. Insbesondere wird nicht begründet, dass eine Linearität zwischen den Abweichungen bei den jeweiligen spektralen Überhöhungen und den erzeugten Lasten angenommen werden darf.

Vollständigkeit und Nachvollziehbarkeit der vorgelegten Nachweise

Das ENSI stellt in Kapitel 3.2 dar, dass zur Gewährleistung der Kernkühlung folgende Sicherheitsfunktionen erforderlich sind:

- Abschaltsicherheit,
- Kühlmittleinspeisung in den Reaktordruckbehälter (RDB),
- Wärmeabfuhr aus dem RDB und dem Containment,
- Bereitstellung und Erhalt des Kühlmittels.

In der Anlage KKM bestehen verschiedene Möglichkeiten zur Gewährleistung dieser Sicherheitsfunktionen. Der vom KKM vorgelegte Nachweis bezieht sich auf den seismisch robustesten Abfahrpfad. Als sicherer Zustand gilt, wenn die

Anlage mindestens in den Zustand „Heiß-Abgestellt“ gebracht und dort längerfristig gehalten werden kann. Der seismisch robusteste Abfahrfad besteht vorwiegend aus Teilsystemen des Notstandsystems SUSAN.

Für die Erdbebenbeherrschung ist allerdings nicht nur eine ausreichende Auslegung der zur Abschaltung und Nachwärmeabfuhr erforderlichen SSKs erforderlich. Es ist auch nachzuweisen, dass Funktionsfähigkeit der zur Erdbebenbeherrschung erforderlichen SSKs nicht durch das Versagen von SSKs, die nicht ausreichend gegen die betrachtete Erdbebeneinwirkung ausgelegt sind, beeinträchtigt wird (z. B. durch das Herabfallen schwerer Lasten, leitentechnische Fehlsignale oder anlageninterne Überflutungen). Das ENSI führt diesbezüglich in ENSI (2012c) aus:

„In den Erdbebennachweis sind alle Bauwerke einbezogen worden, deren Standfestigkeit für die Sicherstellung der Kernkühlung erforderlich sind. Der Umfang der nachzuweisenden mechanischen und elektrischen Ausrüstungen wurde aufgrund der Vielzahl vom ENSI stichpunktartig anhand der Systemschemata und weiterer System- und Betriebsdokumente geprüft und wird als plausibel beurteilt. Für die jeweiligen Gebäude und Ausrüstungen wurden Erdbebenfestigkeiten seitens KKM ermittelt.

Im Rahmen einer Inspektion im Mai 2012 hat sich das ENSI davon überzeugt, dass die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Ausrüstungen nicht durch andere, seismisch schwächere Ausrüstungen gefährdet werden können, was insbesondere auf die weitgehende räumliche Trennung der Notstandsausrüstungen zurückzuführen ist. Des Weiteren konnte das KKM aufzeigen, dass die bestehenden systemtechnischen Schnittstellen zwischen Notstandssystemen und nicht im Erdbebennachweis kreditierten Sicherheitssystemen (z. B. ALPS/Kernsprühsystem) im Rahmen von Erdbebenrundgängen aufgenommen und deren Erdbebenfestigkeiten ermittelt wurden.“

Die entsprechenden Aussagen des ENSI sind nicht durch Verweise auf entsprechende Prüfberichte und Fragilitätsberechnungen belegt. Somit bleibt unklar, welche SSKs in die Betrachtung einbezogen wurden und welche Prüfungen/Analysen zur Erdbebenfestigkeit für diese SSKs im einzelnen durchgeführt wurden.

Das ENSI führt in ENSI (2012c) weiter aus, dass die erhöhten PRP-IH Gefährdungsannahmen in der Regel für die druckführenden Komponenten, insbesondere die druckführende Umschließung des Primärkreislaufes, eine untergeordnete Bedeutung haben und die Erdbebenlasten vorrangig für die Halterungen der Komponenten von Bedeutung sind:

„Bei der Auslegung der mechanischen Ausrüstungen (druckführende Behälter, Rohrleitungen, Armaturen und Pumpen) werden in den Lastfällen die Erdbebenlasten berücksichtigt. Die Erdbebenlasten spielen jedoch in der Regel eine untergeordnete Rolle im Vergleich zu den relevanten Betriebs- und Störfalllasten. In der Auslegung der druckführenden Komponenten werden zudem Sicherheitsmargen angewendet, die Unsicherheiten der Berechnungsmethoden und der Materialkennwerte konservativ abdecken. Die erhöhten PRP-IH-Gefährdungsannahmen für das Erdbeben haben in der Regel für die berechneten Auslegungsspannungen der druckführenden Komponenten, insbesondere auch der druckführenden Umschließung des Primärkreislaufes, eine untergeordnete Bedeutung oder werden durch die Sicherheitsmargen abgedeckt.

Erdbebenlasten sind jedoch vor allem für die Halterungen der Komponenten von Bedeutung, da diese neben dem Eigengewicht vor allem gegen seismische Lasten auszuliegen sind. Insofern ist es für das ENSI nachvollziehbar, dass für die vom KKM ingenieurmässig festgelegte Versagensart überwiegend ein Versagen der Halterungen angenommen wird.“

Hinsichtlich dieser Bewertungen des ENSI bleibt unklar, welche Prüfungen durchgeführt wurden und auf welche mechanischen Ausrüstungen sich die Aussage, dass die Erdbebenlasten eine untergeordnete Rolle im Vergleich zu den relevanten Betriebs- und Störfalllasten spielen, im einzelnen bezieht. Ebenso bleibt der Umfang der Systeme unklar, für die vom KKM ingenieurmäßig ein Versagen der Halterungen als Versagensart festgelegt wurde. Weiterhin wird für diese Systeme nicht dargestellt, ob das Versagen der Halterungen kraftfrei unterstellt wurde oder ob die Folgewirkungen aus dem Versagen der Halterung zum Beispiel auf die weiterführenden Strukturen wie Stahlbaubühnen oder Wände untersucht wurden.

Hinsichtlich der Funktion des Schnellabschaltsystems (SCRAM) müssen gemäß Bkw (2012a) die Funktionalität des Steuerstabantriebssystems bis zu den Steuerstabgehäusen am Reaktordruckbehälter gewährleistet sein und die Wechselwirkung der Abschaltfunktion mit dem RDB berücksichtigt werden. Aus Bkw (2012a) und ENSI (2012c) geht hervor, dass die Erdbebenfestigkeiten (HCLPF-Werte) für die CRD Antriebe 1,83 g und für die Reaktoreinbauten 0,98 g betragen. Da zur SCRAM Funktionalität beide Teile wirksam sein müssen, wird die Erdbebenfestigkeit des Gesamtsystems durch den kleineren der beiden Einzelwerte bestimmt. Durch die Skalierung des für das PEGASOS-Spektrum abgeleiteten HCLPF-Werts von 0,98 g auf das Spektrum des PRP-IH ergibt sich eine Erdbebenfestigkeit (HCLPF) von 0,77 g. Das ENSI weist in ENSI (2012c) darauf hin, dass die abgeleiteten Werte von denjenigen, die das KKM im Zuge des EU Stresstest in Bkw (2011) angegeben hat, abweichen:

„Anzumerken ist, dass das KKM im Bericht zum EU-Stresstest /53/ einen tieferen HCLPF-Wert für die Abschaltfunktion ausgewiesen hat (0.53 g mit PEGASOS-Gefährdung). In Anbetracht der zentralen sicherheitstechnischen Bedeutung der Abschaltfunktion hat das ENSI das KKM mit Forderung vom 10.01.2012 /110/ und der darauffolgenden Erläuterung vom 24.01.2012 /111/ aufgefordert zu diesem Thema Stellung zu nehmen. Im Bericht /8/ vom 23.01.2012 hat das KKM nachgewiesen, dass der tiefere Wert auf einer zu konservativen Annahme basiert. Ursprünglich wurde der Stahlrahmen, der oberhalb der hydraulischen Steuerstabeinheiten angeordnet ist, als massgebend betrachtet. Das allfällige Versagen des Rahmens kann aber die Abschaltfunktion nicht verhindern sondern führt im Gegenteil zur ihrer Auslösung und zum Einfahren der Steuerstäbe /8/. Somit ist der Rahmen für die Robustheit der Abschaltfunktion nicht relevant.“

Vom KKM wurden im Rahmen des EU-Stresstest in Bkw (2011) für die Schnellabschaltfunktion HCLPF-Werte von 0,53 g für den Rahmen und von 0,54 g für den RDB angegeben. Anhand der Darstellungen in Bkw (2012a) und ENSI (2012c) ist nicht erkennbar, aus welchen Gründen der in Bkw (2011) für den RDB angegebene HCLPF-Wert von 0,54 g (bezogen auf das PEGASOS-Spektrum) keine Gültigkeit mehr hat und stattdessen für die Schnellabschaltfunktion nunmehr ein deutlich höherer Wert von 0,98 g (bezogen auf das PEGASOS-Spektrum) herangezogen werden kann.

Das ENSI gibt in ENSI (2012c) an, dass die vom KKM bewerteten Erdbebenkapazitäten „überwiegend“ auf Angaben in den einschlägigen EPRI-Guides beruhen. Als Beispiele nennt das ENSI die Angaben für die Dieselgeneratoren, Diesel-Lüftungsventilatoren und Diesel-Kraftstoffleitungen. Darüber hinaus führt das KKM in Bkw (2012a) aus, dass im Zuge von Erdbebenrundgänge durch Expertenteams (bestehend aus einem Systemingenieur, einem PSA-Experten und zwei externen Erdbebeningenieuren) Komponenten, die als seismisch ro-

bust identifiziert wurden, eine konservativ bestimmte, generische Erdbebenfestigkeit zugeordnet wurde. Abgesehen von einigen konkret genannten Beispielen ist anhand der Darstellungen in ENSI (2012c) und Bkw (2012a) nicht erkennbar, für welche Komponenten

- generische Fragilitätswerte aus den EPRI-Guides entnommen wurden,
- spezifische Analysen auf Basis von Auslegungsberechnungen etc. durchgeführt wurden oder
- im Rahmen von Erdbebenrundgängen generische Erdbebenfestigkeit zugeordnet wurden.

4 LITERATURVERZEICHNIS

- BAFU (2011): Rechtliche Verankerung des integralen Risikomanagements beim Schutz vor Naturgefahren, Rechtsgutachten, Bern 2011.
- BFE (2013): Staumauer Wohlensee: Stabilitätsnachweis – Stellungnahme zur Kritik von Prof. Wie Wu. 5. März 2013.
- BKW (1990): Kernkraftwerk Mühleberg – Sicherheitsbericht 1989. Ausgabe 31. August 1990.
- BKW (2011): Kernkraftwerk Mühleberg. EU Stress Test Kernkraftwerk Mühleberg. AN-BM-2011/121, Oktober 2011..
- BKW (2012a): Deterministischer Nachweis der Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens für das KKM; AN-UM-2012/052, 28. März 2012.
- BKW (2012b): Bericht zur Verfügung des ENSI vom 5. Mai 2011: Überprüfung der Auslegung der Brennelementlagerbecken, -gebäude und -kühlsysteme AN-UM-2012/055, 28. März 2012.
- BKW (2012c): Deterministischer Nachweis der Beherrschung der Kombination von Erdbeben und Hochwasser für das KKM; AN-UM-2012/058, 29. März 2012.
- BUNDESRAT (2004): Schweizerischer Bundesrat; Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV).
- ENSI (2009a): Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse. ENSI-A01/d, Juli 2009.
- ENSI (2009b): Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang. Richtlinie ENSI-A05, Januar 2009.
- ENSI (2009c): Notfallschutz in Kernanlagen. Richtlinie ENSI-B12, April 2009.
- ENSI (2011a): EU Stress Test: Swiss National Report – ENSI review of the operators' reports. 31.12.2011.
- ENSI (2011b): Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis des KKM zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Hochwassers; ENSI 11/1481, 31. August 2011.
- ENSI (2011c): Lessons Learned und Prüfpunkte aus den kerntechnischen Unfällen in Fukushima; ENSI-AN-7746; 29.10.2011.
- ENSI (2011d): Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke. ENSI-G01/d, Januar 2011.
- ENSI (2011e): Verfügung: Vorgehensvorgaben zur Überprüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung. 1. April 2011.
- ENSI (2012a): ENSI-Stellungnahme zu ausgewählten Aspekten des Fachgutachtens KKM der österreichischen Umweltbundesamt GmbH; ENSI-AN-8033 (40KRI.ACH), 3. September 2012.
- ENSI (2012b): ENSI-Stellungnahme zu den Empfehlungen der Kategorie 2 des Fachgutachtens KKM der österreichischen Umweltbundesamt GmbH; ENSI-AN-8146 (40KRI.ACH), 19. Dezember 2012.

- ENSI (2012c): Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis des KKM zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens; ENSI 11/1562 (10KEX.APFUKU1), 7. Juli 2012.
- ENSI (2012d): Sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg; ENSI 11/1700, 20. Dezember 2012.
- ENSI (2012e): Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2008 des Kernkraftwerks Gösgen; ENSI 17/1350; 23. August 2012.
- ENSI (2012f): EU Stress Test: Swiss National Action Plan – Follow up of the Peer Review – 2012 Year-End Status Report. ENSI-AN-8124, 31.12.2012.
- ENSI (2013): Aktionsplan Fukushima 2013. ENSI-AN-8226, 28.02.2013.
- Hsk (1991): Gutachten zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das Kernkraftwerk Mühleberg. HSK 11/250, 1991.
- Hsk (1993a): Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren. HSK-R-101/d, Januar 1993.
- Hsk (1993b): Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren. HSK-Richtlinie HSK-R-06/d, Januar 1993.
- Hsk (2001): Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken. HSK-Richtlinie HSK-R-48/d, November 2001.
- Hsk (2002): Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Mühleberg. HSK 11/800, Dezember 2002.
- Hsk (2007): Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM. HSK 11/1100, November 2007.
- Hsk (2008): Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen. HSK-Richtlinie HSK-A06, Mai 2008.
- IAEA (2002a): Report of the operational Safety Review Team (OSART) Mission to the Mühleberg Nuclear Power Plant Switzerland 6–23 November 2000 and Follow Up Visit 9–14 June 2002, NSNI/OSART/00/109F
- IAEA (2002b): Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Operation of Nuclear Power Plants. Safety Guide NS-G-2.7, 2002.
- IAEA (2011): Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation. Specific Safety Requirements No. SSR-2/2, 2011.
- IAEA (2012): Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements No. SSR-2/1, 2012.
- IAEA (2013): Report of the Operational Safety Review Team (OSART) Mission to the Mühleberg Nuclear Power plant (Switzerland) 8–25 October 2012, NSNI/OSART/012/170.
- KTA (2000): Kerntechnischer Ausschuss. KTA 3702: Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken. Fassung 6/00.
- SIA 2018 (2004) Überprüfung bestehender Gebäude bezüglich Erdbeben, Merkblatt, Schweizer Ingenieur- und Architektenverein, Zürich.

- TÜV (1998): TÜV Energie Consult. Expertise zur sicherheitstechnischen Bedeutung der Risse im Kernmantel des Kernkraftwerks Mühleberg (KKM). Januar 1998.
- TÜV (2006): TÜV NORD EnSys. Kernkraftwerk Mühleberg: Gutachten zur Sicherheitsbewertung der Klammervorrichtung (Zugankerkonstruktion) im Hinblick auf Kernmantel-Durchrisse. Dezember 2006.
- UMWELTBUNDESAMT (2012): Umweltbundesamt. Fachstellungnahme zu sicherheitstechnischen Aspekten des Schweizer Kernkraftwerks Mühleberg. Reports, Bd. Rep-0385. Umweltbundesamt, Wien.
- UVEK (2009): Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation: Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen. 732.112.2; 17. Juni 2009.
- WEBER (2013): Workshop vom 1. März 2013 an der TU Wien. Die Nachweisführung der Bemessungssituation „Erdbeben“ in der Geotechnik gemäß Eurocode 7 & 8 (Vortrag von Herrn Dr. Thomas Weber liegt als PDF Version vor).
- WENRA (2008): WENRA Reactor Safety Reference Levels. Januar 2008.
- WU (2013): Bericht zu Gutachten der BKW FMB Energie AG für das Wasserkraftwerk Mühleberg; BOKU. Februar 2013.

5 ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

AM	Accident Management
AMM	Accident Management Maßnahme
CDS	Containment-Druckentlastungssystem
CS		Core Spray – Kernsprühsystem
CWS	Cooling Water System – SUSAN-Kühlwassersystem
DG	Diesel Generator – Dieselaggregat
EVA	Einwirkung von Außen
HCLPF	High confidence of a low probability of failure
ICWS	Intermediate Cooling Water System – SUSAN- Zwischenkühlwassersystem
KKM	Kernkraftwerk Mühleberg
KMV	Kühlmittelverlust Störfall
LOCA	Loss of Coolant Accident
LTO	Long Term Operation
MUSA	Mühleberg Safety Assessment – Mühleberg Sicherheitsanalyse
OSART	Operational Safety Review Team
PEGASOS	Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz
PGA	Peak Ground Acceleration
PRP	PEGASOS Refinement Project
PRP-IH	PRP Intermediate Hazard
PRV	Pressure Relief Valve – Druckentlastungsventil
PSA	Probabilistic Safety Assessment – probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling – Kernisoliationskühlssystem
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
SBO	Station Blackout
SCRAM	Reaktorschnellabschaltung
STCS	Shut Down and Torus Cooling System – Abfahr- und Toruskühlssystem
SFP	Spent Fuel Pool – Brennelementlagerbecken
SRV	Safety Relief Valve – Sicherheits- und Abblaseventil
SSC	System, Structure and Component

SSE.....	Safe Shutdown Earthquake – Sicherheitserdbeben
SSK.....	Strukturen, Systeme und Komponenten
SUSAN.....	spezielles, unabhängiges System zur Abfuhr von Nachwärme
SWS.....	Service Water System – Hilfskühlwassersystem
TLAA.....	Time Limited Assumption
u. E.....	unseres Erachtens
ASME.....	American Society of Mechanical Engineers
ENSI.....	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
EPRI.....	Electric Power Research Institute
GE	General Electric
HSK.....	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
IAEA.....	International Atomic Energy Agency
IEEE.....	Institute of Electrical and Electronics Engineers
KTA.....	Kerntechnischer Ausschuss
SIA	Schweizerischer Ingenieur- und Architektenverein
TÜV.....	Technischer Überwachungsverein
WENRA.....	Western European Nuclear Regulators Association

ANHANG 1: GEGENÜBERSTELLUNG DER AKTUELLEN EMPFEHLUNGEN UND DER KORRESPONDIERENDEN EMPFEHLUNGEN AUS UMWELTBUNDESAMT (2012)

Standortspezifisches Gefährdungspotential

In den folgenden Tabellen sind die in dieser Stellungnahme abgeleiteten aktuellen Empfehlungen zum standortspezifischen Gefährdungspotential den korrespondierenden Empfehlungen aus der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) gegenüber gestellt.

Tabelle A.1: Vergleich der aktuellen Empfehlungen der Kategorie 1 mit den korrespondierenden Empfehlungen aus der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012).

Empfehlungen der Kategorie 1		Ursprüngliche Empfehlung aus UMWELTBUNDESAMT (2012)	
Aktuelle Empfehlung		Ursprüngliche Empfehlung aus UMWELTBUNDESAMT (2012)	
Nr.	Inhalt der Empfehlung	Nr.	Inhalt der Empfehlung
1	Die Erdbebengefährdung sollte ehebdigst aktualisiert werden. Die aktuellen Werte von für einen PGA-Wert von 0,15 g sind längst nicht mehr Stand der Technik.		Die Erdbebengefährdung sollte ehebdigst aktualisiert werden. Die aktuellen Werte von für einen PGA-Wert von 0,15 g sind längst nicht mehr Stand der Technik.
2	Es sollte geprüft werden, inwieweit im Falle eines Bemessungshochwassers in Kombination mit einem leichten Erdbeben, Hangrutschungen in den Wohlensee zu einem unkontrollierten Ansteigen der Wasserspiegel um das KKW Mühleberg führen können, um lokale Schäden zufolge einer Flutwelle nach Hangrutschungen in den See und daraus folgende Unfallszenarien auszuschliessen.		Es sollte geprüft werden, inwieweit im Falle eines Bemessungshochwassers in Kombination mit einem leichten Erdbeben, Hangrutschungen in den Wohlensee zu einem unkontrollierten Ansteigen der Wasserspiegel um das KKW Mühleberg führen können, um lokale Schäden zufolge einer Flutwelle nach Hangrutschungen in den See und daraus folgende Unfallszenarien auszuschliessen.

Tabelle A.2: Vergleich der aktuellen Empfehlungen der Kategorie 1 mit den korrespondierenden Empfehlungen aus der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012).

Empfehlungen der Kategorie 2		Ursprüngliche Empfehlung aus UMWELTBUNDESAMT (2012)	
Aktuelle Empfehlung			
Nr.	Inhalt der Empfehlung	Nr.	Inhalt der Empfehlung
1	Das Anheben des Sicherheitsrisikos von einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr auf 10^{-5} pro Jahr dringend zu empfehlen.		Das Anheben des Sicherheitsrisikos von einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von 10–4 pro Jahr auf 10–5 pro Jahr dringend zu empfehlen.
2	Eine klare Definition der Annahmen für die Risikoabschätzung, welche das gesamte Risikoprofil (Einzelrisiko vs. Verschiedenen Kombinationen) für das Kraftwerk, aber auch die unmittelbar damit zusammenhängenden anderen Bauwerke (Wohlensee-Staudamm) umfasst, ist erforderlich. Diese Festlegung sollte zumindest die anzustrebende Auftretenswahrscheinlichkeit enthalten und klare Angaben zu den Konfidenzinterwallen machen.		Eine klare Definition der Annahmen für die Risikoabschätzung, welche das gesamte Risikoprofil (Einzelrisiko vs. Verschiedenen Kombinationen) für das Kraftwerk, aber auch die unmittelbar damit zusammenhängenden anderen Bauwerke (Wohlensee-Staudamm) umfasst, ist erforderlich. Diese Festlegung sollte zumindest die anzustrebende Auftretenswahrscheinlichkeit enthalten und klare Angaben zu den Konfidenzinterwallen machen.
3	Eine Überprüfung ob sich in unmittelbarer Umgebung des KKW M. Erdbebenfallen befinden, welche in letzten 120.000 Jahren aktiv waren wird empfohlen (Anmerkung: Einen Hinweis auf seismische Aktivitäten im Umfeld gibt es in der Fachstellungnahme des Umweltbundesamtes des Jahres 2011; siehe Kapitel 3)		
4	Die Neubewertung der seismischen Gefährdung Europas im SHARE Projekt (www.share-eu.org) der Europäischen Kommission im 7. Rahmenprogramm hat für die Region Mühleberg ein Maximum Credible Earthquake (MCE) mit einer Magnitude von 6.0 bestimmt. Es wird empfohlen zu prüfen inwieweit diese Neubewertung Einfluss auf die Risikoabschätzung für den Standort hat.		

Anlagentechnik und Betrieb

In den folgenden Tabellen sind die in dieser Stellungnahme abgeleiteten aktuellen Empfehlungen zur Anlagentechnik den korrespondierenden Empfehlungen aus der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012) gegenüber gestellt. Modifizierte Empfehlungen sind durch einen Beistrich gekennzeichnet, z. B. 3'. Neu abgeleitete Empfehlungen ohne Entsprechung in UMWELTBUNDESAMT (2012) sind durch Zusatzbuchstaben gekennzeichnet, z. B. 11a.

Tabelle A.3: Vergleich der aktuellen Empfehlungen der Kategorie 1 mit den korrespondierenden Empfehlungen aus der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012).

Empfehlungen der Kategorie 1		Ursprüngliche Empfehlung aus UMWELTBUNDESAMT (2012)	
Aktuelle Empfehlung		Ursprüngliche Empfehlung aus UMWELTBUNDESAMT (2012)	
Nr.	Inhalt der Empfehlung	Nr.	Inhalt der Empfehlung
1	Es sollte geprüft werden, ob durch ein erdbebenbedingtes Versagen von Einrichtungen des Feuerlöschsystems im Reaktorgebäude ein Potenzial für eine Überflutung der Kote –11 m besteht.	1	Es sollte geprüft werden, ob durch ein erdbebenbedingtes Versagen von Einrichtungen des Feuerlöschsystems im Reaktorgebäude ein Potenzial für eine Überflutung der Kote –11 m besteht.
2	Es sollte analysiert werden, welche Transienten zu ihrer Beherrschung Leittechnikfunktionen erfordern, die nicht von der SUSAN-Sicherheitsleittechnik ARSI gewährleistet werden können. Für diese Transienten sollte u. E. entweder gezeigt werden, dass ihr Auftreten in Kombination mit einem Sicherheitsereignis ausgeschlossen werden kann bzw. sie nicht durch ein SSE induziert werden können, oder es sollten die entsprechenden leittechnischen Einrichtungen im Hinblick auf ihre Robustheit gegenüber Erdbebeeinwirkungen überprüft und ggf. ertüchtigt werden.	2	Es sollte analysiert werden, welche Transienten zu ihrer Beherrschung Leittechnikfunktionen erfordern, die nicht von der SUSAN-Sicherheitsleittechnik ARSI gewährleistet werden können. Für diese Transienten sollte u. E. entweder gezeigt werden, dass ihr Auftreten in Kombination mit einem Sicherheitsereignis ausgeschlossen werden kann bzw. sie nicht durch ein SSE induziert werden können, oder es sollten die entsprechenden leittechnischen Einrichtungen im Hinblick auf ihre Robustheit gegenüber Erdbebeeinwirkungen überprüft und ggf. ertüchtigt werden.
3'	Im Rahmen einer geschlossenen Darstellung des Nachweises zur Beherrschung externer Überflutungen durch Vermeidung eines Wassereintrags in die sicherheitsrelevanten Gebäude sollten u. E. insbesondere folgende Aspekte behandelt werden: <ul style="list-style-type: none"> • Der Fortbestand der Dichtheit der Grundwasserisolation der sicherheitsrelevanten Gebäude. • Das Verhalten der sicherheitsrelevanten Gebäude bei einem Wasserstand, der für längere Zeit die Höhe der Grundwasserisolation übersteigt. • Das Eindringen von Wasser in das Maschinenhaus und das Betriebsgebäude bei einem Hochwasser Mitte Mai 1999 und ggf. daraus folgende Erkenntnisse für das Verhalten sicherheitsrelevanter Gebäude bei externen Überflutungen (Bemessungshochwasser, Flutwellen). 	3	Im Rahmen einer geschlossenen Darstellung des Nachweises zur Beherrschung externer Überflutungen durch Vermeidung eines Wassereintrags in die sicherheitsrelevanten Gebäude sollten u. E. insbesondere folgende Aspekte behandelt werden: <ul style="list-style-type: none"> • Der Fortbestand der Dichtheit der Grundwasserisolation der sicherheitsrelevanten Gebäude. • Das Verhalten der sicherheitsrelevanten Gebäude bei einem Wasserstand, der für längere Zeit die Höhe der Grundwasserisolation übersteigt. • Das Eindringen von Wasser in das Maschinenhaus und das Betriebsgebäude bei einem Hochwasser Mitte Mai 1999 und ggf. daraus folgende Erkenntnisse für das Verhalten sicherheitsrelevanter Gebäude bei externen Überflutungen (Bemessungshochwasser, Flutwellen). • Die Auftriebssicherheit von Kanälen und ggf. anderen Bauwerken.

	<ul style="list-style-type: none"> • Vorkehrungen gegen ein Eindringen von Wasser in die sicherheitsrelevanten Gebäude über bestehende Wanddurchdringungen und Verbindungen zu anderen Gebäuden. • Das Verhalten der sicherheitsrelevanten Gebäude bei einer kombinierten Einwirkung von Erdbeben und Überflutung im Hinblick auf ggf. auftretende Risse sowie ggf. mögliche Beschädigungen von Abdichtungen, Türen, Durchführungen, Kanälen und Leitungen. • Die Vermeidung von Wassereintritten in sicherheitsrelevante Gebäude durch geöffnete Türen im Falle von erdbebeninduzierten Flutwellen, die im Gegensatz zum Hochwasser ggf. keine oder nur geringe Vorwarnzeiten haben (insbesondere relevant für die Stauanlage Mühleberg).
<p>– (Der Empfehlung ist Rechnung getragen)</p>	<p>4 Die zur RDB Bespeisung und Nachwärmeabfuhr vorgesehenen Sicherheitssysteme (Stränge I bis IV) sollten so nachgerüstet oder ertüchtigt werden, dass es bei einem Brand im Reaktorgebäude oder einer internen Überflutung auf der Kote –11 m nicht zu einem Ausfall aller Systeme kommen kann.</p>
<p>5 Das Verstopfungspotenzial des SUSAN-Kühlwassersystems selbst (nicht nur des Einlaufs) sollte untersucht werden.</p>	<p>5 Das Verstopfungspotenzial des SUSAN-Kühlwassersystems selbst (nicht nur des Einlaufs) sollte untersucht werden.</p>
<p>6 Die im KKM vorgesehenen Notfallmaßnahmen (AM Maßnahmen) sollten systematisch auf ihre Durchführbarkeit bei den zu unterstellenden Einwirkungen von Außen und von Innen hin überprüft und ggf. das Notfallschutzkonzept entsprechend weiterentwickelt werden. Hintergrund ist, dass in dem KKM Bericht zum EU Stress Test an einzelnen Stellen Notfallmaßnahmen in Bezug genommen werden, deren Durchführbarkeit unter den dort diskutierten Randbedingungen unklar erscheint.</p>	<p>6 Die im KKM vorgesehenen Notfallmaßnahmen (AM Maßnahmen) sollten systematisch auf ihre Durchführbarkeit bei den zu unterstellenden Einwirkungen von Außen und von Innen hin überprüft und ggf. das Notfallschutzkonzept entsprechend weiterentwickelt werden. Hintergrund ist, dass in dem KKM Bericht zum EU Stress Test an einzelnen Stellen Notfallmaßnahmen in Bezug genommen werden, deren Durchführbarkeit unter den dort diskutierten Randbedingungen unklar erscheint.</p>
<p>7' Es sollte dargestellt werden,</p> <ul style="list-style-type: none"> • in welchem Umfang Leckagen über Anschlussleitungen an das BE-Lagerbecken, die Reaktorgrube und das Reaktoreinbautenbecken im Falle eines SSE weiterhin zu unterstellen sind. Sofern auf die Funktion des CRS Bezug genommen wird, sollte dessen Funktionstauglichkeit bei einem SSE belegt werden. • inwieweit Zapfen bzw. Stopfen, deren Dichtwirkung gegen Leckagen/Lecks kreditiert wird (auch bei Revisionsstillständen), gegen Erdbebenwirkungen ausgelegt sind. • ob kurzzeitige Betriebszustände von einer Bewertung ausgenommen werden (keine Überlagerung mit einem SSE). 	<p>7 Bei Lecks am Beckenkühlsystem könnte es über die Rückförderleitungen infolge einer Saugheberwirkung zu einem kontinuierlichen Füllstandsabfall kommen. Bei unterstelltem Versagen der pro Leitung einfach vorhandenen Rückschlagklappe wären Handlungsmaßnahmen zur Leckabspernung erforderlich, da das Lagerbecken ansonsten komplett leergesaugt werden könnte. Das Nachweiskonzept für derartige Szenarien sollte im Hinblick auf verfügbare Karenzenzeiten, Leckerkennungsmöglichkeiten und die für den Fall vorgesehenen betrieblichen Vorschriften überprüft werden, da die automatische Leckabspernung nicht einzelfehlerfest ist. Ggf. sollten Umrüstungen vorgenommen werden, um Saugheberwirkungen auszuschließen oder gesichert zu unterbrechen. Dies könnte z. B. durch das Einbringen von Bohrungen (Siphonbrecher) in die Rückförderleitungen kurz unterhalb des Beckenwasserspiegels erreicht werden.</p>
<p>– (Der Empfehlung ist Rechnung getragen)</p>	<p>8 Eine Ertüchtigung der Dammplatte gegen seismische Einwirkungen sollte geprüft werden, um ein erdbebenbedingtes Versagen der Dammplatte mit hoher Sicherheit zu vermeiden.</p>

<p>– (Die Empfehlung ist erfüllt)</p>	<p>9</p>	<p>Die zur Lagerbeckenkühlung vorgesehenen Notfallmaßnahmen sollten im Hinblick auf die Robustheit der hierfür erforderlichen Einrichtungen (z. B. Feuerlöschsystem) gegen Erdbebeneinwirkungen überprüft werden.</p>	<p>10</p> <p>Es sollte überprüft werden, ob und ggf. welche zusätzlichen Maßnahmen möglich und erforderlich sind, um die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der SUSAN-Notstromversorgung weiter zu erhöhen. Hierbei sollten u. E. folgende Aspekte berücksichtigt werden:</p> <ul style="list-style-type: none"> ● Potenzial für eine Verstopfung des SUSAN-Kühlwassersystems CWS; ● Konsequenzen aus der nicht vollumfänglichen räumlichen Trennung der Redundanzen; ● Potenzial für redundanzübergreifende Ausfälle infolge gebäudeinterner Überflutungen und Brände; ● Möglichkeiten für eine Erhöhung der Robustheit der SUSAN-Notstromdieselaggregate gegenüber seismischen Einwirkungen; ● Gesamtkonzept zur externen Bespeisung der SUSAN-Notstromschienen unter Berücksichtigung aller zu betrachtender Einwirkungen von Außen. Die Bespeisung sollte unter Beibehaltung des Gebäudeschutzkonzepts und der zu unterstellenden Ereignisrandbedingungen (z. B. Arealüberflutung) zuverlässig und kurzfristig möglich sind.
<p>10</p> <p>Es sollte überprüft werden, ob und ggf. welche zusätzlichen Maßnahmen möglich und erforderlich sind, um die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der SUSAN-Notstromversorgung weiter zu erhöhen. Hierbei sollten u. E. folgende Aspekte berücksichtigt werden:</p> <ul style="list-style-type: none"> ● Potenzial für eine Verstopfung des SUSAN-Kühlwassersystems CWS; ● Konsequenzen aus der nicht vollumfänglichen räumlichen Trennung der Redundanzen; ● Potenzial für redundanzübergreifende Ausfälle infolge gebäudeinterner Überflutungen und Brände; ● Möglichkeiten für eine Erhöhung der Robustheit der SUSAN-Notstromdieselaggregate gegenüber seismischen Einwirkungen; ● Gesamtkonzept zur externen Bespeisung der SUSAN-Notstromschienen unter Berücksichtigung aller zu betrachtender Einwirkungen von Außen. Die Bespeisung sollte unter Beibehaltung des Gebäudeschutzkonzepts und der zu unterstellenden Ereignisrandbedingungen (z. B. Arealüberflutung) zuverlässig und kurzfristig möglich sind. 	<p>11</p>	<p>Zur Absicherung der bruchmechanischen Analysen für den Nachweis der Strukturintegrität des Kernmantels für den Langzeitbetrieb, die einen umlaufenden Gesamtriss mit einer abdeckenden Risstiefe postulieren, und zur Bewertung von deren Aussagesicherheit sollten, soweit noch nicht erfolgt, die folgenden zusätzlichen Analysen und Bewertungen vorgenommen werden:</p> <ul style="list-style-type: none"> ● Bewertung des Kenntnisstandes zu den Schwellenwerten der Schädigungsmechanismen für die an den Kernmantelrissen des KKM vorliegenden physikalischen Verhältnisse; ● Bewertung des Kenntnisstandes zu den für die aktuelle Nachweisführung auf Basis bruchmechanischer Bewertungen erforderlichen Daten wie z. B. die Bruchzähigkeit des Kernmantelwerkstoffs; ● Bewertung der Schädigungsmechanismen für die an den Kernmantelrissen des KKM vorliegenden physikalischen Verhältnisse; ● Durchführung von Parameteruntersuchungen zum Einfluss bestimmter Größen (z. B. zu Verteilung und Höhe von Schweißeigenstressspannungen); ● Verwendung konservativer Werte für die relevanten bruchmechanischen Kenngrößen und Bewertung des abdeckenden Charakters. 	<p>11</p> <p>Sofern kein Austausch des Kernmantels erfolgt, sollte ein Nachweiskonzept erstellt werden, das auf der Festlegung eines ungünstigsten Zustands des Kernmantels (z. B. Annahme umlaufender Risse mit einer bestimmten Tiefe), der die real auftretenden Zustände auch bei fortschreitendem Risswachstum und Rissneubildung mit hoher Aussagesicherheit abdeckt, beruht.</p>

<p>11a Soweit noch nicht erfolgt, sollten diejenigen wasserchemischen Parameter, die das Risswachstum am Kernmantel beeinflussen, in die Betriebsunterlagen des KKM als sicherheitstechnisch wichtige Parameter aufgenommen und entsprechend überwacht werden. Für diese Parameter sollten in den Betriebsunterlagen zulässige Grenzen und Maßnahmen bei Überschreiten der Grenzen festgelegt werden.</p>	<p>11b Zur Bewertung der Plausibilität der bruchmechanischen Nachweise sowie zur Gewährleistung der Vergleichbarkeit der Sicherheitsfaktoren für den internen und den rissbehafteten Kernmantel sollten die Sicherheitsbeiwerte der bruchmechanischen Analysen an den Sicherheitsbeiwerten für den internen Kernmantel nach Regelwerk gespiegelt werden. Das Kriterium dabei wird aus der Überlegung abgeleitet, dass eine nach Regelwerk zu 100 % ausgelastete intakte Struktur, in die ein Riss eingebracht und die dadurch in ihrer Tragfähigkeit beeinträchtigt wird, nicht mit einer bruchmechanischen Bewertung als zulässig qualifiziert werden darf. Mit dem Vergleich der beiden Ergebnisse kann sichergestellt werden, dass der Bezug zu den internationalen Standards für intakte Strukturen enthaltenen Sicherheitsabständen hergestellt wird.</p>
<p>11c Im Zuge des Instandhaltungskonzepts für den rissbehafteten Kernmantel sollte auch das Potential für die Ausbildung von Rissen an den vertikalen Schweißnähten bewertet werden. Hierbei sollten Bewertungen zur maximalen Risswachstumsgeschwindigkeit und Risstiefe sowie zum Einfluss auf die Lastabtragungsfähigkeit des Kernmantels erfolgen.</p>	<p>12 Es sollten Analysen zu den sicherheitstechnischen Konsequenzen des Versagens eines Zugankers aus sich heraus sowie des Versagens eines oder mehrerer Zuganker bei Störfällen vorgelegt werden (Entstehung loser Teile im RDB). Sofern sich unzulässige Konsequenzen ergeben oder diese nicht zuverlässig ermittelt werden können, sollten die Zuganker ausgebaut werden.</p> <p>13 Ein Leistungsbetrieb des KKM sollte aus Gründen der Risikominimierung nur bei inertierte Primärcontainment erfolgen. Etwaig bestehende Ausnahmen für begrenzte Zeiträume vor einer geplanten Abschaltung bzw. nach einem Wiederanfahren der Anlage sollten entfallen.</p>
<p>13' Der Leistungsbetrieb des KKM bei nicht vollständig inertierte Primärcontainment sollte aus Gründen der Risikominimierung auf das aus betrieblichen Gründen (verfahrenstechnische Randbedingungen für die Inertisierung, Begehrbarkeit des Primärcontainments zur Durchführung von Prüfungen) unabweisbar notwendige Maß beschränkt bleiben. Für Ereignisabläufe mit Kernschmelze bei nicht vollständig inertierte Primärcontainment sollten geeignete Strategien zum Wasserstoffmanagement entwickelt werden.</p> <p>14 Vor dem Hintergrund der in Fukushima Daiichi aufgetretenen Probleme, eine ausreichende RDB Bespeisung sicherzustellen, sollte die Einspeisekapazität der im KKM vorhandenen Notfalleinrichtungen zur RDB Bespeisung überprüft werden. Die entsprechenden Einrichtungen sollten unter den Bedingungen eines Station Blackout und einer RDB Druckentlastung ausschließlich mittels der PRV in der Lage sein, auch im Kurzzeitbereich (ca. 1 h Stunde nach Abschaltung des Reaktors) ausreichend Kühlmittel in den RDB zu fördern.</p>	<p>14 Vor dem Hintergrund der in Fukushima Daiichi aufgetretenen Probleme, eine ausreichende RDB Bespeisung sicherzustellen, sollte die Einspeisekapazität der im KKM vorhandenen Notfalleinrichtungen zur RDB Bespeisung überprüft werden. Die entsprechenden Einrichtungen sollten unter den Bedingungen eines Station Blackout und einer RDB Druckentlastung ausschließlich mittels der PRV in der Lage sein, auch im Kurzzeitbereich (ca. 1 h Stunde nach Abschaltung des Reaktors) ausreichend Kühlmittel in den RDB zu fördern.</p>

– (Der Empfehlung ist Rechnung getragen)	<p>15</p> <p>Das im KKM realisierte Konzept zur Beherrschung von Transienten mit Überspeisung des RDB sollte einer Überprüfung unterzogen werden, die folgende Aspekte beinhalten sollte:</p> <ul style="list-style-type: none"> ● Qualität der Leittechnikfunktionen zur Gewährleistung einer zuverlässigen Beendigung der RDB Bespeisung (zumindest die Abschaltung der Speisewasserpumpen ist gemäß Hsk (1991) keine Reaktorschutzmaßnahme); ● Beendigung der Einspeisung durch das RCIC und das Speisewassersystem über diversitäre Maßnahmen (z. B. durch Auslösung eines Durchdringungsabschlusses in der RCIC Zudampfleitung und den Speisewasserleitungen); ● Auslösung von Reaktorschnellabschaltung sowie von Umleitschnellschluss und Durchdringungsabschluss in den dampfführenden Leitungen in Abhängigkeit von erhöhten Reaktorniveaus zur Beendigung der Leistungserzeugung und zur Isolation des RDB von dampfführenden Systemen.
---	---

Tabelle A.4: Vergleich der aktuellen Empfehlungen der Kategorie 2 mit den korrespondierenden Empfehlungen aus der Fachstellungnahme UMWELTBUNDESAMT (2012).

Empfehlungen der Kategorie 2	
Aktuelle Empfehlung	Ursprüngliche Empfehlung aus UMWELTBUNDESAMT (2012)
Nr.	Inhalt der Empfehlung
– (Die Empfehlung entfällt)	<p>16</p> <p>Das zukünftige Nachweiskonzept für das Sicherheitserdbeben sollte dargestellt werden. Sofern ein Wechsel in der Nachweismethodik angestrebt wird, sollte dies samt der damit verbundenen Konsequenzen für die Aussage-sicherheit des Nachweises und die Reserven der Anlage über das Bemessungsereignis hinaus erläutert werden. Insbesondere sollte, sofern der Erdbennachweis zukünftig auf Basis von Fragilitäten erfolgen soll, dargestellt werden, wie der damit verbundene höhere Anteil an „engineering judgement“ sowie die gegenüber einer „klassisch“ deterministischen Nachweisführung erhöhten Unsicherheiten berücksichtigt werden sollen.</p>
<p>17'</p> <p>Für Erdbeben mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeiten von bis zu 10^{-6} pro Jahr sollten die möglichen Folgewirkungen (z. B. erdbebeninduziertes Staudammversagen) im Rahmen der PSA detailliert untersucht und es sollte aufgezeigt werden, dass Kernschadenszustände mit hoher Sicherheit vermieden werden können.</p>	<p>17</p> <p>Aufgrund des bei einem kombinierten Eintreten eines Erdbebens und einer nachfolgenden Überflutung erhöhten Potentials für auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe sollten hier zusätzlich Szenarien mit Überschreitungswahrscheinlichkeiten von kleiner als 10^{-4} pro Jahr betrachtet werden. Dies erscheint auch vor dem Hintergrund, dass gemäß UVEK (2009) bei den internen Ereignissen Störfälle der Kategorie 3, d. h. mit einer Häufigkeit kleiner gleich 10^{-4} und größer als 10^{-6} pro Jahr, zu betrachten sind, sinnvoll.</p>

–	(Der Empfehlung ist Rechnung getragen)	18	Ein Grobkonzept zur Nachrüstung einer von der Aare unabhängigen Kühlmittelversorgung (diversitäre Wärmesenke) ist mittlerweile vom KKM eingereicht worden. Da gemäß der Darstellung durch das KKM ein Ausfall der bestehenden Kühlwassersysteme auch bei Flutwellen infolge erdbebeninduzierter Staudammbrüche nicht ausgeschlossen werden kann, sollte die geforderte diversitäre Kühlmöglichkeit gegen Erdbebenwirkungen ausgelegt sein.
19	Die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der Notstromversorgung von für AM Maßnahmen vorgesehenen Instrumentierungen sollte, z. B. durch Anschluss an die SUSAN-Notstromversorgung, erhöht werden.	19	Die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der Notstromversorgung von für AM Maßnahmen vorgesehenen Instrumentierungen sollte, z. B. durch Anschluss an die SUSAN-Notstromversorgung, erhöht werden.
20'	Die Möglichkeiten für eine diversitäre Erkennung von Transienten mit Anstieg des RDB Füllstandes (z. B. auf Basis einer Bilanzierung von Frischdampf- und Speisewasserströmen) sollten geprüft werden.	20	Die Möglichkeiten für die Implementierung einer diversitären Überwachung des RDB Füllstands im KKM sollten geprüft werden.
–	(Der Empfehlung ist Rechnung getragen)	21	Der für das im KKM realisierte Containmentdruckentlastungssystem geführte Nachweis, dass bei einer Druckentlastung keine Gefährdung der Betonstrukturen des Freisetzungspfad infolge von Wasserstoffexplosionen auftritt, sollte im Lichte der Ereignisse in der Anlage Fukushima Daiichi im Hinblick auf die Annahmen, die dieser Nachweisführung zu Grunde liegen (u. a. zur turbulenzinduzierten Vermischung), überprüft werden.
–	(Die Empfehlung ist erfüllt)	22	Etwas zusätzliche Erkenntnisse zum Ereignisablauf in Fukushima Daiichi im Hinblick auf das druck- und temperaturabhängige Containmentverhalten sollten bewertet werden. Hierbei sollten auch die Modellannahmen zum Containmentverhalten in bestehenden (d. h. vor dem Unfall erstellten) anlagenspezifischen PSAs für Fukushima Daiichi einbezogen werden.

Umweltbundesamt GmbH

Spittelauer Lände 5
1090 Wien/Österreich

Tel.: +43-(0)1-313 04

Fax: +43-(0)1-313 04/5400

office@umweltbundesamt.at

www.umweltbundesamt.at



EMAS

Geprüftes
Umweltmanagement
REG.NR. AT-000484