



Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN
Ispettorato federale della sicurezza nucleare IFSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI

ENSI 11/1999

Forderungen des ENSI für den Weiterbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg bis zur endgültigen Ausserbetriebnahme (EABN) im Jahr 2019

Brugg, 23. Januar 2015



Inhalt

0	Ausgangslage	1
0.1	ENSI-Verfügung vom 14. November 2013	1
0.2	Rechtliche Grundlagen	2
1	Forderung 1 aus der ENSI-Verfügung (Vorbereitung Stilllegung)	3
2	Forderung 2 aus der ENSI-Verfügung (Konzept Materialalterung)	4
2.1	Angaben des Betreibers	4
2.2	Bewertung des ENSI	4
3	Forderung 3 aus der ENSI-Verfügung (Elektrische 1E-Kabel)	6
3.1	Angaben des Betreibers	6
3.2	Bewertung des ENSI	7
4	Forderung 4 aus der ENSI-Verfügung (Aktualisierte Berechnungen RDB)	8
5	Forderung 5 aus der ENSI-Verfügung (Stabilisierung Kernmantel)	9
5.1	Angaben des Betreibers	9
5.2	Bewertung des ENSI	11
6	Forderung 6 aus der ENSI-Verfügung (Materialzustand Containment)	13
6.1	Angaben des Betreibers	13
6.2	Bewertung des ENSI	14
7	Forderung 7 aus der ENSI-Verfügung (Störfall-Nachweise)	15
7.1	Störfall Absturz eines Brennelementbehälters	15
7.2	Störfall Torusleckage	15
7.2.1	Angaben des Betreibers	15
7.2.2	Bewertung des ENSI	16
8	Forderung 8 aus der ENSI-Verfügung (Diversitäre RDB-Füllstandmessung)	18
8.1	Angaben des Betreibers	18
8.2	Bewertung des ENSI	20
9	Forderung 9 aus der ENSI-Verfügung (Überspeisungsschutz)	21
9.1	Angaben des Betreibers	21
9.2	Bewertung des ENSI	22

10	Forderung 10 aus der ENSI-Verfügung (BEB-Integrität)	23
10.1	Angaben des Betreibers	23
10.2	Bewertung des ENSI	23
11	Forderung 16 aus der ENSI-Verfügung (Störfallanalysen Brand/Überflutung)	25
11.1	Analyse der Auswirkungen von Überflutungen im Reaktorgebäude	25
11.1.1	Überflutungsszenarien	25
11.1.2	Ermittelte Bruchhäufigkeiten	26
11.1.3	Auswirkungen der Überflutungsszenarien	27
11.1.4	Beherrschung der Überflutungsszenarien	28
11.2	Analyse der Auswirkungen von Bränden im Reaktorgebäude	30
11.2.1	Brandszenarien und Schadensbilder	30
11.2.2	Ermittelte Brandeintrittshäufigkeiten	32
11.2.3	Auswirkungen der Brandszenarien	33
11.2.4	Beherrschung der Brandszenarien	34
11.2.5	Auswirkungen von Bränden im Reaktorgebäude ausserhalb des Leistungsbetriebs	35
11.3	Probabilistische Analysen	37
11.3.1	Angaben des Betreibers	37
11.3.2	Bewertung des ENSI	38
12	Forderungen 11 bis 14 aus der ENSI-Verfügung (Massnahmen Ausfall HWS)	40
12.1	Reduktion der Gefährdung aufgrund von erdbebeninduzierter Überflutung (Forderung 12)	40
12.1.1	Angaben des Betreibers	40
12.1.2	Bewertung des ENSI	41
12.2	Aare-unabhängige Kühlwasserversorgung (Forderungen 11 und 13)	41
12.2.1	Angaben des Betreibers	41
12.2.2	Bewertung des ENSI	42
12.3	Alternative zur ursprünglich geplanten Grundwasserfassung Saanetal (Forderung 14)	42
12.3.1	Angaben des Betreibers	42
12.3.2	Bewertung des ENSI	43
12.4	Probabilistische Analysen (Forderungen 11 bis 14)	43
12.4.1	Angaben des Betreibers	43
12.4.2	Bewertung des ENSI	44
12.5	Schlussbemerkungen	44
13	Forderung 15 aus der ENSI-Verfügung (Massnahmen Ausfall BEB-Kühlung)	45
13.1	Angaben des Betreibers	45
13.1.1	Probabilistische Analysen	45
13.2	Bewertung des ENSI	46
13.2.1	Probabilistische Analysen	47

14	Forderungen 17 und 18 aus der ENSI-Verfügung (Massnahmen Ausfall RG-11m)	48
14.1	Massnahmen zur weiteren Verminderung der Gefährdung durch interne Brände (Forderung 17)	48
14.1.1	Angaben des Betreibers	48
14.1.2	Bewertung des ENSI	49
14.2	Massnahmen zur weiteren Verminderung der Gefährdung durch interne Überflutungen (Forderung 17)	49
14.2.1	Angaben des Betreibers	49
14.2.2	Bewertung des ENSI	51
14.3	Notnachspeisung RDB (Forderung 18)	51
14.3.1	Angaben des Betreibers	51
14.3.2	Bewertung des ENSI	52
14.4	Probabilistische Analysen (Forderungen 17 und 18)	53
14.4.1	Angaben des Betreibers	53
14.4.2	Bewertung des ENSI	54
15	Integrale Sicherheitsbewertung	55
15.1	Deterministische Bewertung	55
15.1.1	Störfallanalysen	55
15.1.2	Bewertung der Nachrüstpakete auf Basis der Sicherheitsmargenanalyse	55
15.2	Probabilistische Bewertung	56
15.2.1	Angaben des Betreibers	56
15.2.2	Bewertung des ENSI	57
16	Schlussfolgerungen	59
17	EABN2019-Forderungen	60
18	Referenzen	61
19	Abkürzungen	66

0 Ausgangslage

0.1 ENSI-Verfügung vom 14. November 2013

Auf Basis der von der BKW eingereichten Dokumente für die ordentliche Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) und den im Hinblick auf den Langzeitbetrieb verlangten zusätzlichen Sicherheitsbewertungen und speziellen Nachweisen verfasste das ENSI eine sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des KKM (in Kürze: LTO¹-Stellungnahme) /1/. Dabei kam das ENSI zum Schluss, dass keine sicherheitstechnischen Einwände gegen einen Betrieb des KKM über 40 Jahre hinaus bestehen, sofern die vom ENSI identifizierten Verbesserungspotenziale zeitgerecht angegangen werden /1/.

Mit Urteil vom 28. März 2013 hob das Bundesgericht die vom Bundesverwaltungsgericht ausgesprochene erneute Befristung der Betriebsbewilligung bis 28. Juni 2013 auf. Das KKM verfügt somit über eine unbefristete Bewilligung. Das Bundesgericht hielt unter anderem fest, es sei durch die laufende Aufsicht zu gewährleisten, dass die Sicherheit während der ganzen Laufzeit gewährleistet bleibe und gegebenenfalls durch nachträgliche Nachrüstungen verbessert werde. Für die Anordnung von Nachrüstungen ist im Rahmen der laufenden Aufsicht das ENSI zuständig.

Mit Berücksichtigung der erstellten Stellungnahme der Eidgenössischen Kommission für nukleare Sicherheit (KNS) /2/ zur LTO-Stellungnahme des ENSI und unter Aktualisierung aller Gegebenheiten auf den Stand Oktober 2013 arbeitete das ENSI eine Verfügung mit den LTO-Forderungen für das KKM aus. Nachdem das ENSI den Verfügungsentwurf der BKW am 25. Oktober 2013 im Rahmen des rechtlichen Gehörs zur Stellungnahme unterbreitete, antwortete die BKW am 8. November 2013 /3/ dem ENSI, der BKW-Verwaltungsrat habe am 29. Oktober 2013 beschlossen, das KKM 2019 ausser Betrieb zu nehmen. Die BKW verzichtet damit auf den unbefristeten Langzeitbetrieb des KKM. Die BKW machte im Rahmen des rechtlichen Gehörs geltend, die Forderungen hinsichtlich Stabilisierungsmassnahmen für den Kernmantel und Nachrüstprogramm DIWANAS² seien vor dem Hintergrund der eingeschränkten Betriebsdauer nicht mehr gerechtfertigt.

Aus Sicht des ENSI definieren die ursprünglichen LTO-Forderungen das weiterhin anzustrebende Sicherheitsniveau. Ungeachtet der beschränkten Betriebsdauer sind Massnahmen zur weiteren Verbesserung der Sicherheit zu treffen, weshalb in der ENSI-Verfügung vom 14. November 2013 /4/ und beigelegten Aktennotiz /5/ an der Mehrheit der Forderungen festgehalten wurde. Zusätzlich wurde die Forderung gestellt, dass im Hinblick auf die Stilllegung darzulegen ist, dass für die Übergangsphase zwischen Betrieb und Nachbetrieb ein hohes Mass an operationeller Sicherheit gewährleistet ist und dass genügend motiviertes und qualifiziertes Personal zur Verfügung steht (Forderung 1).

Was die Forderungen der LTO-Stellungnahme hinsichtlich Stabilisierungsmassnahmen für den Kernmantel und Nachrüstprogramm DIWANAS betrifft, verlangte das ENSI Nachrüstungen, die bis zum Ende der Jahresrevision 2017 umzusetzen sind. Die Nachrüstungen wären bei einer Ausserbetriebnahme im Jahr 2019 lediglich noch zwei Jahre für den Leistungsbetrieb wirksam. Das zusätzliche Brennelementbecken-Kühlsystem wird auch nach Einstellung des Leistungsbetriebs für einige Jahre benötigt. Aufgrund der geänderten Ausgangslage und mangels ausreichender Entscheidungsgrundlagen konnte die Frage, inwieweit an den in der LTO-Stellungnahme gestellten Forderungen betreffend Zugankerersatz und Programm DIWANAS festzuhalten ist, nicht abschliessend beurteilt werden. Deshalb verfügte das ENSI am 14. November 2013 ebenfalls, dass die BKW aufzeigen muss, wie ein unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichender Sicherheitsgewinn erzielt werden kann, sofern sie beabsichtigt, von den erwähnten LTO-Forderungen abzuweichen oder auf deren Umsetzung zu verzichten (siehe Forderungen 5, 14, 15 und 18).

Termingerecht hat die BKW die mit Verfügung vom 14. November 2013 verlangten Unterlagen dem ENSI eingereicht. In der vorliegenden Aktennotiz (Kapitel 1 bis 15) prüft das ENSI den aktuellen Stand der Erfüllung der

¹ LTO: Long Term Operation (Langzeitbetrieb)

² DIWANAS: Diversitäre Wärmesenke und Nachwärmeabfuhrsystem

Forderungen aus der Verfügung vom 14. November 2013 und beurteilt unter welchen sicherheitstechnischen Bedingungen ein Betrieb bis ins Jahr 2019 akzeptiert werden kann. Dabei verlangt das ENSI die erforderlichen Verbesserungsmassnahmen (EABN2019-Forderungen). Die Kapitel 16 und 17 fassen schliesslich die Ergebnisse der Überprüfung zusammen.

0.2 Rechtliche Grundlagen

Die Verantwortung für die Sicherheit eines Kernkraftwerks liegt beim Bewilligungsinhaber (Art. 22 Abs. 1 des Kernenergiegesetzes [KEG, SR 732.1]). Art. 22 Abs. 2 KEG enthält eine ausführliche Liste der wichtigsten Pflichten, denen der Bewilligungsinhaber nachkommen muss, um seiner Verantwortung gerecht zu werden. Grundlegerend ist die Verpflichtung, der nuklearen Sicherheit stets den gebotenen Vorrang einzuräumen (Bst. a). Dies bedeutet etwa, dass bei Entscheidungen über Nachrüstungen die Wirtschaftlichkeit einer Massnahme zwar mitberücksichtigt wird, dass aber die Gewährleistung der Sicherheit immer an oberster Stelle steht (Botschaft zum KEG, BBI 2001 2771 Ziff. 8.4.3.4). Darüber hinaus ist der Bewilligungsinhaber insbesondere verpflichtet:

- Massnahmen zu treffen, um die Anlage in einem guten Zustand zu erhalten (Bst. c);
- während der ganzen Lebensdauer Nachprüfungen sowie systematische und Sicherheits- und Sicherheitsbewertungen durchzuführen (Bst. d);
- die Anlage soweit nachzurüsten, als dies nach Erfahrung und dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig ist und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist (Bst. g).

Die im Kernenergiegesetz verankerten Pflichten des Inhabers einer Betriebsbewilligung werden auf Verordnungsstufe genauer konkretisiert, namentlich in Art. 32 bis 44 der Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11). Als Aufsichtsbehörde für nukleare Sicherheit und Sicherung wacht das ENSI darüber, dass der Bewilligungsinhaber seinen Pflichten nachkommt (Art. 72 Abs. 1 i.V.m. Art. 70 Abs. 1 Bst. a KEG). Gemäss Art. 72 Abs. 2 KEG ordnet das ENSI alle zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit notwendigen und verhältnismässigen Massnahmen an. Diese Bestimmung verleiht dem ENSI insbesondere die Kompetenz, jederzeit die gemäss Art. 22 Abs. Bst. g KEG verlangten Nachrüstmassnahmen anzuordnen (Botschaft zum KEG, BBI 2001 2771 Ziff. 8.4.3.4).

1 Forderung 1 aus der ENSI-Verfügung (Vorbereitung Stilllegung)

Für eine endgültige Ausserbetriebnahme des KKM im Jahr 2019 muss die BKW Energie AG im Hinblick auf die Stilllegung entsprechend dem Ausserbetriebnahmedatum die folgenden Unterlagen bis zum 31. Dezember 2014 einreichen:

- a) Darlegung, welche sicherheitsrelevanten Systeme und Anlageteile für die Nachbetriebsphase und die daran anschliessenden Stilllegungsphasen noch benötigt oder angepasst werden.*
- b) Konzept für Abtransport und Zwischenlagerung des Kernbrennstoffs inkl. Beschaffung geeigneter Transport- und Lagerbehälter.*
- c) Darstellung von Art und Umfang der Arbeiten im Nachbetrieb mit zeitlichem Ablauf.*
- d) Allgemeine Sicherheitsbewertung des Nachbetriebes.*
- e) Vorgehen zur Berücksichtigung menschlicher und organisatorischer Faktoren im Hinblick auf die endgültige Ausserbetriebnahme und den Nachbetrieb.*
- f) Darstellung der erwarteten radioaktiven Abfälle und inaktiv freigemessenen Materialien für die Nachbetriebsphase.*

Die Unterlagen zur Forderung 1 aus der Verfügung vom 14. November 2013 wurden vom KKM rechtzeitig eingereicht. Diese werden derzeit vom ENSI geprüft und sind nicht Bestandteil der vorliegenden Stellungnahme.

2 Forderung 2 aus der ENSI-Verfügung (Konzept Materialalterung)

Das KKM wird aufgefordert, dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 ein Konzept vorzulegen, wie die Aspekte der Materialalterung für die mechanischen Komponenten der Sicherheitsklasse 4 berücksichtigt werden.

2.1 Angaben des Betreibers

Zur Erfüllung der Forderung 2 hat das KKM mit Brief vom 18. Dezember 2013 ein Konzept zur Berücksichtigung der Materialalterung für die mechanischen Komponenten der Sicherheitsklasse 4 (SK4) beim ENSI eingereicht /6/. Das KKM dokumentiert darin eine Übersicht der SK4 Komponenten und bewertet die aktuelle Instandhaltungsplanung. Daraus leitet das KKM für ausgewählte Behälter der SK4 notwendige Ergänzungsmassnahmen bis zur EABN 2019 ab.

Das KKM führt im Einzelnen aus, dass für die Druckbehälter der SK4 entsprechend den Anforderungen aus der NE-14 ein Wiederholungsprüfprogramm vorgesehen ist. Das Programm sieht eine innere und äussere Prüfung vor. Für die anderen SK4 Komponenten sind gemäss Richtlinie ENSI-B06 System- und Komponentenbegehungen vorgeschrieben. Weiterhin erfolgt eine Instandhaltungsplanung der SK4 Komponenten durch den jeweiligen Systembetreuer, der dabei die interne und externe Betriebserfahrung berücksichtigt.

Im KKM wird die Alterungsüberwachung für mechanische Komponenten der Sicherheitsklassen 1-3 systematisch in Form von Steckbriefen dokumentiert. In den Steckbriefen sind zusätzlich Komponenten der SK4 aufgeführt, sofern sie aus Sicht der PSA sicherheitstechnische Relevanz haben oder wenn ungünstige interne und externe Erfahrungen mit vergleichbaren Komponenten vorliegen.

Insgesamt sind im KKM 79 Behälter der SK4 vorhanden. Von diesen Behältern werden 23 im Rahmen der bereits bestehenden Instandhaltungsplanung alle zwei Jahre von innen und aussen inspiziert. Für 13 Behälter besteht ein Wiederholungsprüfprogramm, in dem die Aspekte der Alterung ausreichend aufgenommen sind. Weitere 9 Behälter sind aufgrund des kleinen Volumens (< 2 m³) sowie geringer radiologischer oder sicherheitstechnischer Konsequenzen eines unerwarteten Ausfalls nicht relevant für ergänzende Massnahmen.

Für die restlichen 34 Behälter hat das KKM zur Erfüllung der ENSI-Forderung eine individuelle Überprüfung der Aspekte der Materialalterung durchgeführt. Der Zustand von 23 Behältern wird im Rahmen des üblichen Betriebes (z.B. bei Reinigung oder Filterwechsel) begutachtet. Für die übrigen 11 Behälter (Kaltkondensat- und Abwasser-Behälter) hat das KKM ergänzende Massnahmen definiert. Diese sehen visuelle Prüfungen und Wanddickenmessungen vor. Bei der Festlegung des Umfangs der Prüfungen werden die strahlenschutztechnischen Gegebenheiten berücksichtigt. Entsprechend dem Konzept /6/ wird das erweiterte Prüfprogramm bis zum 31.12.2014 dem ENSI zur Prüfung eingereicht. Es ist geplant, die zusätzlichen Prüfungen bis zum 31.12.2015 durchzuführen. Sollten bei diesen Prüfungen Schädigungen festgestellt werden, sieht das KKM ein individuelles Instandhaltungskonzept vor.

Für die übrigen SK4-Komponenten wird die bestehende Alterungsüberwachung durch das KKM als ausreichend beurteilt.

2.2 Bewertung des ENSI

Das eingereichte Konzept zur Berücksichtigung der Aspekte der Materialalterung für die mechanischen Komponenten der Sicherheitsklasse 4 wurde vom ENSI geprüft. Das ENSI berücksichtigt dabei die geplante Einsatzdauer der SK4 Behälter bis zur EABN 2019.

Die erstellte Übersichtstabelle mit den wesentlichen Angaben zur Instandhaltung der SK4 Behälter sowie die Massnahmen zur Erweiterung der bisherigen Instandhaltung und Alterungsüberwachung werden vom ENSI begrüsst und bis zur EABN 2019 als ausreichend angesehen. Die ergänzenden Massnahmen sehen nach jetziger

Planung einmalige visuelle Prüfungen und Wanddickenmessungen an ausgewählten 11 Behältern vor. Das ENSI wird die Planung und Durchführung dieser Massnahmen weiter verfolgen.

Das ENSI akzeptiert das eingereichte Konzept zur Berücksichtigung der Materialalterung der mechanischen Komponenten der SK4. Die Forderung 2 aus der Verfügung vom 14. November 2013 für den Weiterbetrieb des KKM bis zur EABN 2019 ist somit erfüllt.

3 Forderung 3 aus der ENSI-Verfügung (Elektrische 1E-Kabel)

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 ist der Austausch bzw. die Requalifikation laut Konzept vom 27. Juni 2013 bis spätestens 2018 umzusetzen. Die entsprechende Dokumentation ist dem ENSI vorzulegen.

3.1 Angaben des Betreibers

Zwecks Erfüllung der Forderung 3.2-1 aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb /1/, die in die ENSI-Verfügung vom 14. November 2013 /4/ als Forderung 3 übertragen wurde, reichte das KKM das Konzept zur Ersatzplanung für die übrigen sicherheitsrelevanten Kabel /7/ im Juni 2013 ein.

In einem ersten Teil wurde von KKM der Umfang der im Reaktorgebäude betroffenen Systeme (010, 011, 013, 014, 019, 079) und der zu ersetzenden 1E-Kabel identifiziert. Das N2-Inertisierungs-System entspricht dem qualifizierten SUSAN-Standard. Daher besteht in diesem Bereich keine Lücke in der geforderten Auslegungsdokumentation.

Die Planung sah vor, dass die Mehrheit der geforderten Ersatzkabel innerhalb des Reaktorgebäudes (RG) (bis zur ersten Anschlussstelle ausserhalb des RG) vor der Jahreshauptrevision (JHR) 2013 auf den bestehenden Kabelwegen verlegt werden soll, so dass ein Umschluss in der JHR 2013 erfolgen kann. Der Rückbau der alten Kabel sollte grossmehrheitlich während der JHR 2013 erfolgen. Die Restmenge der zu ersetzenden 1E-Kabel innerhalb des RGs und der Rückbau der alten Kabel sollten entsprechend bis Ende 2014 angegangen werden. Das neu für den Einsatz vorgesehene 1E-qualifizierte Kabelmaterial verfügt bereits über eine von der Behörde erteilte Freigabe.

Anlässlich der Sitzung vom 12. März 2014 /8/ legte das KKM die im Zusammenhang mit der Forderung 3 umfangreich getätigten Kabelersatzmassnahmen innerhalb des Reaktorgebäudes anhand eines Prinzipbildes über die Kabelverläufe der betroffenen Sicherheitssysteme dar. Daraus ging hervor, dass der Kabelersatz für die Systeme 010, 011, 014 und 079 per Ende 2013 zum Abschluss gebracht und die Kabel betreffend das System 013 bereits verlegt werden konnten. Der Umschluss dieser Kabel erfolgte in der Jahreshauptrevision 2014. Gleichzeitig wurde im 2014 die Kabelverlegung betreffend das System 019 in Angriff genommen, wobei auf den selektiven Umschluss dieser Kabel unter Berücksichtigung der erforderlichen und geeigneten Absicherungsmassnahmen besonders geachtet wurde. Wie geplant wurden diese Massnahmen per Ende Mai 2014 zum Abschluss gebracht. Im Revisionsbericht Technik / Physik 2014 teilte das KKM offiziell dem ENSI mit, dass die in der Jahresrevision 2013 begonnene Erneuerung des Kabelinventars der Sicherheitssysteme im RG, für welche keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, abgeschlossen wurde.

In einem zweiten Teil des Konzeptes /7/ legte das KKM die Ersatzplanung der übrigen sicherheitsrelevanten Kabel, für welche keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, dar. Beim Umfang handelt es sich um die Kabelverbindungen des innerhalb des Reaktorgebäudes betroffenen Systemumfanges, jedoch ab der ersten Anschlussstelle ausserhalb des Reaktorgebäudes, beispielsweise ab den Rangierfelder zu den RG-Unterverteilungen, zu den Decontic-Steuerschränken, zu der Hauptsteuerstelle, sowie zu den 24V/125V-DC- und zu den 380 V-Hauptverteilungen.

Zwecks Bestimmung der Restlebensdauer der betroffenen Kabel hatte das KKM einen Auftrag an eine qualifizierte externe Stelle erteilt. Das Ziel dieser Überprüfungen bestand darin, den Qualitätsnachweis für einen sicheren Weiterbetrieb dieser Kabel über die nächsten Jahre zu erbringen. Für die entsprechenden Überprüfungen wurden betrieblich gealterte Kabelprüflingen einer beschleunigten Alterung (thermisch wie auch radiologisch) ausgesetzt. Zusätzlich wurden anhand 15 Kabelproben die Isolationsmaterialien auf Vergleichbarkeit untersucht. Erste Ergebnisse untermauerten die Einschätzung, dass ein weiterer Betrieb dieser Kabel zulässig ist. Basierend auf diesen ersten Erkenntnissen der Kabeltestkampagne wurde die Planung der Ersatzmassnahmen betreffend die übrigen sicherheitsrelevanten Kabel festgelegt.

Zwischenzeitlich wurden die getätigten Kabelmantel-Analysen der betroffenen Kabel abgeschlossen. Aufgrund der Ergebnisse dieser Analysen kam das KKM zum Schluss, dass die übrigen Kabel ausserhalb des Reaktorgebäudes, für welche keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, über eine genügende Restlebensdauer verfügen und somit nicht zu ersetzen sind. Die Nachweisdokumentation wurde dem ENSI mit Brief vom 28. November 2014 /9/ eingereicht.

3.2 Bewertung des ENSI

Das ENSI hat die Angaben des Betreibers hinsichtlich der Erfüllung der Forderung 3 geprüft.

Von den Ersatzmassnahmen innerhalb des Reaktorgebäudes waren die Systeme Abfahr- und Toruskühlsystem 010, Vergiftungssystem 011, Hochreservoireinspeisung 013, Kernsprühsystem 014, BEB-Kühl- und Reinigungssystem 019 und Probeentnahmesystem 079 betroffen. Diese Ersatzmassnahmen wurden in der Jahresrevision 2014 zum Abschluss gebracht.

Zwischenzeitlich liegt zu den übrigen (d.h. ausserhalb des RG) sicherheitsrelevanten Kabel, für welche keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, eine Studie einer qualifizierten externen Stelle zur Requalifikation des Kabelmaterials vor. Diese wurde dem ENSI mit Brief /9/ eingereicht. Mit den erzielten Resultaten der durchgeführten Materialanalysen und Alterungsversuche wurde aufgezeigt, dass die eingesetzten PVC-Kabel ein robustes Alterungsverhalten aufzeigen, welches den weiteren Einsatz dieser Kabel zulassen (> 8 Jahre). Nach eingehender Prüfung bestätigte das ENSI /10/, dass mit den durchgeführten Kabelersatzmassnahmen innerhalb des Reaktorgebäudes und der Requalifikation der übrigen sicherheitsrelevanten Kabel der betroffenen Systeme ausserhalb des Reaktorgebäudes, die Forderung 3 aus der Verfügung vom 14. November 2013 für den Weiterbetrieb des KKM bis zur EABN 2019 erfüllt ist.

4 Forderung 4 aus der ENSI-Verfügung (Aktualisierte Berechnungen RDB)

Das KKM wird aufgefordert, die bisher durchgeführten thermohydraulischen und bruchmechanischen Analysen zum Integritätsnachweis des Reaktordruckbehälters bei postulierten Rissen unter Thermoschockbedingungen gemäss dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren. Die Ergebnisse der aktualisierten Berechnungen sind dem ENSI bis zum 31. Dezember 2014 in einem Bericht vorzulegen.

Die Unterlagen zur Forderung 4 aus der Verfügung vom 14. November 2013 wurden vom KKM rechtzeitig eingereicht. Diese werden derzeit vom ENSI geprüft und sind nicht Bestandteil der vorliegenden Stellungnahme.

5 Forderung 5 aus der ENSI-Verfügung (Stabilisierung Kernmantel)

Das KKM hat für den Betrieb über das Jahr 2017 hinaus bis zum 30. Juni 2014 aufzuzeigen, wie es auch ohne Umsetzung der im Instandhaltungskonzept vom 23. Dezember 2011 beschriebenen Stabilisierungsmassnahmen für den Kernmantel einen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichenden Sicherheitsgewinn erzielen kann.

5.1 Angaben des Betreibers

Zur Erfüllung der Forderung reicht das KKM am 26. Juni 2014 eine Überarbeitung des Instandhaltungskonzeptes /11/ für den Kernmantel ein. Das überarbeitete Konzept ersetzt die bisherigen Konzepte /12/, /13/, die im Rahmen der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb beim ENSI eingereicht und bewertet wurden.

Das KKM beantragt, auf die vom ENSI in der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb geforderten Stabilisierungsmassnahmen für den Kernmantel bis zur EABN 2019 zu verzichten und begründet dies mit der Durchführung von kompensatorischen Massnahmen. Es wird aufgezeigt, dass durch die Massnahmen ein Sicherheitsgewinn gegenüber der aktuellen Situation ausgewiesen werden kann.

Die kompensatorischen Massnahmen betreffen folgende wesentliche Erweiterungen und Verbesserungen zu den bisherigen Konzepten:

- Erweiterung der Prüfabdeckung des qualifizierten Ultraschall-Prüfsystems für die Längs- und Vertikalnähte auf insgesamt über 90%
- Verfeinerte 3D struktur- und bruchmechanische Analysen, die unabhängig sind von der Einzelrislänge in Umfangsrichtung, indem die rissbehafteten Rundnähte durch 360° umlaufende Anrisse mit abdeckender Risstiefe modelliert werden (sehr konservativ hinsichtlich Risslänge und gültig, sofern kein unerwartetes Risswachstum in radialer Richtung stattfindet). Der ermittelte Sicherheitsgewinn ist dabei eine zusätzliche Marge zu den im US-amerikanischen Regelwerk festgelegten Sicherheitsbeiwerten /14/.
- Weitere Optimierung der Wasserchemie durch Erhöhung der Anzahl der sich ablagernden Platinteilchen und demzufolge bessere Schutzwirkung vor Spannungsrisskorrosion.
- Bestimmung der seismischen Belastungen aus einem neuen dynamisches Reaktorgebäudemodell einschliesslich RDB und den wesentlichen Kerneinbauten (PEGASOS- sowie PRP-Anregung) anstelle des bisherigen relativ einfachen dynamischen Stabmodells des Herstellers.
- Gemäss Stand von Wissenschaft und Technik Berücksichtigung von „Acoustic Loads“ als neuer Lastfall im Lastfallkatalog. „Acoustic Loads“ berücksichtigen hydrodynamische Lasten auf den Kernmantel aufgrund der resultierenden Druckwelle durch einen postulierten Umwälzschleifenbruch.
- Durchführung von Berechnungen mit postuliertem Versagen einzelner Bereiche der Kernmantelabstützung, die für die visuelle Prüfung schwer zugänglich sind.

Weitergeführt werden die bisherigen bewährten Massnahmen:

- Regelmässige Ultraschallprüfungen der Kernmantelschweissnähte im Zweijahresintervall an allen rissbehafteten Nähten (2015, 2017: H3, H4, H5) sowie im Vierjahresintervall an allen übrigen Schweissnähten (2015, teilweise auch 2017).
- Regelmässige visuelle Prüfungen der Reaktoreinbauten, insbesondere der Kernmantelschweissnähte, der bestehenden Zuganker und der Kernmantelabstützungen.
- Ausgehend vom Mechanismus der interkristallinen Spannungsrisskorrosion IGSCC, die möglicherweise durch die Neutronenstrahlung begünstigt wird, werden weiterhin die fluenzabhängigen Bruchzähigkeitswerte aus dem amerikanischen Regelwerk /14/ verwendet.

Bei durchgeführten Prüfungen an Kernmantel-Schweissnähten in amerikanischen Siedewasseranlagen wurden kürzlich vermehrt Risse quer zur Schweissnaht detektiert. Deshalb wurde in der Jahresrevision 2014 im KKM eine visuelle Sonderprüfung an der horizontalen Schweissnaht H4 des Kernmantels durchgeführt. Insgesamt wurden im KKM acht Rissanzeigen quer zur H4-Naht gefunden. Die grösste Risslänge der neu detektierten Anzeigen betrug 103 mm. Gemäss heutiger Erkenntnis entsprechen die im KKM entdeckten Querrisse in ihrer Ausprägung den durchschnittlichen Befunden in den amerikanischen SWR-Anlagen. Die bisherigen Daten zeigen, dass die Querfehler relativ kurz sind. Es gibt bisher keine Hinweise darauf, dass sich die Risse schnell ausbreiten oder kontinuierlich wachsen. Wie bei den Längsfehlern am Kernmantel ist von interkristalliner Spannungsrisskorrosion IGSCC, möglicherweise begünstigt durch die Neutronenstrahlung, auszugehen. Es werden auch Herstellungseinflüsse als mögliche relevante Faktoren des Schädigungsmechanismus untersucht. Entsprechende Analysen zur genauen Abklärung des Mechanismus laufen in den USA.

Die neuen Befunde am Kernmantel wurden vom KKM anhand einer abdeckenden postulierten Risskonfiguration bruchmechanisch und hinsichtlich allfälliger Leakage innerhalb des RDB bewertet. Es konnte analytisch nachgewiesen werden, dass der Kernmantel auch unter sehr konservativen Annahmen grosse Sicherheitsmargen aufweist. Aufgrund der neuen Befunde hat das KKM den Umfang der zerstörungsfreien Prüfungen am Kernmantel erweitert und den neu detektierten Fehlertyp berücksichtigt. Weiterhin wurde eine detaillierte Finite-Elemente-Modellierung des Kernmantels mit Quer- und Längsfehlern durchgeführt. Das erweiterte Prüfprogramm und die Ergebnisse der neuen 3D struktur- und bruchmechanische Analysen wurden mit der Überarbeitung /15/ des bisherigen Instandhaltungskonzeptes dem ENSI am 30. Oktober 2014 eingereicht. Die wesentlichen Erweiterungen zum vorherigen Konzept betreffen folgende Punkte:

Erweiterung der zerstörungsfreien Prüfungen

Aufgrund der internationalen Erfahrungen mit Querfehlern und der visuellen Befunde während der Jahresrevision 2014 am Kernmantel werden die Ultraschallprüfungen ausgeweitet. Das Prüfsystem wird zukünftig auch auf Querfehler qualifiziert, wodurch ab 2015 eine verlässliche Quantifizierung der Länge und Tiefe der Querfehler möglich sein wird.

Visuelle Prüfungen der Reaktoreinbauten, insbesondere der Kernmantelschweissnähte, der Zuganker und der Kernmantelabstützung, werden gemäss Wiederholungsprüfprogramm weiter geführt. Im Juni 2014 wurde dem ENSI ein Dokument /16/ eingereicht, in dem die künftige Optimierung der visuellen Prüfung der Kernmantelabstützung dargelegt wird.

Zusätzlich zu den Prüfungen gemäss Wiederholungsprüfprogramm werden in den Jahresrevisionen 2016 und 2018 Sonderprüfungen durchgeführt, deren Umfang in Abhängigkeit der Prüfergebnisse und internationalen Erfahrung festgelegt wird.

Bruchmechanische Bewertung

Die bruchmechanische Bewertung von Längsfehlern an den Horizontalnähten wird bis zur EABN 2019 mit dem detaillierten 3D-Finite-Elemente-Modell (FEM) /17/ des Kernmantels durchgeführt. Das Modell ist so konzipiert, dass beliebige Risskonfigurationen zeitnah implementiert werden können. Allfällige zusätzliche Befunde werden je nach Ausprägung entweder durch zusätzliche 360°-umlaufende Anrisse oder durch wanddurchdringende Segmente berücksichtigt und ausgewertet. Diese Vorgehensweise ist prinzipiell auch für allfällige Querfehler an den Vertikalnähten anwendbar, falls auch an diesen Nähten Befunde auftreten sollten.

Querfehler an Horizontalnähten wurden sehr konservativ anhand einer postulierten wanddurchdringenden Axialrisskonfiguration, die einen wanddurchdringenden Horizontalriss kreuzt, bruchmechanisch untersucht. Dieses Dokument /18/ soll zukünftig als Nachweis der Zulässigkeit detektierter Axialrisse dienen, sofern die darin postulierten Parameter von den Axialrissbefunden nicht überschritten werden. Allfällige Befunde, die von der postulierten Axialrisskonfiguration möglicherweise nicht mehr abdeckend behandelt werden, sollen unter Berücksichtigung eines konservativen Risswachstums jeweils individuell nachgerechnet werden.

5.2 Bewertung des ENSI

Erweiterung der zerstörungsfreien Prüfungen

Aufgrund der neuen Befunde (Querfehler an Schweissnaht H4) hat das KKM das Wiederholungsprüfprogramm erweitert. Zusätzlich werden Ultraschallprüfungen auf Querfehler mit einem qualifizierten Prüfsystem 2015 an den Schweissnähten H4 und H5 und 2017 an H4 und H6 durchgeführt. In den Jahresrevisionen 2016 und 2018 sind Sonderprüfungen vorgesehen. Umfang und Prüfaufgabe werden entsprechend der aktuellen Prüfergebnisse festgelegt. Bis zu den Sonderprüfungen sind auch weitere Betriebserfahrungen sowie Ergebnisse zum Mechanismus der Querfehler aus den USA zu erwarten. Auch diese Erkenntnisse sind bei der Festlegung der Sonderprüfungen zu berücksichtigen. Das ENSI wird das Programm für die Sonderprüfungen überprüfen und dazu Stellung nehmen. Weiterhin ist das Programm zur Optimierung der visuellen Prüfung an der Kernmantelabstützung umzusetzen.

Das ENSI ist mit der Erweiterung des Wiederholungsprüfprogrammes an den Schweissnähten des Kernmantels sowie mit dem optimierten Programm zur visuellen Prüfung der Kernmantelabstützung bis zur EABN 2019 einverstanden. An jeder Jahresrevision sind zerstörungsfreie Prüfungen am Kernmantel durchzuführen, die gestatten, die aktuelle Risskonfiguration zu bewerten.

EABN2019-Forderung 1: *Am Kernmantel des KKM sind in jeder Jahresrevision zerstörungsfreie Prüfungen mit qualifizierten Prüfsystemen durchzuführen.*

Bruchmechanische Bewertung

Das ENSI hat den aktuellen Bericht zum 3D-FEM Berechnungsmodell des Kernmantels /17/ einschliesslich Bewertung der Rissanzeigen gemäss der linearelastischen Bruchmechanik sowie den Berechnungsbericht /18/ zur Einbeziehung der Schweissnaht-Querfehler in die bruchmechanische Bewertung mit einer nach bisherigem Kenntnisstand abdeckenden Risskonfiguration geprüft. Das Modell und die Berechnungen sind fachgerecht und gemäss Stand von Wissenschaft und Technik ausgeführt. Die Ergebnisse werden vom ENSI anerkannt.

Als Zulässigkeitskriterien für alle Risskonfigurationen am Kernmantel werden bis zur EABN 2019 die sehr konservativen Kriterien aus der Richtlinie BWRVIP-76-A /14/ angesetzt, welche auch als massgebliche Richtlinie im US-amerikanischen Regelwerk Gültigkeit besitzt. Als zulässige Spannungsintensitätsfaktoren $K_{I,zul}$ an den mittels Finite-Elemente-Methode und linearelastischer Bruchmechanik ausgewerteten Rissfronten gelten die fluenzabhängigen Bruchzähigkeitswerte dividiert durch die in der Richtlinie /14/ definierten Sicherheitsbeiwerte. Die Sicherheitsmarge ist der Quotient aus dem zulässigen Spannungsintensitätsfaktor $K_{I,zul}$ und dem je Rissfront berechneten Spannungsintensitätsfaktor K_I und quantifiziert den zusätzlichen Sicherheitsgewinn gegenüber den erforderlichen Integritätsnachweisen.

Gestützt auf die Ergebnisse des mit dem Instandhaltungskonzept eingereichten Berechnungsberichtes /18/, der von einer abdeckenden Risskonfiguration ausgeht (wanddurchdringender Axialriss kreuzt wanddurchdringenden Horizontalriss), kann der rissbehaftete Kernmantel bis zur EABN 2019 weiter betrieben werden, falls der oben beschriebene Nachweis gemäss /14/ erbracht werden kann und darüber hinaus folgende Bedingungen erfüllt sind:

- $K_{I,max} < 75 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ unabhängig von der Orientierung und Risstiefe
- $l_{quer} < 320 \text{ mm}$ für wanddurchdringende Querrisse

Diese Bedingungen gelten für alle zu betrachtenden Lastfallkombinationen. Bei Erreichen des Grenzwertes von $K_{I,max} = 75 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ergibt sich als Sicherheitsmarge etwa der Wert 1.1, so dass der Integritätsnachweis mit den im Regelwerk vorgeschriebenen Sicherheitsbeiwerten noch erbracht ist. Die maximal zulässige Länge für die Schweissnahtquerrisse berücksichtigt die aktuellen Befunde, das postulierte Risswachstum für 5 Jahre und eine Messtoleranz.

Der aktuell gemessene Zustand des rissbehafteten Kernmantels ist mit der im Berechnungsbericht verwendeten Risskonfiguration konservativ abgedeckt, und es gibt nach bisherigem Kenntnisstand keine Hinweise darauf, dass

bis zur EABN 2019 die Grenzwerte für den maximalen Spannungsintensitätsfaktor und die maximale Länge der Schweissnahtquerrisse erreicht werden könnten.

EABN2019-Forderung 2: *Die Befunde der Kernmantelprüfungen sind aufgrund des Standes von Wissenschaft und Technik sowie der internationalen Betriebserfahrung in jeder Jahresrevision zu bewerten. Die Freigabe zum Wiederanfahren der Anlage nach der Jahresrevision wird vom ENSI erteilt, wenn folgende Kriterien erfüllt sind:*

- $K_{I,max} < 75 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ unabhängig von der Orientierung und Risstiefe
- $l_{quer} < 320 \text{ mm}$ für wanddurchdringende Querrisse

Gesamtbewertung

Im überarbeiteten Instandhaltungskonzept des Kernmantels wurden die bisherigen, weitergeführten und aufgrund neuer Befunde ergänzten Massnahmen bis zur EABN 2019 beschrieben. Namentlich sind dies die konsequente und optimierte Weiterführung der Einspeisung von Wasserstoff und Edelmetall zum Schutz der Oberflächen, die fortgesetzte Versprödungsüberwachung, die zerstörungsfreie Prüfung der Schweissnähte mittels qualifizierter Prüfsysteme und die Aktualisierung der Berechnungsmethoden beim bruchmechanischen Nachweis der Kernmantelintegrität.

Das ENSI akzeptiert, dass der im Rahmen des Langzeitbetriebs KKM vom ENSI geforderte Ersatz der vier bestehenden Zuganker durch eine verbesserte und einzelfehlerfeste Konstruktion aufgrund von kompensatorischen Massnahmen für den Betrieb KKM bis zur EABN 2019 entfallen kann. Das KKM konnte im Instandhaltungskonzept nachweisen, dass durch kompensatorische Massnahmen, wie optimierte Wasserchemie, Erweiterung des Umfangs der zerstörungsfreien Prüfungen, Verfeinerung der bruchmechanischen Berechnung, Erweiterung des Lastfallkatalogs und Optimierung der visuellen Prüfung der Kernmantelabstützung ein Sicherheitsgewinn entsteht.

Das ENSI sieht die Integrität des rissbehafteten Kernmantels als gewährleistet an, wenn die Nachweisführung und die Kriterien aus der Forderung 2 eingehalten sind. Im Rahmen der bruchmechanischen Bewertung der Ergebnisse der zerstörungsfreien Prüfungen hat das KKM in jeder Jahresrevision den Strukturintegritätsnachweis gemäss Forderung 2 zu erbringen.

Die in der Verfügung vom 14. November 2013 genannte Forderung 5 wird hiermit in die EABN2019-Forderungen 1 und 2 überführt.

6 Forderung 6 aus der ENSI-Verfügung (Materialzustand Containment)

Das KKM wird aufgefordert, dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 ein Konzept vorzulegen, wie der Materialzustand des Primärcontainments umfassender beurteilt werden kann. Dazu sind insbesondere die bisher als unzugänglich eingestuften Bereiche des Drywells sowie die ermüdungsrelevanten Bereiche der Überströmrohre zu betrachten. Es sind zerstörungsfreie Messtechniken, Analysen zu den relevanten Korrosionsmechanismen und mögliche Abhilfemassnahmen zu berücksichtigen. Basierend auf den Erkenntnissen hat das KKM das weitere Instandhaltungskonzept für das Primärcontainment festzulegen.

6.1 Angaben des Betreibers

Das vom KKM fristgerecht eingereichte Instandhaltungskonzept für das Primärcontainment wurde vom ENSI im Rahmen der Grobprüfung kommentiert. Aufgrund dieser Kommentare wurde das Instandhaltungskonzept vom KKM ergänzt. Das überarbeitete Instandhaltungskonzept /19/ hat das KKM am 25. Juni 2014 beim ENSI eingereicht. Das KKM dokumentiert darin die Betriebserfahrung sowie die bisher durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen. Das KKM leitet daraus die notwendigen Instandhaltungsmassnahmen sowie zerstörungsfreien Prüfungen am Primärcontainment bis zur EABN 2019 ab.

Instandhaltungsmassnahmen

Das KKM geht auf die aktuell durchgeführten mikrobiologischen Untersuchungen an Schaumstoff- und Sandbettproben ein. Daraus leitet das KKM ab, dass die früheren Aussagen im Alterungsüberwachungskonzept /20/ zur mikrobiologischen Belastung im Leckagewasser und im Sandbett zu pessimistisch waren. Bei den aktuellen Messungen sind keine signifikanten mikroskopischen Anzeichen für eine mikrobiologische Besiedlung von Schaumstoff und Sandproben gefunden worden.

Eine mögliche Sanierung der Reaktorgrube mit dem Ziel einer deutlichen Reduzierung der Leckagemenge aus der gefluteten Reaktorgrube heraus wurde überprüft. Im Vordergrund steht dabei der Einsatz eines optimierten Beschichtungssystems für die Schweissnähte. Das KKM kommt nach der Auswertung von Auslagerungsversuchen mit diversen Beschichtungen zum Schluss, dass sich zurzeit keine Beschichtung mit ausreichender Beständigkeit realisieren lässt.

Als wesentliche Massnahme zur Verringerung von zukünftigen Korrosionsschäden sieht das KKM eine raschere Entfernung der Feuchtigkeit aus dem Sandbett vor. Dazu wurde mit einer zusätzlichen Bohrung zum tiefsten Punkt des Sandbettes eine verbesserte passive Drainage eingerichtet. Damit kann die Trocknung des Sandbettes nach der Entleerung der Reaktorgrube beschleunigt werden. Es kann damit vermieden werden, dass sich Wasser im Spalt zwischen Drywell und Betonwand aufstauen kann. Das KKM geht davon aus, dass allfällige Korrosionsprozesse nach Trocknung der Sandbettzone zum Erliegen kommen.

Das KKM führt weiterhin aus, dass zukünftig alle chemischen und mikrobiologischen Untersuchungen im Rahmen der Alterungsüberwachung intern durchgeführt und einheitlich dokumentiert werden. Insbesondere werden die mikrobiologischen Analysen des Leckagewassers durch regelmässige bakterielle Untersuchungen mit Nährlösungen erweitert. Damit lassen sich auch geringe Änderungen frühzeitig erkennen.

Ermüdungsrelevante Bereiche

Das KKM legt für alle ermüdungsrelevanten Bereiche dar, dass die aktuelle Ermüdungsausnutzung weit unterhalb der im Rahmen der Auslegung spezifizierten Ermüdungsausnutzung liegt. In diesen Bereichen sei deshalb bis zur EABN 2019 nicht von Ermüdungsschädigungen auszugehen und das Prüfprogramm dahingehend nicht auszuweiten.

Zerstörungsfreie Prüfungen des Primärcontainments

Das KKM dokumentiert im Instandhaltungskonzept den zukünftigen Einsatz von zerstörungsfreien Prüfungen am Primärcontainment. Der integrale Leckratentest (ILRT) sowie die visuellen Prüfungen (VT) werden gemäss gültigem Wiederholungsprogramm im bestehenden Rahmen weitergeführt.

An den zugänglichen Bereichen des Containments werden die mechanisierten Wanddickenmessungen erweitert. Auch soll die Integrität der Innenbeschichtung des Torus mit einem geeigneten ZfP-Verfahren während der JHR 2015 überprüft werden.

Das erarbeitete Konzept zur Entwicklung einer Prüftechnik für die unzugänglichen Bereiche des Containments basierend auf der Guided Wave Technik wird umgesetzt. Insbesondere soll die Technik auf die spezifische Prüfsituation beim KKM optimiert werden. Dazu wird eine Methodik entwickelt, mit der tatsächliche Korrosionsschädigung von geometrisch bedingten Anzeigen unterschieden werden kann. Weiterhin werden quantitative Aussagen zur Fehlertiefe erwartet. Eine wesentliche Rolle spielt dabei die Optimierung eines geeigneten Auswerte-Algorithmus sowie Design und Herstellung einer KKM-spezifischen Prüfkopfhalterung.

Das KKM gibt an, dass wichtige Entwicklungsarbeiten zur Anwendung der Guided Wave Technik bis zum 31.03.2015 abgeschlossen sein werden. Basierend auf diesen Ergebnissen wird dann das eingereichte Instandhaltungskonzept /19/ zum Primärcontainment bis zum 30.06.2015 überarbeitet.

6.2 Bewertung des ENSI

Das Instandhaltungskonzept zum Primärcontainment wurde vom ENSI geprüft. Das ENSI stellt fest, dass die wesentlichen Aspekte zur Materialalterung im Primärcontainment im eingereichten Instandhaltungskonzept adressiert sind. Das ENSI akzeptiert die Bewertung des KKM zu den ermüdungsrelevanten Bereichen. Diesbezüglich sind bis zur EABN 2019 keine ergänzenden Massnahmen erforderlich. Insbesondere begrüsst das ENSI das aufgezeigte Vorgehen zur Überwachung der mikrobiologischen Situation durch erweiterte Kontrollmessungen, um mögliche Änderungen der mikrobiologischen Belastung frühzeitig feststellen zu können. Weiterhin hält das ENSI die Realisierung einer zusätzlichen Drainagebohrung zur schnelleren Entfeuchtung der Sandbettzone als Abhilfemassnahme für sinnvoll, um zukünftige Korrosionsschäden reduzieren zu können.

Die laufenden Entwicklungsarbeiten zur Anwendung einer zerstörungsfreien Messtechnik an den unzugänglichen Bereichen des Drywells werden vom ENSI begrüsst. Die beschriebenen Entwicklungsschritte insbesondere zur Berücksichtigung der spezifischen Prüfsituation beim KKM sind nachvollziehbar. Die Planung und Durchführung von weiteren Messungen wird vom ENSI weiter verfolgt. Falls die Entwicklungsarbeiten bis zum 30.06.2015 zu keinem erfolgreichen Abschluss führen, sind vom KKM andere ergänzende Massnahmen durchzuführen. Das ENSI wird zu den ergänzenden Massnahmen Stellung nehmen.

Das ENSI akzeptiert das eingereichte Konzept zur Beurteilung des Materialzustands des Primärcontainments. Die Forderung 6 aus der Verfügung vom 14. November 2013 für den Weiterbetrieb des KKM bis zur EABN 2019 ist somit erfüllt.

7 Forderung 7 aus der ENSI-Verfügung (Störfall-Nachweise)

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.

7.1 Störfall Absturz eines Brennelementbehälters

Im Rahmen des deterministischen Sicherheitsnachweises zum Störfall „Absturz eines Brennelementbehälters“ hat das KKM dem ENSI einen Freigabeantrag /21/ zum Umbau des RG-Krans eingereicht. Die geplanten Nachrüstungen sind Teil des Sicherheitsnachweises, welcher anschliessend dem ENSI vorgelegt wird. Bis zur Erbringung des Nachweises wird das KKM keine Brennelementbehälter im Reaktorgebäude bewegen. Der erste Teil der Forderung bleibt bestehen und wird auf spätestens Ende 2015 terminiert:

EABN2019-Forderung 3: *Das KKM hat vor der nächsten Beladung eines Brennelementbehälters jedoch spätestens bis zum 31. Dezember 2015 den deterministischen Sicherheitsnachweis zu erbringen, dass die Vorsorgemassnahmen für den Störfall „Absturz eines Brennelementbehälters“ ausreichend sind.*

7.2 Störfall Torusleckage

7.2.1 Angaben des Betreibers

Mit Brief vom 19. Dezember 2013 /22/ hat das KKM den Nachweis gegen spontanes Torusversagen unter betrieblichen Lasten für den Störfall „Torusleckage“ /23/ gemäss der Forderung 7 eingereicht. Nach einer Prüfung der Unterlagen /24/ hat das ENSI das KKM aufgefordert, den in der Aktennotiz /23/ geführten Nachweis in Bezug auf die aufgezeigten offenen Punkte zu überprüfen und gegebenenfalls die Eintrittshäufigkeit für ein spontanes Torusversagen mit anderen Methoden zu bestätigen.

Das KKM hat den Nachweis überarbeitet und dem ENSI mit der Aktennotiz vom 21. Oktober 2014 /25/ eingereicht. Der Nachweis beinhaltet die Beschreibung des konstruktiven Aufbaus des Torus, Angaben zur Betriebserfahrung und betriebsbedingten Beanspruchung des Torus, sowie die Ermittlung der Beanspruchbarkeit und der bedingten Versagenswahrscheinlichkeit.

Der Torus ist Teil des Sicherheitsbehälters des KKM und dient als Kondensationskammer zum Druckabbau. Hierzu ist der Torus mit einer Wasservorlage von ca. 2000 m³ etwa bis zur Hälfte gefüllt. Im Nachweisumfang zur Beherrschung einer möglichen internen Überflutung unter betrieblichen Lasten wird das Versagen der Toruschale, der hydraulisch direkt mit dem Torus verbundenen darunterliegenden Torusringleitung sowie der davon abzweigenden Saugleitungen bis zu den ersten Absperrventilen der angeschlossenen Systemleitungen bewertet.

Angaben zu den Wanddickentoleranzen der verbauten Torus-Bleche liegen in der Herstellungsdocumentation nicht vor. Deshalb wurden nachträglich stichprobenartig an 30 Torus-Blechen Wanddickenmessungen durchgeführt. Die Materialbeanspruchungen wurden mit einem unteren Grenzwert für die vorhandene Wanddicke ermittelt. Weiterhin wird ein möglicher korrosiver Wanddickenabtrag von 1 mm infolge Muldenkorrosion bei möglicherweise beschädigter Beschichtung global berücksichtigt, obwohl es sich hierbei allenfalls um einen lokalen Effekt handeln würde. Vorhandene Herstellungsfehler in Schweissnähten und im Grundmaterial werden vereinheitlicht und konservativ anhand der Zulässigkeitskriterien der Prüfvorschrift der Durchstrahlungsprüfung der Schweissnähte ebenfalls als globale Wanddickenschwächung berücksichtigt.

Alle genannten fertigungs- und alterungsbedingten Wanddickenschwächungen werden aufsummiert und direkt überlagert, so dass bei der deterministischen Ermittlung der Bauteilbeanspruchung konservativ von einer global um ein Drittel geschwächten Toruswand ausgegangen wird.

Das Vorgehen bei der Torusringleitung und den Saugleitungen unterscheidet sich nur dahingehend, dass diese Leitungen keinen relevanten transienten betrieblichen Lasten ausgesetzt sind. Belastungsseitig werden die Beanspruchungen aus dem Eigengewicht in Verbindung mit Auslegungsdruck und Temperatur bestimmt.

Die fertigungs- und alterungsbedingt vorhandenen Wanddickenschwächungen werden hier gestützt auf die Herstellungsprüfungen und die Überwachung der Korrosionsrate mit einem globalen Wanddickenabschlag von halber Nennwanddicke berücksichtigt.

Die Lastangaben für die betrieblichen Beanspruchungen wurden einer zweijährigen repräsentativen Messung der Druck- und Temperaturzeitverläufe entnommen. Hierin sind auch alle monatlichen Testläufe und die Wiederholungsprüfungen während des Anlagenstillstandes messtechnisch erfasst. Die betriebliche Lastverteilung wird als normalverteilt um den gemessenen Höchstwert angesetzt.

Zur Bestimmung der Verteilung der Beanspruchbarkeit wurden die Materialprüfzeugnisse der Bauteile statistisch ausgewertet. Die Festigkeitsverteilung der Schweißverbindungen wird der des Grundmaterials gleichgesetzt und ist damit konservativ abgedeckt. Obwohl die Auswertung der Materialprüfzeugnisse eher eine Log-Normalverteilung der Festigkeitswerte ergab, wurde konservativ von einer Normalverteilung ausgegangen.

Basierend auf den deterministischen Beanspruchungsanalysen werden mit Hilfe der konservativ angenommenen Normalverteilungen die bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten ermittelt. Hierbei ist die Streuung der Belastung über konservative Ansätze der ständig wirkenden Lasten vereinfachend angesetzt.

KKM berechnet die Eintrittshäufigkeit eines Versagens der Torusringleitung bzw. der Torusschale, indem das Produkt aus der bedingten Versagenswahrscheinlichkeit bei Belastungen durch die Testläufe von Systemen, die das Bauteil belasten, mit der Häufigkeit solcher Testläufe pro Jahr gebildet wird. Für die Beanspruchung der Torusringleitung wird eine Häufigkeit von 100 Belastungen pro Jahr angesetzt, die die jährlich zu erwartenden Testläufe der Systeme RCIC, STCS, TCS, CSS und ALPS sowie das jährliche Abfahren der Anlage abdecken. Für die Beanspruchung der Torusschale werden 24 Testläufe des RCIC pro Jahr angenommen.

Die gesamte Versagenshäufigkeit des Torus einschliesslich seiner Ringleitung bis zu den ersten Isolations- und Absperrventilen der angeschlossenen Systeme auf RG-11 m berechnet sich aus der Summe der Einzelhäufigkeiten. Auf Grund der sehr hoch angesetzten Konservativitäten muss die so ermittelte Versagenshäufigkeit von $9.2E-11$ pro Jahr als obere Abschätzung verstanden werden. Der postulierte Störfall „Torusleckage“ ist somit auslegungsüberschreitend.

7.2.2 Bewertung des ENSI

Das ENSI hat den Nachweis /25/ geprüft. Nach Wertung des ENSI wurden für den Störfall „Torusleckage“ alle betroffenen Komponenten (Torus und Torusringleitung bis zu den ersten Isolationsventilen), die bei einem möglichen spontanen Versagen zu einer internen Überflutungsgefährdung beitragen können, berücksichtigt. Die mittels Messung über zwei Betriebsjahre ermittelten Lastverläufe werden vom ENSI als repräsentativ zur Bestimmung der betrieblichen Lastverteilung anerkannt.

Die Berücksichtigung der Wanddickentoleranzen erfolgte integral zusammen mit dem Einfluss von Fertigungsfehlern und von Korrosion. Letztere führen im vorliegenden Fall lediglich zu lokalen Wanddickenschwächungen, die allenfalls zu geringfügigen Leckagen aber nicht zu einem Aufreißen der Bauteile führen können. Die Aussagen des KKM sind nachvollziehbar, wurden anhand von Vergleichsrechnungen verifiziert und werden vom ENSI anerkannt.

Trotz dieses lokalen Charakters wurden bei den konservativ ermittelten Spannungen die lokal wirkenden fertigungs- und alterungsbedingten Wanddickenschwächungen als globale Schwächung von einem Drittel der Wanddicke (Torus) bzw. der halben Wanddicke (Ring- und Saugleitungen) berücksichtigt.

Das ENSI erkennt diese Vorgehensweise als konservativ an. Ein Verteilungsansatz der Einzeleffekte würde zu geringeren Ausfallwahrscheinlichkeiten führen. Die statistische Auswertung der Werkstoffprüfzeugnisse ist für das ENSI ebenfalls nachvollziehbar.

Der gewählte Ansatz zur Ermittlung der bedingten Versagenswahrscheinlichkeit nimmt bei den Beanspruchungen eine Normalverteilung um den Höchstwert an und wird vom ENSI als konservativ anerkannt. Auch die Verteilung der Beanspruchbarkeiten der eingesetzten Werkstoffe enthält durch den Übergang zu einer Gauss'schen Normalverteilung einen konservativen Anteil. Die ermittelte Versagenswahrscheinlichkeit des Torus wird vom ENSI anerkannt.

Die Methode, die Versagenhäufigkeit des Torus über die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit bei einem Testlauf, multipliziert mit der Häufigkeit solcher Prüfungen zu berechnen, ist nach Wertung des ENSI akzeptabel. Die angesetzten Häufigkeiten sind abdeckend gewählt.

Die ermittelte gesamte Versagenswahrscheinlichkeit von $9.2E-11$ pro Jahr ist nach Prüfung des ENSI plausibel. Die Größenordnung der Eintrittshäufigkeit für den Störfall „Torusleckage“ kann vom ENSI bestätigt werden. Somit ist der Störfall „Torusleckage“ weit auslegungsüberschreitend. Zur Beherrschung dürfen alle verfügbaren Systeme kreditiert werden. Bei einem kompletten Torusversagen werden die Sicherheitssysteme auf der -11 m Ebene im Reaktorgebäude überflutet. Davon unabhängig kann die Anlage mit dem nicht betroffenen Speisewassersystem über die Hauptwärmesenke in einen sicheren Zustand überführt werden. Des Weiteren steht mit der neu geplanten Notnachspeisung des RDB (s. Kapitel 14.3) eine weitere Alternative für die Störfallbeherrschung zur Verfügung.

Mit dieser Bewertung erachtet das ENSI den zweiten Teil der Forderung 7 aus der Verfügung vom 14. November 2013 bezüglich Sicherheitsnachweises für den Störfall „Torusleckage“ als erfüllt.

8 Forderung 8 aus der ENSI-Verfügung (Diversitäre RDB-Füllstandmessung)

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.

8.1 Angaben des Betreibers

In der Aktennotiz /26/ legt KKM den aktuellen Zustand der RDB-Füllstandmessung dar. Die RDB-Füllstandmessung ist im KKM wie in allen Siedewasserreaktoren weltweit als Druckdifferenzmessung ausgeführt. Die RDB-Füllstandmessung im KKM verfügt für die Auslösung von Sicherheitsfunktionen über zwei Kondensationstöpfe (A, B). Je zwei Referenzbeine pro Kondensationstopf stellen den Referenzdruck für die einzelnen Messbereiche des Reaktorschutzsystems (RPS) und des Alternativen Reaktorabschalt- und Isolationssystems (ARSI) zur Verfügung. Die Anordnung der Redundanzen zu den Referenzbeinen und -töpfen stellt sich wie folgt dar:

Tabelle 1: Zuordnung der Referenzbeine zu den Redundanzen

	Reaktorschutz (RPS)	SUSAN (ARSI)
Referenzbein A1	Redundanz A	Redundanz A1
Referenzbein A2	Redundanz B	Redundanz B1
Referenzbein B1	Redundanz C	Redundanz A2
Referenzbein B2	Redundanz D	Redundanz B2

Die Referenzbeine wurden mit Blenden versehen, um bei einem Messleitungsbruch die Auswirkungen auf das intakte Messbein zu minimieren. Mit den Blenden und der Anordnung der Redundanzen wird das Ausdampfen oder Auslaufen eines Referenzbeines ohne Konsequenzen für die Auslösung der Sicherheitsfunktionen beherrscht.

Die Referenzbeine verfügen über Temperaturmessstellen zur Leckageüberwachung. Jedes Referenzbein besitzt eine eigene Druckmessung (Brucherkenkung) und eine Post-LOCA Nachfüllmöglichkeit. Darüber hinaus verfügt das KKM noch über ein fünftes Referenzbein, welches einen weiteren Kondensationstopf am oberen Ende des RDB-Deckels nutzt (Messbereich bis +7m). Messungen in Verbindung mit dem fünften Referenzbein dienen nur der Information des Betriebspersonals, nicht aber der Auslösung von Sicherheitsfunktionen.

Mit den 1996 erneuerten Kondensationstöpfen und der in diesem Zusammenhang geänderten Anordnung wurde das Abströmen nicht-kondensierbarer Gase aus den Kondensationstöpfen sowie das sicherheitstechnische Verhalten der Niveau-Messung bei Druckentlastungsvorgängen verbessert /27/. Der Reaktorfüllstand wird pro Redundanz zweimal erfasst, d.h. total achtmal für das RPS und achtmal für das ARSI. Das 1991 erneuerte Reaktorschutzsystem erfüllt die ursprünglichen Anforderungen des Reaktorherstellers GE sowie der KTA 3501 und verfügt über eine umfassende selbstmeldende Fehlerüberwachung. Die Messkreise und eingestellten Grenzwerte sind mit Signalvergleichern ausgerüstet und werden redundanzübergreifend überwacht.

Die RDB-Füllstandmessung im KKM verfügt über die folgenden Füllstandbereiche entsprechend den genutzten RDB-Stützen und Referenzbeinen:

- Schutzbereich RPS -3.0 m bis +1.7 m (MCR)
- Schutzbereich ARSI -3.0 m bis +1.7 m (SUSAN)
- Reaktorwasserniveau Speisewasserregelung 0 m bis +1.7 m (MCR)
- Reaktorniveau Kernbereich CLMS -7.0 m bis +7.0 m (MCR)

- Reaktorniveau Weitbereich -3.0 m bis +7.0 m (MCR)
- Reaktorniveau Kernbereich -8.0 m bis +1.7 m (SUSAN)

Je nach Anwendung werden die Messungen hinsichtlich verschiedener Einflussgrößen (Reaktordruck, Drywell- bzw. Reaktorgebäudetemperatur usw.) kompensiert. KKM ist der Auffassung, dass diese verschiedenen Füllstandinstrumentierungen sowie die Fehlermeldung der Messeinrichtungen dem Operateur ermöglichen, die Echtheit der Füllstandmessung bei jeder Art von Leckage, also auch bei Leckagen der Messung selbst, sicher zu beurteilen.

Früher erkannte Schwachstellen in der Füllstandmessung wegen der Ansammlung von nicht-kondensierbaren Gasen /28/ und dem Ausdampfen aus den Referenzbeinen der Messsysteme wurden eliminiert. Durch die in der Vergangenheit durchgeführten Ertüchtigungen hat das KKM die Füllstandsinstrumentierung dem Stand der Technik entsprechend nachgerüstet. Gesamthaft beurteilt KKM die Auslösung von Sicherheitsfunktionen durch den hohen Redundanzgrad, die Fehlererkennung und die in vielen Reaktorjahren weltweit bewährte RDB-Füllstandmessung als hochzuverlässig.

Das KKM gibt an, dass in der Grundaulegung im Allgemeinen keine diversitären Auslösungen vorgesehen sind. Eine systematische Untersuchung der Auslegungsstörfälle /29/ für die Schutzfunktion der Kühlmitteleinspeisung in den RDB zeigte jedoch, dass in den meisten Fällen eine weitere, nachgeschaltete Auslösung vorhanden ist. So führt bei einem Kühlmittelverluststörfall (LOCA) im Drywell das diversitäre Auslösesignal „Druck hoch im Drywell“ zur Initiierung der Reaktorschnellabschaltung, des Kernsprühsystems und des Notstromdiesels 90. Störfälle, in denen im KKM keine nachgeschaltete Auslösung vorhanden ist, in Verbindung mit einer Fehlfunktion redundanter Auslösungen sind von der Eintrittshäufigkeit als auslegungsüberschreitend einzuordnen, sodass die Anforderungen für Auslegungsstörfälle nicht mehr zu betrachten sind.

Weiterhin hat das KKM alternative Füllstandsmessverfahren zur bisher verwendeten Druckdifferenzmessung untersucht und hinsichtlich ihrer Eignung zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen bewertet. Das KKM kommt wie der TÜV-Süd im Bericht /30/ zu dem Ergebnis, dass nur Messverfahren mit Thermoelementen für Siedewasserreaktoren existieren, die geeignet wären, eine Kernfreilegung entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu detektieren. Dazu führte KKM aus, dass die Nachrüstung von In-Core-Thermoelementen zur diversitären Erkennung eines unzureichenden RDB-Füllstandes bereits von der USNRC nach dem Unfall in Three Mile Island aufgegriffen wurde (NUREG-0737 /31/, USNRC Reg. Guide 1.97 /32/). Eine Studie der BWR-Owners Group /33/ zeigte jedoch ein unzureichendes Zeitverhalten von Thermoelementen zur Erkennung einer störfallbedingten Kernfreilegung bei Siedewasserreaktoren sowie unter Umständen ein nicht richtiges Funktionieren bei einem Störfall mit der Möglichkeit widersprüchlicher Anzeigen. Aufgrund der Erkenntnisse der Studie zog die USNRC 1983 die Forderung für In-Core-Thermoelemente für Siedewasserreaktoren zurück /34/. In den USA, in der Schweiz sowie auch in anderen europäischen Staaten wurden damals nur Druckwasserreaktoren mit In-Core-Thermoelemente zur Erkennung einer Kernfreilegung ausgestattet.

In Deutschland sollten auch noch die Siedewasserreaktoren mit In-Core-Thermoelementen nachgerüstet werden. Die im Jahr 2011 endgültig abgeschalteten Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 wurden nicht mehr nachgerüstet. In Gundremmingen KRB II (SWR-Baulinie 72) wurden die In-Core-Thermoelemente zur diversitären Auslösung von Sicherheitsfunktionen lediglich auf der Sicherheitsebene 4 (auslegungsüberschreitende Störfälle) 2012 nachgerüstet. Es war nicht zulässig, diese in den Reaktorschutz einzubinden. Nach Beurteilung des KKM ist damit die Auslösung durch die In-Core-Thermoelemente auf der Sicherheitsebene 4 einer Auslösung durch den Reaktorschutz sicherheitstechnisch nachgelagert und gleichbedeutend mit einer Handmassnahme, die ebenfalls auf der Sicherheitsebene 4 zur Störfallbeherrschung kreditiert werden darf.

Gesamthaft kommt das KKM zu dem Ergebnis, dass zurzeit keine qualifizierten, diversitären RDB-Füllstandmessungen für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen verfügbar sind. Im Accident Management-Bereich sind nach Auffassung des KKM die vorhandenen Anweisungen ausreichend und die Nachrüstung einer In-Core-Thermoelemente-Messung nicht verhältnismässig.

8.2 Bewertung des ENSI

In den 90-iger Jahren erfuhr die RDB-Füllstandmessung im KKM wesentliche Nachrüstungen. Damit erfüllt die Füllstandmessung nach Beurteilung des ENSI aufgrund der Anzahl der Messstellen (sechszehn Transmitter) und Referenzbeine (vier) den Auslegungsgrundsatz der Redundanz in ausreichendem Mass. Der Einzelfehler an einer Messkette wird in jedem Fall beherrscht, in vielen Fällen stellt auch ein weiterer Fehler eine Auslösung nicht in Frage. Das ENSI beurteilt die Verfügbarkeit der Messung als sehr hoch, weil durch Blenden in den Messleitungen die Auswirkungen von Leitungsbrüchen auf die betroffene Leitung begrenzt bleiben. Zur Erkennung einer Fehlfunktion der Füllstandmessung stehen dem Betriebspersonal - neben einer Alarmierung und automatischen Überwachung durch den Reaktorschutz - mit den Füllstandmessanzeigen für die unterschiedlichen Messbereiche eine ausreichende Anzahl von Erkennungsmöglichkeiten zur Verfügung, damit eine Fehlmessung nicht unbemerkt bleibt. Redundanzübergreifende Ausfallmöglichkeiten können durch die durchgeführten Nachrüstungen ausgeschlossen werden. Durch die langjährige Betriebserfahrung mit Druckdifferenzmessungen ist aus Sicht des ENSI sichergestellt, dass die Schwachstellen des Messverfahrens erkannt und behoben sind und ein gesamter Ausfall der RDB-Füllstandmessung aufgrund gemeinsamer Ursache (Common Mode Ausfall) nach heutigem Stand der Kenntnisse praktisch ausgeschlossen werden kann.

Die KEV fordert für Neuanlagen hinsichtlich der Auslösung einer Sicherheitsfunktion die Umsetzung des Grundsatzes der Diversität, sofern dieses möglich ist. Der Grundsatz der Diversität bei Sicherheitsfunktionen und deren Auslösungen soll einem Common Mode Ausfall mehrfach redundanter Systeme entgegen wirken.

In Bezug auf eine zur Druckdifferenzmessung diversitäre Füllstandmessung zur Auslösung einer Sicherheitsfunktion erachtet das ENSI die Ausführungen des KKM als nachvollziehbar, wonach einzig die In-Core-Thermoelemente-Messung als Alternative zurzeit in Betracht gezogen werden könnte. Hinsichtlich der Zuverlässigkeit der Auslösung folgt das ENSI den Darlegungen des KKM, dass bei Siedewasserreaktoren durch das Ansprechen der Sicherheitsabblaseventile zur Druckbegrenzung und dem damit verbundenen Aufschäumen des Kühlmittels im RDB die Gefahr besteht, dass die Thermoelemente benetzt werden und einen Temperaturanstieg nur verzögert detektieren. Damit besteht die Gefahr, dass Operateurhandlungen verzögert erfolgen, wenn die In-Core-Thermoelemente-Messung noch einen ausreichenden RDB-Füllstand anzeigt, während andere Anzeigen schon auf Widersprüche hindeuten. Den Sicherheitsgewinn einer In-Core-Thermoelemente-Messung für Siedewasserreaktoren beurteilt das ENSI deshalb sowohl für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen wie auch für auslegungsüberschreitende Störfälle als gering.

Gesamthaft kommt das ENSI zu dem Ergebnis, dass im KKM die bestehende Druckdifferenzmessung zur Bestimmung des RDB-Füllstandes mit den Nachrüstungen in den 90-iger Jahren dem Stand der Nachrüsttechnik entspricht und ein Common Mode Ausfall auch auf der Grundlage der weltweiten Betriebserfahrung praktisch ausgeschlossen werden kann. Die vorhandenen Anweisungen im Accident Management-Bereich sind nach Auffassung des ENSI für den Betrieb bis 2019 ausreichend. Das ENSI erachtet damit die Forderung 8 aus der ENSI-Verfügung vom 14. November 2013 als erfüllt.

9 Forderung 9 aus der ENSI-Verfügung (Überspeisungsschutz)

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.

9.1 Angaben des Betreibers

Mit Schreiben vom 19. Dezember 2013 /22/ hat das KKM die Aktennotiz /35/ „Sicherheitstechnische Bewertung des RDB Überspeisungsschutzes im Rahmen der Schutzfunktion Integrität der druckführenden Umschliessung“ eingereicht.

Das KKM beschreibt in der Aktennotiz /35/ den Aufbau des RDB-Überspeisungsschutzes. Demnach wird beim Erreichen des RDB-Füllstands 8 (Niveau +154 cm) die Drehzahl der Speisewasserpumpen auf Minimaldrehzahl reduziert und das RCIC ausgeschaltet (Turbinenschnellschluss der RCIC-Turbine). Beim Erreichen des Füllstands 9 (Niveau +250 cm) werden die Speisewasserpumpen automatisch ausgeschaltet, indem die 6 kV-Leistungsschalter geöffnet werden. Als zweite, parallel ausgeführte Massnahme werden die Impulsmuster zur Ansteuerung der Wechselrichter bei den Frequenz-Umformern der Speisewasserpumpen A und B automatisch gesperrt. Damit wird die Drehfelderzeugung und somit die Drehmomenterzeugung im Motor wirksam verhindert /36/. Die Befehlsverarbeitung beider Massnahmen wird zweikanalig ausgeführt, dabei sind die Auslösungen über die hochredundant ausgeführte Füllstandmessung (siehe Kapitel 8) in das Reaktorschutzsystem integriert.

Nach Ansicht des KKM ist eine Überspeisung des RDB aus dem Leistungsbetrieb heraus nur bei einem fehlerhaften Verhalten der Speisewasserregelung möglich. Zwei eventuell mögliche Massnahmen zur zusätzlichen Unterbindung der Speisewasserzufuhr (neben den oben erwähnten) werden von KKM in /35/ diskutiert. Es handelt sich dabei zum einen um das Schliessen der Kavitationsschutzschieber nach der Kondensatreinigungsanlage und zum anderen um das Schliessen der motorbetriebenen Druckschieber der Speisewasserpumpen. Die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der beiden Massnahmen schätzt das KKM jedoch geringer ein, als das automatische Ausschalten der Speisewasserpumpen.

Des Weiteren beurteilt das KKM die Notwendigkeit einer zusätzlichen Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) bei hohem RDB-Füllstand. Diese Auslösung ist nach Angaben des KKM in neueren Siedewasserreaktoren der Baulinie BWR6 durch Analysen zur kritischen Heizflächenbelastung der Brennelemente (MFLCPR) begründet. Im KKM wird eine zu hohe Belastung der Brennelemente mittels SCRAM durch hohen Neutronenfluss verhindert. Zusätzlich hat das KKM das transiente Anlagenverhalten am Simulator untersucht. Es wurde ein Versagen der Abschaltung der Speisewasserpumpen bei hohem Füllstand unterstellt und der Einfluss eines Hand-SCRAM mit und ohne Frischdampf-Isolation auf den RDB-Füllstand, den Reaktordruck und die Leistung untersucht. Auf Grundlage der durchgeführten Analysen kommt das KKM zu dem Ergebnis, dass eine SCRAM-Auslösung bei hohem RDB-Füllstand eine Überspeisung des RDB und damit der Frischdampfleitungen forcieren würde, da durch den starken Druckabfall im RDB und infolge tieferen Gegendrucks die Speisewassermenge stark ansteigen würde. Aus Sicht des KKM würde somit das transiente Anlagenverhalten nicht verbessert.

Hinsichtlich der Integrität der Frischdampf- bzw. Abblaseleitungen sowie der Funktion der Frischdampf-Isolationsventile (MSIVs) und Sicherheitsabblaseventile (SRV, SV) legt das KKM dar, dass die Beaufschlagung eines Wasser/Dampf-Gemischs in der Auslegung nicht berücksichtigt wurde /36/.

Das KKM gelangt insgesamt zu dem Ergebnis, dass keine Nachrüstungen zur Verhinderung einer RDB-Überspeisung erforderlich sind, da die vorhandenen Schutzmassnahmen dem aktuellen Stand der Nachrüsttechnik entsprechen.

9.2 Bewertung des ENSI

Der Überspeisungsschutz des Reaktordruckbehälters soll eine Belastung der Frischdampfleitungen (FDL), Frischdampf-Isolationsventile und Sicherheitsabblaseventile durch die Beaufschlagung mit Kühlwasser bei hohem Reaktordruck verhindern. Aufgrund der grossen Fördermenge stellt eine fehlerhafte Regelung der Speisewasserpumpen aus Sicht des ENSI das höchste Gefährdungspotential dar. Im KKM werden in Abhängigkeit vom RDB-Füllstand bei Erreichen der Niveaus 8 und 9 aktive Schutzmassnahmen automatisch und gestaffelt eingeleitet. Die Auslösesignale stammen aus dem Reaktorschutz, der hochredundant aufgebaut ist. Bei Erreichen des Niveaus 9 werden zudem unterschiedlich wirkende Massnahmen zur Abschaltung der Speisewasserpumpen ausgelöst. Neben dem Öffnen der 6 kV-Leistungsschalter stellt das gleichzeitige Blockieren der Frequenzumformer der Speisewasserpumpen eine diversitäre Massnahme dar, um die Stromversorgung der Speisewasserpumpen sicher zu unterbrechen. Insgesamt gesehen ist damit der Überspeisungsschutz des RDB im KKM als sehr zuverlässig zu beurteilen.

Die vom KKM im Weiteren diskutierten Möglichkeiten einer automatischen Unterbrechung der Speisewasserzufuhr durch das Schliessen der Kavitationsschutzschieber oder der Druckschieber im Speisewassersystem bewertet auch das ENSI als nicht zielführend. Bedingt durch die langen Schliesszeiten der Druckschieber sowie durch die langwierige Wiederinbetriebnahme des Speisewassersystems infolge geschlossener Kavitationsschieber sind diese Massnahmen nach Beurteilung des ENSI nur eingeschränkt wirksam bzw. nicht eindeutig sicherheitsgerichtet.

Die Schlussfolgerung des KKM, dass ein SCRAM bei hohem RDB-Füllstand im KKM keine Verbesserung hinsichtlich des betrieblichen Abstands zur kritischen Heizflächenbelastung der Brennelemente (MFLCPR) darstellt, ist nachvollziehbar. Im Falle eines Versagens des Überspeisungsschutzes des RDB erachtet das ENSI die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung und der Isolation der Frischdampfisolationsventile als vorteilhaft, da die Anlage sich nicht mehr in einem hochenergetischen Leistungszustand befinden würde und der weitere Verlauf der Transiente auf das Containment beschränkt bliebe. Diese Massnahmen zur weiteren Verminderung der Gefährdung sind in der Betriebs-Störfallanweisung BSA-B-009 /37/ des KKM beschrieben. Demnach ist im Falle eines Ausschaltversagens der Speisewasserpumpen bei Reaktorniveau 9 (+250 cm) die Speisewasserzufuhr manuell von Hand durch Ausschalten der Speisewasserpumpen und durch Schliessen des Speisewasserregelventils zu unterbinden und ein Hand-SCRAM auszulösen. Bei einem Reaktorniveau > +330 cm sind die Frischdampfisolationsventile zu schliessen und die beiden motorbetätigten Abblaseventile (PRV) zu öffnen. Mit der in Kapitel 14.3 dargestellten Nachrüstmassnahme zur weiteren Verminderung der Gefährdung kann selbst bei Versagen des Überspeisungsschutzes und der Isolation der FDL eine zeitlich unbegrenzte Kernnotkühlung mit hoher Zuverlässigkeit aufrechterhalten werden.

Zusammenfassend beurteilt das ENSI die im KKM vorhandenen Massnahmen als ausreichend, um eine Überspeisung des RDB zuverlässig zu verhindern. Das ENSI erachtet damit die Forderung 9 aus der ENSI-Verfügung vom 14. November 2013 als erfüllt.

10 Forderung 10 aus der ENSI-Verfügung (BEB-Integrität)

Das KKM hat bis zur Jahresrevision 2014 Massnahmen durchzuführen, um potentielle seismisch bedingte Leckagen aus dem Bereich des Brennelementbecken-Kühlkreislaufs weiter zu reduzieren.

10.1 Angaben des Betreibers

Das KKM hat hinsichtlich der Erfüllung der Forderung 10 eine Neubewertung der Beherrschung seismisch bedingter Leckagen aus dem BEB-Kühlkreislauf ins Reaktorgebäude (RG) vorgenommen /38/, /39/. Dabei wurde auch die Wirkung der Lüftungsbohrungen in den Kühlleitungen K1/K2 der Reaktorgrube sowie in den Zuführleitungen F1/F2 des BEB nochmals vertieft untersucht. Das Ausflussverhalten bis zu einem Strömungsabriss durch die Lüftungsbohrungen wurde anhand diverser Versuche verifiziert. Da die Leitungen K1/K2 sowie F1/F2 auf eine gemeinsame Leitung münden und diese somit hydraulisch miteinander in Verbindung stehen, wurde ein Leitungsbruch an der tiefsten Stelle des BEB-Kühlkreislaufes (RG-2 m) zusätzlich betrachtet. Um bei gefluteter Reaktorgrube die Leckagemenge aus den Leitungen K1/K2 weiter zu reduzieren, wurden deren Blenden von Ø 80 mm auf Ø 70 mm weiter reduziert.

In den Analysen untersucht KKM drei mögliche Anlagenkonfigurationen. Die erste Konfiguration entspricht dem Leistungsbetrieb, d.h. das Reaktoreinbautenbecken (REB) und die Reaktorgrube sind leer und voneinander getrennt, die Dammpfanne zum BEB ist gesetzt. Bei der zweiten Konfiguration sind das REB und die Reaktorgrube geflutet und miteinander verbunden, die Dammpfanne ist noch gesetzt (Betriebsart 4). Die dritte Konfiguration entspricht der Betriebsart 5: das REB und die Reaktorgrube sind geflutet und mit dem BEB verbunden (Dammpfanne entfernt). Als Einzelfehler wurde der Ausfall einer CRS-Pumpe unterstellt.

Gemäss den Analysen /38/ stellt ein Leitungsbruch an der tiefsten Stelle des BEB-Kühlkreislaufes in der dritten Anlagenkonfiguration (Betriebsart 5) den kritischsten Fall dar. Ohne Gegenmassnahmen würde die untere Ebene des RG (-11 m) bis zum Strömungsabriss (nach 3.6 h) auf eine Höhe von 0,40 m geflutet und damit das zur Beherrschung eines Erdbebens erforderliche Niederdruckeinspeisesystem (ALPS) gefährden. Andere untersuchte Bruchszszenarien führen nicht zu einer Gefährdung des im RG am niedrigsten angeordneten Sicherheitssystems ALPS.

Zur Vermeidung der Überflutung des ALPS im kritischen Fall verweist das KKM auf die Betriebsstörfallanweisung BSA-B-021, nach der die Handarmatur 019V 0514 vor Ort im RG+16 m zu schliessen ist, um Leckagen aus dem BEB-Kühlkreislauf ins Reaktorgebäude zu unterbinden. Das KKM gibt an, dass die Armatur 019V 0514 gut zugänglich ist und unter Berücksichtigung der benötigten Zeit für die Leckageerkennung innerhalb 1 h geschlossen werden kann /39/. Ein Wassereintrag ins Reaktorgebäude bliebe somit deutlich unterhalb der Überflutungskote des ALPS von 0,30 m.

10.2 Bewertung des ENSI

Im Rahmen des Nachweises der Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens hat das KKM verschiedene Ertüchtigungsmassnahmen im BEB-Kühlsystem durchgeführt, um bei Leitungsbrüchen einen raschen Füllstandabfall im BEB, in der Reaktorgrube sowie im Reaktoreinbautenbecken zu verhindern und damit verbundene Leckagen ins Reaktorgebäude zu reduzieren. Diese Massnahmen umfassten Querschnittsverengungen und zusätzliche Lüftungsbohrungen in anbindenden Leitungen, um die Saug-Hebewirkungen bei einem Leitungsbruch einzuschränken.

In den vom KKM zusätzlich eingereichten Analysen /38/ sind zum einen wesentliche Erkenntnisse aus nachträglich durchgeführten Versuchen bezüglich der Wirksamkeit der Lüftungsbohrungen in anbindenden Leitungen berücksichtigt. Die aus den Versuchsergebnissen abgeleiteten, bei einem Leitungsbruch in das Reaktorgebäude vom Zeitpunkt der Freilegung der Lüftungsbohrungen bis zum vollständigen Strömungsabriss austretenden Wassermengen wurden vom ENSI bestätigt und aufgrund der Vernachlässigung der Druckverluste in den Leitungen

als sehr konservativ beurteilt. Zum anderen sind auch weitere Bruchstellen untersucht worden, so dass aus Sicht des ENSI die Auswirkungen von Leitungsbrüchen im BEB-Kühlkreislauf abdeckend behandelt sind.

Aus den vom KKM durchgeführten Analysen kann abgeleitet werden, dass während des Leistungsbetriebs aufgrund der getroffenen Schutzmassnahmen spontane oder seismisch induzierte Brüche im BEB-Kühlkreislauf nicht zu einer Überflutung von Sicherheitssystemen im RG-11 m führen würden. Die Auswirkungen von Brüchen im BEB-Kühlkreislauf während des Revisionsstillstands wurden durch den Einbau modifizierter Blenden in den Kühlleitungen der Reaktorgrube K1/K2 soweit reduziert, dass nur noch eine Bruchstelle im BEB-Kühlkreislauf das Sicherheitssystem ALPS gefährden könnte. Diese Bruchstelle ist absperrbar und für die Erkennung anhand der Überwachung des BEB-Füllstandes und des Sumpffüllstandes im Reaktorgebäude sowie für die Durchführung der Absperrung steht ein ausreichend grosses Zeitfenster zur Verfügung. Von der Zugänglichkeit der Absperrarmatur 019V 0514 hat sich das ENSI anlässlich einer Begehung überzeugt /40/. Bei Unterstellung des Ausfalls der Absperrung als Einzelfehler reicht die Kapazität der beiden verfügbaren CRS-Pumpen aus, die anfallenden Leckagen aus dem Reaktorgebäude in den Torus zurück zu fördern und eine Überflutung des ALPS zu verhindern. Insgesamt bewertet das ENSI die von KKM durchgeführten Massnahmen zur Verringerung der Auswirkungen von Leckagen aus dem BEB-Kühlkreislauf ins Reaktorgebäude als geeignet, um eine Überflutung von Sicherheitssystemen zu verhindern. Das ENSI erachtet damit die Forderung 10 aus der ENSI-Verfügung vom 14. November 2013 als erfüllt.

11 Forderung 16 aus der ENSI-Verfügung (Störfallanalysen Brand/Überflutung)

Das KKM hat bis zum 30. Juni 2014 die erweiterten Analysen bezüglich der Auswirkungen von Bränden und Überflutung im Reaktorgebäude beim ENSI einzureichen.

11.1 Analyse der Auswirkungen von Überflutungen im Reaktorgebäude

11.1.1 Überflutungsszenarien

11.1.1.1 Angaben des Betreibers

Gemäss den Darstellungen des KKM werden in /41/ nur noch die Auswirkungen von Überflutungen im Reaktorgebäude untersucht, die nicht bereits durch bestehende Analysen abgedeckt sind. Daher werden Brüche im Reaktorkühlkreislauf (wie Speisewasser-, Frischdampf-, und Reaktorwasserreinigungsleitungen sowie Messleitungen), den Hilfskühlwasserleitungen sowie Torusleckagen mit Überflutungspotential im Reaktorgebäude nicht erneut betrachtet.

Nach Definition des KKM liegt ein Störfall „interne Überflutung des Reaktorgebäudes“ erst dann vor, wenn eine hinreichend grosse Wassermenge austritt, so dass die Sicherheitssysteme im Reaktorgebäude gefährdet sind. Für die Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten wurden alle Leckagen inklusive Brüche grösser 100 m³/h betrachtet. Leckagen zwischen 50m³/h und 100m³/h haben nur eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung. Ohne Annahme eines Einzelfehlers führen diese nicht zu einem auslösenden Ereignis, da die Wassermengen durch die beiden CRS-Pumpen mit einer Kapazität von jeweils 50m³/h zurückgefördert werden können. Zusätzlich müssen die bei einem Bruch austretenden Wassermengen grösser als 300 m³ sein müssen, um Sicherheitssysteme im Reaktorgebäude überfluten zu können.

Ausgehend von diesen Kriterien hat das KKM die folgenden internen Überflutungsszenarien im Reaktorgebäude untersucht:

- a) Bruch der RCIC-Saugleitung vom KAKO
- b) Bruch der CRD-Saugleitung vom KAKO
- c) Bruch der RCIC/CRD-Entladeleitung mit Wasserquelle vom KAKO
- d) Bruch der KAKO-Test-Rücklaufleitung RCIC/CRD
- e) bis m) Bruch einer der Feuerlöschleitungen auf den Höhenquoten (RG +0.0 m bis +29 m)
- n) bis q) Bruch einer der Nebenkondensatleitungen auf den Höhenquoten (RG +0.0 m bis +21.5 m)
- r) Bruch der Hochreservoirleitung zur RCIC-Entladeleitung
- s) Bruch der SUSAN CWS-Leitung zum TCS-Kühler

Im Reaktorgebäude existieren keine Systeme mit Leitungen, deren Durchmesser kleiner 50 mm sind und von denen ein relevantes internes Überflutungspotential ausgeht. Mit einer Änderung des Screening Kriteriums von 100 m³/h auf 50 m³/h und der Annahme des Ausfalls einer CRS-Pumpe als Einzelfehler ergeben sich keine neuen Überflutungsszenarien.

Da es sich bei den oben genannten Leitungen weitgehend um Leitungen der Sicherheitsklasse 4 oder unklassierte Leitungen handelt, hat das KKM exemplarisch die seismische Robustheit der RCIC-Saugleitung vom KAKO rechnerisch nachgewiesen.

11.1.1.2 Bewertung des ENSI

Für die vom KKM nicht mehr analysierten Brüche im Reaktorkühlkreislauf und in den Hilfskühlwasserleitungen liegen bestehende Analysen vor, mit denen der Nachweis der Störfallbeherrschung erbracht wurde. Leckagen im Torus wie auch im BEB-Kühlkreislauf wurden neu untersucht (s. Kapitel 7.2 und 10). Das ENSI kommt hier zu dem Ergebnis, dass alternative Massnahmen zur Störfallbeherrschung verfügbar sind bzw. die Auswirkungen so begrenzt werden, dass keine Sicherheitssysteme im Reaktorgebäude gefährdet werden. Die vom KKM gewählten Kriterien für die Festlegung der zusätzlich zu untersuchenden Leitungen sind für das ENSI nachvollziehbar. Zusammenfassend ist festzustellen, dass der darauf basierend vom KKM identifizierte Umfang zusätzlich zu untersuchender Überflutungsszenarien im Reaktorgebäude vom ENSI bis auf eine Ausnahme als vollständig bewertet wird.

Nach Auffassung des ENSI fehlen im untersuchten Spektrum Leitungsabschnitte unterhalb des Dampftunnels, die vom RCIC bzw. dem Hochreservoir kommend im Reaktorgebäude in die Speisewasserleitungen einbinden und durch Rückschlag- und Absperrarmaturen abgesichert sind. Diese Leitungsabschnitte sind im Vergleich zu den vom KKM zusätzlich untersuchten Leitungen relativ kurz und der höchsten mechanischen Sicherheitsklasse (SK1) zugeordnet. Damit unterliegen diese Leitungen beim Bau, bei der Überwachung und der Instandhaltung höchsten Anforderungen, so dass Leckagen oder Brüche als sehr unwahrscheinlich zu beurteilen sind. Zudem ist der Bereich unterhalb des Dampftunnels über Temperaturmessstellen zur Detektierung von Dampfleckagen auch hinsichtlich Heisswasser-Leitungsleckagen überwacht. Grössere Leckagen an diesen Leitungsabschnitten könnten vom Betriebspersonal auch durch den Unterschied zwischen Frischdampf- und Speisewassermassenstrom relativ schnell erkannt und durch die Abschaltung der Speisewasserpumpen unterbunden werden. Aufgrund des Überflutungspotentials sind diese Leitungsabschnitte aber zusätzlich zu analysieren.

EABN2019-Forderung 4: *Das KKM hat die Auswirkungen von Leckagen in den vom RCIC bzw. dem Hochreservoir kommenden und innerhalb des Reaktorgebäudes in die Speisewasserleitungen einbindenden Leitungsabschnitten zu untersuchen. Die Analyse ist dem ENSI bis zum 30. April 2015 einzureichen.*

Der vom KKM durchgeführte rechnerische Nachweis der seismischen Robustheit der RCIC-Saugleitung vom KAKO wird seitens ENSI als korrekt beurteilt. Daraus lassen sich deutliche seismische Reserven gegenüber extremen Erdbeben ableiten. Auch wenn der Nachweis für die RCIC-Saugleitung auf die anderen Leitungen aufgrund von Unterschieden in der Ausführung und der Zustandsüberwachung nicht direkt übertragbar ist, zeigen die vom KKM probabilistisch ermittelten Kapazitäten auch für die anderen Leitungen hohe seismische Reserven auf. Aus Sicht des ENSI kann daher der seismisch bedingte Bruch mehrerer Leitungen im Reaktorgebäude als unwahrscheinlich bewertet werden. Mit der neu geplanten Notnachspeisung des RDB (s. Kapitel 14.3) kann auch dieser unwahrscheinliche Fall noch beherrscht werden.

11.1.2 Ermittelte Bruchhäufigkeiten

11.1.2.1 Angaben des Betreibers

Generische Leckgrössenüberschreitungshäufigkeitskurven pro Reaktorjahr und Rohr-Längeneinheit werden für verschiedene Rohrdurchmesser und verschiedene Systeme einer Auswertung der Betriebserfahrung kommerzieller Kernkraftwerke für den Zeitraum 1970 bis 2010 entnommen /42/. Diese Werte werden in Eintrittshäufigkeiten, die der Überschreitung spezifizierter Leckausströmraten entsprechen, umgerechnet. Die Leckageeintrittshäufigkeiten werden systemspezifisch mit den im KKM vorliegenden Rohrlängen der unterschiedlichen Durchmesser multipliziert. Die so erhaltenen Eintrittshäufigkeiten pro Reaktorjahr werden mittels des Bayes-Theorems mit der KKM-Betriebserfahrung (keine signifikanten internen Überflutungen innerhalb von 40 Betriebsjahren) kombiniert.

Bei der Ableitung von Leckageeintrittshäufigkeiten für das Löschwassersystem wurde kreditiert /43/, dass das Löschwassersystem des KKM innerhalb des Reaktorgebäudes vom Design her robust und eher für ein geschlossenes, niederenergetisches, sauberes Wasser führendes Kühlsystem repräsentativ ist. Deshalb wurden nicht Bruchhäufigkeiten von Löschwassersystemen, sondern (niedrigere) Bruchhäufigkeiten von geschlossenen Kühlkreisläufen und Kondensat-Behältern herangezogen.

11.1.2.2 Bewertung des ENSI

Die vom KKM herangezogenen generischen Daten sowie Methoden entsprechen dem aktuellen Stand der Technik und sind geeignet, um Leckageeintrittshäufigkeiten zu bestimmen. Der Einbezug der KKM-spezifischen Betriebserfahrung entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05. Die Herleitung der Eintrittshäufigkeiten ist nachvollziehbar dokumentiert. Auf Grundlage einer stichprobenartigen Überprüfung stuft das ENSI die Werte grundsätzlich als plausibel ein. Die Aussage, dass das Löschwassersystem des KKM innerhalb des Reaktorgebäudes eher für geschlossene Kühlkreisläufe und Kondensat-Behälter repräsentativ ist, ist jedoch nicht nachvollziehbar belegt. Insbesondere fehlen Angaben zur Qualität der Löschwasserleitungen. Daher sind die vom KKM angegebenen Leckageeintrittshäufigkeiten für Leitungsabschnitte des Löschwassersystems als potenziell optimistisch einzustufen. Das ENSI berücksichtigt diesen Vorbehalt bei der Einordnung der entsprechenden Leckagen in Störfallkategorien (siehe Kapitel 11.1.4.2).

11.1.3 Auswirkungen der Überflutungsszenarien

11.1.3.1 Angaben des Betreibers

Nach Aussage von KKM /41/ stellt eine interne Überflutung nur im Leistungsbetrieb (Betriebszustand D) eine besondere Gefährdung dar, da die Nachwärme in anderen Betriebszuständen wesentlich geringer ist und somit ein viel grösserer Handlungsspielraum für das Betriebspersonal zur Verfügung steht. Es kann keine Überflutung der 0 m-Ebene im Reaktorgebäude stattfinden und somit ist von keiner Beeinträchtigung der Sicherheitsfunktionen Reaktorschnellabschaltung, Druckbegrenzung des RDB sowie RDB-Isolation auszugehen. Die hierfür massgebenden Systeme, deren elektrische Versorgung sowie die zugehörige Leittechnik befinden sich im Primärcontainment, oberhalb der 0 m-Ebene im Reaktorgebäude oder im Betriebsgebäude. Die Reaktorschnellabschaltung wird entweder manuell oder automatisch über RDB-Füllstand „tief“ ausgelöst. Die Druckbegrenzung des RDB wird durch Ansprechen der Sicherheitsabblase (SRV) bzw. der Sicherheitsventile (SV) gewährleistet. Ebenfalls bei RDB-Füllstand „tief“ erfolgt die RDB-Isolation.

Potentiell gefährdet sind bei einer internen Überflutung die zur Kernkühlung zur Verfügung stehenden Sicherheitssysteme auf der untersten Ebene (-11 m) im Reaktorgebäude. Hierzu gehören das Kernsprühsystem (CS) und das Abfahrkühlsystem (STCS), die dem Abfahrpfad 1 zugeordnet sind, und das Kernisolationssystem (RCIC), das alternative Niederdruckeinspeisesystem (ALPS) sowie das Toruskühlsystem (TCS), die dem Abfahrpfad 2 zugeordnet sind. Die Systeme der Abfahrpfade 1 und 2 sind unabhängig voneinander und einzelfehlersicher.

Beim Abfahrpfad 2 wird die Kernkühlung über die Notstandssysteme vollautomatisch gewährleistet. Nach einer Reaktorschnellabschaltung übernimmt das RCIC die Füllstandhaltung im RDB. Zeitverzögert werden die motorbetriebenen Druckentlastungsventile (PRV) geöffnet und leiten die kontinuierliche Druckentlastung ein. Die Füllstandhaltung und Abfuhr der Nachzerfallswärme wird dann im Niederdruckpfad durch ALPS und TCS realisiert. Bei Ausfall des RCIC wird im Abfahrpfad 1 eine automatische Druckentlastung bei tiefem RDB-Füllstand eingeleitet (ADS-LEVEL) und automatisch CS zur Füllstandhaltung gestartet. Zur Nachwärmeabfuhr aus dem Torus muss das STCS manuell in Betrieb genommen werden.

Unter Berücksichtigung der unterschiedlichen Aufstellungshöhen hat das KKM die kritischen Überflutungsvolumina und die Zeiten bis zur Überflutung der einzelnen Sicherheitssysteme in Abhängigkeit der szenariospezifischen Leckageraten und der zur Verfügung stehenden CRS-Pumpen ermittelt. Demnach stehen für die maximal mögliche Leckagerate (ca. 545 m³/h) unter der Annahme, dass beide CRS-Pumpen nach 30 Minuten in Betrieb genommen werden, ca. 33 Minuten zur Unterbindung der Leckage zur Verfügung, bevor das erste Sicherheitssystem des Abfahrstrangs 1 (ALPS) ausfällt. Das erste Sicherheitssystem des Abfahrstrangs 1 (STCS) fällt nach ca. 1 Stunde aus.

Als weitere Möglichkeit kann die Anlage mit den sich in Betrieb befindenden Betriebssystemen abgefahren werden, sofern deren Funktion nicht direkt durch eine Leitungsleckage betroffen ist.

11.1.3.2 Bewertung des ENSI

Den von KKM für die Beurteilung der Auswirkungen interner Überflutungen im Reaktorgebäude ausschliesslich betrachtete Leistungsbetrieb bewertet das ENSI unter Berücksichtigung der bisher durchgeführten Analysen und bestehenden Vorsorgemassnahmen als abdeckend. Für die ergänzend untersuchten Leitungen im Reaktorgebäude ist unter der Voraussetzung, dass Leckagen in diesen Leitungen absperrbar sind, die verbleibende Zeit bis zum Verlust der Sicherheitssysteme auf der -11m Ebene entscheidend, die nicht vom Betriebszustand der Anlage sondern nur von der Grösse der zu unterstellenden Leckagen abhängig ist.

Das ENSI erachtet die Aussage des KKM, die zur Schutzzieleinhaltung erforderlichen Sicherheitsfunktionen Reaktorschnellabschaltung, Druckbegrenzung bzw. Druckentlastung des RDB sowie RDB-Isolation seien infolge einer internen Überflutung im Reaktorgebäude nicht betroffen, als gerechtfertigt. Zum einen sind viele der für diese Sicherheitsfunktionen benötigten elektrischen und mechanischen Sicherheitseinrichtungen nicht im Reaktorgebäude untergebracht, so dass diese nicht gefährdet sind. Zum anderen sind Sicherheitseinrichtungen, welche sich auf höher gelegenen Ebenen im Reaktorgebäude befinden, generell auch bei einer dort auftretenden Leitungsleckage weniger gefährdet, da die austretenden Dampf- bzw. Wassermengen innerhalb des Reaktorgebäudes von höher gelegenen Etagen nach unten abfliessen können (z.B. über Gitterroste). Herabfliessendes Wasser hat auf die für Sicherheitsfunktionen eingesetzten elektrischen 1E-Komponenten (z.B. Messumformer, Kabel und Motoren) im Reaktorgebäude keine Auswirkungen, da diese gegen Spritzwasser geschützt sind. Darüber hinaus weisen die Reaktorschnellabschaltung und die Frischdampf-Isolationsventile für die RDB-Isolation ein „fail-safe“ Verhalten bei Verlust der Strom- oder Steuerluftversorgung auf.

Allerdings sind sämtliche zur Kernkühlung benötigten Sicherheitssysteme beider Abfahrpfade 1 und 2, die sich auf der untersten Ebene -11m im Reaktorgebäude befinden, bei einer internen Überflutung potentiell gefährdet. Die den kritischen Überflutungsvolumina zugrunde liegenden Überflutungsknoten dieser Sicherheitssysteme wurden vom ENSI durch eine Inspektion /44/ bestätigt. Die daraus vom KKM abgeleiteten Zeiten für die Unterbindung der Leckagen erachtet das ENSI als realistisch.

Da das RCIC im Zusammenwirken mit den PRV den höchsten Überflutungsschutz aufweist, kann die Anlage langsam in den Niederdruckbereich überführt werden. Die Kernkühlung kann langfristig über den Abfahrpfad 1 mit den Systemen CS und STCS oder den Abfahrpfad 2 mit den Systemen ALPS und TCS übernommen werden. Bei einer Überflutung im Reaktorgebäude ist der Abfahrpfad 2 mittels der Notstandssysteme der schwächere Pfad, da die Überflutungsknoten des ALPS und des TCS als erstes erreicht werden.

Insgesamt gesehen sind aus Sicht des ENSI die Auswirkungen von Überflutungen im Reaktorgebäude vom KKM korrekt dargestellt worden.

11.1.4 Beherrschung der Überflutungsszenarien

11.1.4.1 Angaben des Betreibers

Die zusätzlich identifizierten Überflutungsszenarien a) bis s) wurden basierend auf den ermittelten Eintrittshäufigkeiten in auslegungs- und auslegungsüberschreitende Störfälle unterteilt und die Auswirkungen szenariospezifisch untersucht /41/. Für alle Auslegungsstörfälle wurde ein unabhängiger Einzelfehler berücksichtigt. Zum Einzelfehler wird zusätzlich der Ausfall der externen Stromversorgung unterstellt. Es werden nur Sicherheitssysteme zur Störfallbeherrschung kreditiert.

Der begrenzende Auslegungsstörfall ist ein Bruch der Feuerlöschleitung auf RG+0.0 m (Eintrittshäufigkeit 1.8E-6 pro Jahr) mit einer maximal möglichen Leckrate von 306 t/h. Die Leckage kann manuell ausserhalb des Reaktorgebäudes abgesperrt werden. Die benötigte Zeit der Operateure von der Identifikation bis zur Absperrung der Leitung wird unter Berücksichtigung der vorhandenen Instrumentierung im Reaktorgebäudesumpf und der Zugänglichkeit der Absperrarmatur mit 45 Minuten abgeschätzt. Das vorhandene Zeitfenster bis zur Überflutung des ersten Sicherheitssystems (ALPS) mit Berücksichtigung des Ausfalls einer CRS Pumpe als Einzelfehler liegt bei

1 Stunde und 4 Minuten. Aufgrund der rechtzeitigen Absperrung der Leitung wird eine Überflutung der Sicherheitssysteme auf RG-11 m verhindert. Das KKM erachtet alle Anforderungen des schweizerischen Regelwerks an die Störfallkategorie 3 für das abdeckende Störfallszenario als erfüllt.

Der begrenzende auslegungsüberschreitende Störfall ist ein Bruch der RCIC-Saugleitung aus dem KAKO (Eintrittshäufigkeit $1.5E-7$ pro Jahr) mit einer maximal möglichen Leckrate von 545 t/h. Für die Beherrschung muss kein Einzelfehler unterstellt werden. Die benötigte Zeit der Operateure von der Identifikation bis zur Absperrung der Leckage wird ebenfalls mit 45 Minuten abgeschätzt. Der Ausfall des ersten Sicherheitssystems (ALPS) tritt bereits nach 33 Minuten auf. Die weiteren Sicherheitssysteme werden aufgrund der Absperrung der Leitung nicht überflutet. Die betrieblichen Speisewasser- und Kondensatsysteme sind ebenfalls nicht betroffen und würden zur Störfallbeherrschung zur Verfügung stehen.

Zum Vorgehen des Betriebspersonals bei der Erkennung und Absperrung von Leckagen und Leitungsbrüchen im Reaktorgebäude verweist KKM auf die Störfallvorschrift SYA-B-003 „Sekundärcontainment-Überwachung“ /45/.

Aus Sicht des KKM sind mit den zusätzlichen geführten Nachweisen die Auswirkungen einer Überflutung innerhalb des Reaktorgebäudes umfassend analysiert. Es wurde gezeigt, dass interne Überflutungen im Reaktorgebäude auslegungsgemäss mit Sicherheitssystemen beherrscht werden. Für die Beherrschung auslegungsüberschreitende Überflutungsszenarien stehen darüber hinaus noch Betriebssysteme zur Verfügung. Ungeachtet dessen sieht das KKM vor, durch Nachrüstmassnahmen die maximal möglichen Leckraten der zusätzlich untersuchten Leitungen zu reduzieren. Nach der Umsetzung der geplanten Nachrüstmassnahmen sind Leckraten über $200 \text{ m}^3/\text{h}$ auslegungsüberschreitend.

11.1.4.2 Bewertung des ENSI

Zum Zeitpunkt der Erstellung des deterministischen Sicherheitsnachweises für den Störfall interne Überflutung im Reaktorgebäude wurden die von KKM geplanten Nachrüstungen noch nicht berücksichtigt. Bereits umgesetzte Nachrüstungen werden vom ENSI bei der nachfolgenden Bewertung berücksichtigt.

Die ausgewiesene Bruchhäufigkeit der Feuerlöschleitungen ist nach Einschätzung des ENSI als zu optimistisch abgeschätzt (s. Kapitel 11.1.2). Mit der Umsetzung der geplanten Nachrüstungen /46/ ist dies jedoch nicht mehr relevant, da die maximal mögliche Leckrate von 306 t/h auf 24 t/h reduziert wird (s. Kapitel 14.2). Damit wird der bisher als abdeckender Auslegungsstörfall bewertete Bruch der Feuerlöschleitung auf RG+0.0 m neu schon mit einer betrieblichen Sumpfpumpe beherrscht und ist nicht mehr als Auslegungsstörfall zu behandeln.

Unter Berücksichtigung der Nachrüstungen in den Feuerlöschleitungen ist neu der Bruch der CRD-Saugleitung vom KAKO zum Reaktorgebäude mit einer maximal möglichen Leckrate von 115 t/h als abdeckender Auslegungsstörfall einzuordnen. Den Operateuren stehen mehr als 4.5 Stunden zur Identifikation und Absperrung der Leckage zur Verfügung, bis das erste Sicherheitssystem überflutet würde. Aus Sicht des ENSI wird mit den noch geplanten durchflussreduzierenden Massnahmen (s. Kapitel 14.2) die Gefährdung durch interne Überflutungen im Reaktorgebäude deutlich reduziert.

Der Bruch einer RCIC-Saugleitung aus dem KAKO in das Reaktorgebäude ist nach Wertung des ENSI für die auslegungsüberschreitenden Überflutungssequenzen aufgrund des grössten möglichen Wassereintrags in das Reaktorgebäude limitierend. Die Leckrate und anfallenden Wassermassen sind konservativ ermittelt. Die benötigte Zeit der Operateure von der Identifikation bis zur Absperrung der Leckage ist plausibel. Bis zur Absperrung der Leckage ist mit dem Ausfall des Niederdruck-Einspeisesystems ALPS zu rechnen. Weitere Sicherheitssysteme zur Hochdruck- und Niederdruckeinspeisung sowie zur Nachzerfallswärmeabfuhr sind verfügbar. Die Anlage kann damit in einen sicheren Zustand überführt werden. Ferner stehen auch Systeme auf der Sicherheits-ebene 2 wie das Speisewassersystem zur Verfügung. Ein Einzelfehler muss gemäss ENSI-A01 nicht unterstellt werden. Das KKM plant, auch an dieser Leitung durchflussreduzierende Massnahmen durchzuführen (s. Kapitel 14.2).

Für die Nebenkondensatleitungen wurden diese Massnahmen bereits durchgeführt (s. Kapitel 14.2). Ein Bruch der Leitungen auf RG+0.0 m (Eintrittshäufigkeit $1.5E-7$ pro Jahr) stellt mit einer maximal möglichen Leckrate von 343 t/h auch noch eine potentielle Gefährdung dar. Damit verbleibt als abdeckendes, auslegungsüberschreitendes Überflutungsszenario noch der Bruch der SUSAN CWS-Leitung zum TCS-Kühler im Reaktorgebäude mit einer maximal möglichen Leckrate von 431 t/h. Da diese Leitung der Sicherheitsklasse 3 zugeordnet ist und somit beim Bau, bei der Überwachung und der Instandhaltung sehr hohe Anforderungen gelten, ist die Eintrittshäufigkeit im Vergleich zu den anderen untersuchten Leitungen deutlich geringer. Zudem besteht ein Gefährdungspotential erst im Anforderungsfall des CWS.

Die Störfallvorschrift SYA-B-003 gibt nach Beurteilung des ENSI ein zielgerichtetes Vorgehen des Betriebspersonals bei einer internen Überflutung im Reaktorgebäude vor. Sie enthält detaillierte Hinweise zu den für die Leckageentdeckung bzw. Leckageunterbindung verfügbaren Überwachungs- und Absperrmöglichkeiten unter Berücksichtigung der in Frage kommenden Wasserquellen. In der Vorschrift hat die Leckagesuche Vorrang vor einer präventiven Absperrung potentieller Bruchlagen. Da mit den zum Teil durchgeführten bzw. mit den noch geplanten durchflussreduzierenden Massnahmen die für Leckagesuche und manuelle Absperrmassnahmen zur Verfügung stehenden Zeitfenster noch deutlich vergrössert werden, verliert die präventive Absperrung von potentiellen Bruchlagen an Bedeutung.

Da die aus der aktuellen Überflutungsanalyse des KKM /41/ abgeleiteten Verbesserungsmassnahmen bisher noch nicht in der Störfallvorschrift SYA-B-003 /45/ berücksichtigt sind, ist diese auf Anpassungen hin zu überprüfen.

EABN2019-Forderung 5: *Die Störfallvorschrift SYA-B-003 ist bis zum Ende der Jahresrevision 2015 unter Berücksichtigung der aus der aktuellen Überflutungsanalyse abgeleiteten Verbesserungsmassnahmen gegen interne Überflutungen im Reaktorgebäude zu überprüfen und entsprechend anzupassen.*

Insgesamt gesehen bestätigt das ENSI, dass der Nachweis für die auslegungsgemässe Beherrschung von Überflutungen im Reaktorgebäude mit Ausnahme der in der Forderung 4 festgehaltenen Leitungsabschnitte erbracht wurde. Der Teil 2 der Forderung 16 wird durch die Forderung 4 ersetzt.

11.2 Analyse der Auswirkungen von Bränden im Reaktorgebäude

11.2.1 Brandszenarien und Schadensbilder

11.2.1.1 Angaben des Betreibers

Im Bericht /47/ wird das Vorgehen zur Bestimmung der im Detail zu analysierenden Brände dargestellt. Darin wurden die Bereiche, bei welchen durch Brandschäden die Reaktorsicherheit betroffen sein könnte, identifiziert. Zur Bestimmung der Eintrittshäufigkeiten der relevanten Brände wurden die gemäss dem Brandschutzkonzept ausgewiesenen Brandabschnitte, wie auch zusätzliche, ausserhalb der Gebäude definierte Brandabschnitte analysiert. Die Festlegung der Brandszenarien erfolgte unter Berücksichtigung der generischen Vorgehensweise, wie sie im Dokument Generic Fire Modeling Treatments /48/ festgehalten ist. Darin werden Lösungen zu allgemein technischen Berechnungen von Brandszenarien für die Ermittlung der Schadenszonen oder kritischen Distanzen zu den interessierenden Ausrüstungen angegeben. Schliesslich dienen diese Berechnungen als Brandmodell, wie es in NUREG 6850 /49/ verwendet wird. Als Brandlasten wurden Schmierstoffe, resp. Materialien entsprechend der Klasse A (Holz, Kunststoffe etc.) wie auch Kabelmaterial der gemäss IEEE 383 definierten klassierten bzw. unklassierten Kabel zugrunde gelegt. Bei letzteren gelten als für das Versagen kritische Oberflächentemperaturen 329 °C resp. 204 °C . Der vertikale Anteil der „Zone Of Influence“ (ZOI) wird durch die „Plume-Temperatur“ im Zentrum des Brandherdes, der horizontale Anteil der ZOI entsprechend der freigesetzten Wärme nach der Methode Shokri/Beyeler /48/ definiert. Allgemein kann gesagt werden, dass bei der angewendeten Methode die horizontale kritische Distanz in etwa dem halben Wert der vertikalen kritischen Distanz entspricht.

Gemäss den Analysen im Bericht /47/ haben insbesondere Brände im Brandabschnitt 17 im Reaktorgebäude eine hohe sicherheitstechnische Relevanz. Der Brandabschnitt 17 schliesst Raumbereiche von der -11 m bis +21 m -Ebene ein. Entsprechend der Brandlasten wurde der Brandabschnitt 17 in einzelne Bereiche unterteilt. Da sich in vier dieser Teilbereiche (Ebenen -11 m, -4.2 m, 0.0 m und +8 m) Ausrüstungen oder Kabel der Abfahrpfade befinden, wurden diese Bereiche einer weiteren Überprüfung zur Evaluation von Gefährdungszonen aufgrund der Brandlasten, Brandausbreitung und allfällige Komponentenschäden unterzogen. Die Resultate sind in der deterministischen Analyse /50/ festgehalten. Als relevante Brände und deren Auswirkungen wurden insbesondere Ölbrände bei den RCIC- und CRD-Pumpen analysiert. Hierbei wurden die vom KKM nachgerüsteten Ölauffangwannen und Spritzschutzbleche bei den genannten Ausrüstungen in die Analyse mit einbezogen. An jenen Stellen, bei welchen Kabel relevanter Ausrüstungen innerhalb der ausgewiesenen Gefährdungszonen liegen, wird von einer geplanten Kabelbandagierung als zusätzlicher Brandschutzmassnahme Kredit genommen. Das KKM kommt in der Aktennotiz zum deterministischen Sicherheitsnachweis zum Schluss, dass aufgrund der in der Analyse nicht berücksichtigten Brandfestigkeit des im KKM tatsächlich eingesetzten Kabelmaterials aller SUSAN-Systeme die Resultate aus der deterministischen Analyse auch ohne Berücksichtigung der Bandagierungsmassnahmen Gültigkeit besitzen.

Zwischenzeitlich wurde vom KKM beschlossen, aufgrund betrieblicher Nachteile der Bandagierungsmassnahmen anstelle dieser die bestehenden Brandbekämpfungsanlagen im Bereich RCIC und CRD zu ändern (siehe Kapitel 14.1).

11.2.1.2 Beurteilung des ENSI

Die vom KKM bei der Brandanalyse verwendeten generischen Daten und Methoden lehnen sich an die akzeptierte Vorgehensweise der probabilistischen Analysen an. Dies betrifft insbesondere auch die Ermittlung der ZOI für die ermittelten Brandszenarien. Die bei der Analyse zugrunde gelegten Brandabschnitte entsprechen jenen des für KKM gültigen Brandschutzkonzeptes.

Kabelbrände sind vorwiegend auf einen fehlerbehafteten Anschluss in Verteilschränken oder ein fehlerbehaftetes Endgerät zurückzuführen. Alle Kabel im Reaktorgebäude sind ordnungsgemäss gemäss NIN (Niederspannungs-Installationsnorm) verlegt und angeschlossen worden. Bei jeder Querschnittsänderung wurde ein Absicherungsorgan (Sicherheit, Automat, LS, etc.), wie gemäss NIN vorgeschrieben, platziert. Die Absicherungsorgane sind so ausgelegt, dass sowohl ein Überstrom bzw. ein Kurzschlussstrom erkannt und abgeschaltet wird. Sollte ein Abschaltorgan versagen, ist das übergeordnete Abschaltorgan (Selektivität wird bei Änderungen überprüft) für den Kabel- bzw. Aggregateschutz zuständig.

Kabelvollbrände ausgelöst durch einen Doppelfehler müssen gemäss dem gültigen nuklearen Regelwerk (Richtlinie ENSI-A01, Einzelfehlerkriterium) deterministisch nicht unterstellt werden. Würde ein Kabel vom Endgerät (Kurzschluss im Endgerät) von einer bei der Verlegung entstandenen Fehlermöglichkeit (Verletzung, Pressung) oder von einer Anschlussstelle im Verteilschrank zurück brennen, wäre spätestens beim Brandstopper eine Brandfortleitung nicht mehr möglich. Brände an Endgeräten bzw. an Verteilschränken sind im Sektorausfall behandelt. Sollte trotzdem ein Brand an einem nicht-klassierten Kabel im Reaktorgebäude z.B. an einer beschädigten Stelle auftreten, ist mittels „Fire-Stop“ (weisse Brandschutzmasse) sichergestellt, dass die 1E-klassierten Kabel nicht versagen. Zudem werden 1E-klassierte Kabel und deren Abschaltorgane, Endgeräte etc. im Alterungsüberwachungsprogramm überwacht.

Die entsprechend der Brandlasten vorgenommene Unterteilung des Brandabschnitts 17 in einzelne Bereiche wurde konservativ gewählt. Dies gilt insbesondere auch für die vier Teilabschnitte (-11 m, -4.2 m, 0.0 m und +8 m), in welchen sich Ausrüstungen oder Kabel befinden, welche die Abfahrpfade betreffen. Die bei den unterstellten Brandereignissen festgelegten Gefährdungszonen werden als plausibel bewertet. Die hierzu beispielsweise auf der 0m-Ebene im Reaktorgebäude angesetzten Brandereignisse sind aufgrund der divisionsgetrennten und auf eigenen Trassen geführten Kabelverlegung der Notstandssysteme sowie den mittels administrativen Mitteln minimal gehaltenen mobilen Brandlasten als sehr konservativ zu werten. Diesbezüglich bestehen - nebst der generell guten räumlichen Trennung zwischen den Komponenten einzelner Abfahrpfade - „Fire-Stops“ auf den umlaufenden Kabeltrassen (auch unterhalb 0m Decke) wie auch im Falle von Steigleitungen und insbesondere bei den

vorhandenen Kreuzungsstellen (nicht-klassierte Kabelverlegung kreuzt 1E-klassierte Kabelverlegung), welche eine allfällige Brandausbreitung verhindern.

Wie im Kapitel 3 beschrieben wurden in den Jahresrevisionen 2013 und 2014 alle 1E-Kabel der Sicherheitssysteme im Reaktorgebäude, für welche keine Auslegungsdokumentation vorhanden ist, ersetzt. Hierzu ist zu erwähnen, dass die Verkabelung zu den Pumpen wie auch zu den Ventilen des STCS zwischenzeitlich mit qualifizierten brandhemmenden Kabeln ausgeführt wurde. Dasselbe gilt mit Ausnahme der Pumpenmotorverkabelung für das System CS und die Verkabelung der MSIV. Die konservative Vorgehensweise bei der Durchführung der Brandanalyse wird im Weiteren dadurch belegt, dass bei der Bewertung der Auswirkungen von Bränden die wesentlich höhere Brandfestigkeit des im KKM innerhalb des Reaktorgebäudes verwendeten Kabelmaterials der zu den Abfahrpfaden gehörenden Systeme nicht berücksichtigt wurde. Auch die Wirksamkeit von Brandbekämpfungsanlagen und des Einsatzes der Betriebsfeuerwehr wurden in der Analyse nicht berücksichtigt.

Die im Rahmen der Brandanalysen durchgeführten Berechnungen zeigen, dass die Branddauer des ausgelaufenen Öls der CRD- bzw. RCIC-Aggregate im Bereich von wenigen Minuten liegt. Dieser kurzzeitige Brand ist nicht im Stande, im Bereich der zu betrachtenden SUSAN Kabeltrassen hohe Temperaturen zu erzeugen. Die Berechnungen zeigen, dass nur im direkten Bereich der Flammen Temperaturen grösser 500 °C auftreten können. Die SUSAN-Kabeltrassen sind jedoch seitlich um mehr als 3 m zum Brandzentrum versetzt. Durch die Installation der Ölauffangwannen (CRD und RCIC) kann zudem auch ein Lachenbrand im Bereich der divisionsgetrennten SUSAN-Kabeltrassen auf RG-11 m ausgeschlossen werden. Eine besondere Bedeutung erhält die zwischenzeitlich vom ENSI freigegebene Umrüstung der für die Sektoren 15 bis 18 (RCIC/CRD) bestehenden Sprühflutanlagen auf Feinsprühnebelanlagen und deren automatische Auslösung im Brandfall (s. Kapitel 14.1). Mit der unverzüglichen automatischen Auslösung der Feinsprühnebelanlagen wird ein Brand bereits bei seiner Entstehung effizient bekämpft. Zusammen mit den ebenfalls im Kapitel 14.1 erwähnten Installationen von Ölwannen bei den RCIC- und CRD-Pumpen liefern die Nachrüstmassnahmen einen Beitrag zur Verminderung einer Gefährdung durch Brände innerhalb des RG.

Im Weiteren sind aus brandschutztechnischer Sicht zudem die aus früheren Analysen durchgeführten Massnahmen zu berücksichtigen. Hierzu ist die Installation einer automatisch ausgelösten Rauch- und Wärmeabzugsanlage im RG-11 m Raum zu erwähnen, durch welche im Brandfall tiefere Temperaturen erreicht werden. Dadurch wird einerseits eine frühe Brandbekämpfung durch die Betriebsfeuerwehr ermöglicht, andererseits wird auch die Entflammung von Kabelmaterialien wesentlich erschwert wenn nicht verhindert.

11.2.2 Ermittelte Brandeintrittshäufigkeiten

11.2.2.1 *Angaben des Betreibers*

Generische Brandeintrittshäufigkeiten pro Reaktorjahr werden für einzelne Komponentenkategorien sowie für so genannte transitorische Zündquellen einer US-amerikanischen Richtlinie entnommen /49/. Diese werden mittels des Bayes-Theorems mit der KKM-Betriebserfahrung des Zeitraums von 1980 bis 2012 kombiniert. Die so erhaltenen Brandhäufigkeiten werden bei Komponenten proportional zur lokal vorhandenen Anzahl, bei Kabeln und Verteilerkästen proportional zur Brandlast vorhandener nicht-qualifizierter Kabel und für transitorische Zündquellen entsprechend Gewichtungsfaktoren, die unter anderem potenzielle Arbeiten sowie den Aufenthalt von Personal in den betrachteten Räumen berücksichtigen, den zu analysierenden Räumen zugeteilt. Die Eintrittshäufigkeiten von Kabelbränden aufgrund von Selbstentzündung werden mit den Eintrittshäufigkeiten von Bränden aufgrund transienter Brandlasten zusammengefasst. Für grosse Brandabschnitte werden diese Eintrittshäufigkeiten Raumsegmenten proportional zum Volumen der Segmente zugeteilt und so separate Brandereignisse gebildet.

11.2.2.2 *Beurteilung des ENSI*

Die vom KKM herangezogenen generischen Daten sowie Methoden entsprechen dem aktuellen Stand der Technik und sind geeignet, um Brandeintrittshäufigkeiten zu bestimmen. Der Einbezug der KKM-spezifischen Betriebserfahrung entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05. Die Herleitung der Brandeintrittshäufigkeiten ist

nachvollziehbar dokumentiert. Auf Grundlage einer stichprobenartigen Überprüfung stuft das ENSI die Werte als plausibel ein. Die Eintrittshäufigkeiten der einzelnen Brandszenarien im Reaktorgebäude sind alle grösser 1.0E-06 pro Jahr.

11.2.3 Auswirkungen der Brandszenarien

11.2.3.1 Angaben des Betreibers

Nach Aussage von KKM /50/ stellen interne Brände nur im Leistungsbetrieb (Betriebszustand D) eine besondere Gefährdung dar. Bei fast allen Brandszenarien im Reaktorgebäude (insbesondere im Brandabschnitt 17) ist davon auszugehen, dass diese entweder infolge der Brandauswirkungen zu einer automatischen Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) führen oder der SCRAM bei Gefährdung der Sicherheitssysteme aufgrund der Vorgaben in Störfallanweisungen von den Operateuren von Hand ausgelöst wird. Je nach Brandszenario können die Sicherheitsfunktionen Reaktorschnellabschaltung, Druckbegrenzung des RDB, RDB-Isolation sowie Kernkühlung beeinträchtigt sein. Zur Beherrschung eines Brandes im Reaktorgebäude stehen die nachfolgenden aufgeführten Schutzsequenzen im KKM zur Verfügung.

Für die Gewährleistung der Reaktorabschaltung sind zwei Schutzauslösungen vorhanden, eine über das Reaktorschutzsystem RPS und eine weitere über das alternative Reaktorabschaltsystem ARSI. Der Handsram kann sowohl mit dem RPS wie auch über das ARSI (SUSAN Handsram) ausgelöst werden.

Die Druckbegrenzung des RDB erfolgt automatisch über die aktiv angesteuerten Sicherheitsabblaseventile (SRV). Steht die aktiv angesteuerte Druckbegrenzungsfunktion nicht zur Verfügung wird ein Überdruckschutz des RDB im passiven Modus durch Ansprechen der SRV gegen Federkraft sowie durch Öffnen der zwei Eigenmedium-gesteuerten Sicherheitsventile (SV) gewährleistet.

Die RDB-Isolation wird entweder über das ARSI oder das RPS automatisch ausgelöst. Bei einem Brand an einem beliebigen Ort im Reaktorgebäude ist mindestens eine Schutzauslösungen verfügbar.

Für die Kernkühlung sind zwei Abfahrpfade vorhanden. Beim Abfahrpfad 2 wird die Kernkühlung über die Notstandssysteme vollautomatisch gewährleistet. Nach einer Reaktorschnellabschaltung übernimmt das RCIC die Füllstandhaltung im RDB. Zeitverzögert werden die motorbetriebenen Druckentlastungsventile (PRV) geöffnet und leiten die kontinuierliche Druckentlastung ein. Eine Druckentlastung erfolgt auch bei Unterstellung eines offen blockierten SRV als Einzelfehler. Die Füllstandhaltung und Abfuhr der Nachzerfallswärme wird dann im Niederdruckpfad durch ALPS und TCS realisiert. Bei Ausfall des RCIC wird im Abfahrpfad 1 eine automatische Druckentlastung bei tiefem RDB-Füllstand eingeleitet (ADS-LEVEL) und automatisch CS zur Füllstandhaltung gestartet. Zur Nachwärmeabfuhr aus dem Torus muss das STCS manuell in Betrieb genommen werden.

11.2.3.2 Beurteilung des ENSI

Aus Sicht des ENSI stellen interne Brände im Reaktorgebäude nicht nur im Leistungsbetrieb eine besondere Gefährdung dar. Im Kapitel 11.2.5 wird die Bedeutung von Bränden im Reaktorgebäude in anderen Betriebszuständen bewertet.

Die seitens KKM dargelegten Auswirkungen interner Brände im Reaktorgebäude während des Leistungsbetriebs erachtet das ENSI für plausibel. Aufgrund des „fail-safe“ Verhaltens bzw. der passiven Funktionsweise ist bei brandbedingten Schäden von der Auslösung der Reaktorschnellabschaltung und der Isolation der Frischdampfleitungen bzw. vom Ansprechen der SRV/SV auszugehen. Daher ist es nachvollziehbar, dass sich der Nachweis der Beherrschung der Brandszenarien im Reaktorgebäude auf die Beeinträchtigung der Sicherheitsfunktion Kernkühlung konzentriert.

11.2.4 Beherrschung der Brandszenarien

11.2.4.1 Angaben des Betreibers

Im Analysebericht /50/ werden die Brandszenarien im Reaktorgebäude dahingehend unterschieden, ob eine Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) brandbedingt automatisch oder aufgrund einer Gefährdung eines Sicherheitssystems per Hand ausgelöst wird oder nicht. Sofern kein SCRAM ausgelöst wird, stehen die Betriebssysteme für die Beherrschung des Brandes zur Verfügung (Sicherheitsebene 2).

Brandszenarien, bei denen ein SCRAM ausgelöst wird (Sicherheitsebene 3), werden in Abhängigkeit des brandbedingten Schadensausmasses der zur Kernkühlung eingesetzten Notstandssysteme wie folgt gruppiert:

- (1) Szenarien in denen beide SUSAN-Divisionen vollständig verfügbar sind
- (2) Szenarien in denen nur eine SUSAN-Division vollständig verfügbar ist
- (3) Szenarien in denen keine SUSAN-Division vollständig verfügbar ist

Die Brandszenarien der Gruppe (1) sind durch die bestehenden Störfallanalysen /51/, /52/ und /53/ abgedeckt. Ein Einzelfehler hat auf den Nachweis keinen Einfluss, da beide SUSAN-Divisionen verfügbar sind. Die Akzeptanzkriterien der Störfallkategorie 1 werden eingehalten.

Für die Brandszenarien der Gruppen (2) und (3) sind die obengenannten Analysen ebenfalls abdeckend, solange mindestens ein RCIC-Strang noch zur Verfügung steht. Da in diesen Szenarien nicht mehr beide SUSAN-Divisionen vollständig zur Verfügung stehen, wird die Auswirkung von Einzelfehlern detailliert beurteilt. Dazu werden die Brandszenarien je nach den noch verfügbaren Sicherheitssystemen 8 unterschiedlichen Einzelfehlertypen zugeordnet.

Bei 4 der 8 analysierten Einzelfehlertypen können beide RCIC-Stränge ausfallen. In diesem Fall würde nach einer Reaktorschnellabschaltung der Füllstand im Reaktordruckbehälter (RDB) sinken bis eine automatische Druckentlastung (ADS-Level) erfolgt, so dass anschliessend je nach Verfügbarkeit die Niederdruckeinspeisesysteme ALPS oder CS in den RDB einspeisen und die Kernkühlung sicherstellen. Für diesen Störfallablauf hat das KKM neue Störfallanalysen /54/ eingereicht, wonach ein ausreichender Wärmeübergang von den Brennstab-Hüllrohren zum Kühlmittel sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre gewährleistet sind. Damit werden gemäss KKM die Akzeptanzkriterien der Störfallkategorie 2 erfüllt.

Die neuen Analysen untersuchen die Wirksamkeit der Einspeisung mit einer oder zwei ALPS-Pumpen oder einer CS-Pumpe. Unter der Annahme realistischer Randbedingungen kann mit diesen Analysen gezeigt werden, dass die Hüllrohrtemperaturen auf Sättigungstemperatur bleiben. Ein leichter Anstieg der Hüllrohrtemperaturen kann jedoch bei Unterstellung konservativer Randbedingungen und nur einer verfügbaren ALPS-Pumpe nicht ausgeschlossen werden. Aus diesem Grund hat das KKM einen Freigabeantrag /55/ für ein neues Akzeptanzkriterium für den Nachweis zur Integrität des Brennstabhüllrohres gemäss der „Gefährdungsannahmenverordnung“ Art. 10 (SR 732.112.2) eingereicht. Das neue Akzeptanzkriterium berücksichtigt die Brennstoffhüllrohreigenschaften und relevanten Versuchsergebnissen und wurde von allen schweizerischen KKW entwickelt.

Darüber hinaus hat das KKM zwei Einzelfehlertypen identifiziert, bei denen der kalt abgestellte Zustand der Anlage nur mit Vor-Ort-Massnahmen erreicht werden kann /50/.

Der erste Einzelfehlertyp ist durch die Verfügbarkeit beider RCIC-Stränge, der Druckentlastungs- und Nachwärmeabfuhrmöglichkeit sowie die direkte Verfügbarkeit nur noch eines Niederdruckeinspeisestranges CS B charakterisiert. Die fernbetätigte Ansteuerung der Einspeisearmaturen in den anderen Niederdruckeinspeisesträngen ALPS A und B sowie CS A ist brandbedingt nicht möglich. Bei Annahme des Ausfalls des Stranges CS B muss eine dieser Einspeisearmaturen nach Löschen des Brandes im Reaktorgebäude von Hand betätigt werden, um die Anlage in den kalt abgestellten Zustand überführen zu können.

Der zweite Einzelfehlertyp ist durch die Verfügbarkeit beider RCIC-Stränge, beider CS-Stränge, der Nachwärmeabfuhrmöglichkeit sowie die Verfügbarkeit nur noch eines Sicherheitsabblaseventils (MCR-SRV) charakterisiert. Bei Annahme des Ausfalls der aktiven Ansteuerung dieses Sicherheitsabblaseventils verbleibt die Anlage auf

Betriebsdruck im Zustand „heiss abgestellt“. Zur Überführung der Anlage in den kalt abgestellten Zustand muss ein Sicherheitsabblaseventil nach Löschen des Brandes im Reaktorgebäude gemäss Checkliste „003-3“ /56/ per Notansteuerung geöffnet werden.

Das KKM kommt insgesamt zu dem Ergebnis, dass interne Brände im Reaktorgebäude so beherrscht werden, dass die Akzeptanzkriterien für Auslegungsstörfälle eingehalten werden.

11.2.4.2 Beurteilung des ENSI

Das KKM unterteilt aus Sicht des ENSI die identifizierten Brandszenarien anhand nachvollziehbarer Kriterien in die Sicherheitsebenen 2 bzw. 3. Die weitere Einschränkung der Analyse auf Brandszenarien der Sicherheitsebene 3 folgt konsequent dem gestaffelten Sicherheitskonzept. Die Gruppierung der Brandszenarien in Abhängigkeit des brandbedingten Schadensausmasses erfolgt systematisch und zielgerichtet, um die kritischen Szenarien zu erfassen.

Aus Sicht des ENSI wird für die Brandszenarien der Gruppen (2) und (3), bei denen die SUSAN-Divisionen nicht mehr vollständig zur Verfügung stehen, eine systematische Bewertung der einzelfehlersicheren Beherrschung durchgeführt. Die Analysen bestätigen zum einen, dass alle Brandszenarien insbesondere mit Verfügbarkeit beider RCIC-Stränge über die bestehenden Störfallanalysen abgedeckt sind und die Akzeptanzkriterien für Auslegungsstörfälle der Störfallkategorie 1 erfüllt sind. Zum anderen kann die Anlage bis auf zwei Brandszenarien mit den verfügbaren Sicherheitssystemen in den kalt abgestellten Zustand überführt werden. Auf die Ausnahmen wird nachfolgend eingegangen.

Nach Wertung des ENSI muss für die neu eingereichten Störfallanalysen kein Kredit von einem neuen Hüllrohrkriterium genommen werden, da Brandszenarien mit Ausfall beider RCIC-Stränge und nur einem verfügbaren ALPS-Strang von der Eintrittshäufigkeit in die Störfallkategorie 3 fallen. Ein Anstieg der Hüllrohrtemperaturen ist somit zulässig. Die Akzeptanzkriterien der Störfallkategorie 3 werden mit nur einem verfügbaren ALPS-Strang sicher eingehalten. Die Brandszenarien liegen ohne Einzelfehler (zwei ALPS-Stränge verfügbar) ebenfalls in der Störfallkategorie 3 und die Auswirkungen verlaufen milder.

In den Brandszenarien mit den Einzelfehlertypen „Ausfall von CS B“ und „Ausfall der Ansteuerung des verbleibenden SRV“ kann die Kernkühlung über zwei RCIC-Stränge, Abblasen in den Torus und die Abfuhr der Nachwärme aus dem Torus sichergestellt und somit die Anlage im sicheren Zustand „heiss abgestellt“ über mehrere Stunden gehalten werden. Damit besteht aus Sicht des ENSI ausreichend Zeit, den Brand zu löschen und die erforderlichen Massnahmen für die Überführung der Anlage in den Zustand „kalt abgefahren“ einzuleiten.

Insgesamt gesehen bestätigt das ENSI, dass der Nachweis für die auslegungsgemässe Beherrschung von Bränden im Reaktorgebäude während des Leistungsbetriebs erbracht wurde.

11.2.5 Auswirkungen von Bränden im Reaktorgebäude ausserhalb des Leistungsbetriebs

11.2.5.1 Angaben des Betreibers

Die Auswirkungen von Bränden wurden für Anlagenzustände analysiert /50/, in denen der Deckel des Reaktor-druckbehälters (RDB) entfernt und die Reaktorgrube geflutet ist. Bei offenem RDB befindet sich der Reaktor im drucklosen, kalt abgestellten Zustand. Damit sind nur noch die Sicherheitsfunktionen Kühlung der Brennelemente und Integrität des Sekundärcontainments sicherzustellen. Aus Sicht des KKM ist die Integrität des Sekundärcontainments bei einem Brand generell nicht gefährdet /47/.

Je nachdem, ob die Damplatte gesetzt ist oder nicht, sind das Brennelementbecken (BEB) und der offene RDB noch voneinander getrennt oder über die geflutete Reaktorgrube direkt miteinander verbunden. Die Brennelemente im BEB bzw. im offenen RDB sind nach Ansicht des KKM bei einem Brand auf der Ebene +29 m im Reaktorgebäude aufgrund der geringen Brandlasten und der Wasservorlage über den Brennelementen von mehr als 7 m nicht direkt betroffen.

Bei gesetzter Dammplatte ist die betriebliche Kühlung der Brennelemente im BEB nur bei einem Brand im Reaktorgebäude auf den Ebenen +8 m oder +16 m gefährdet. In diesem Fall stehen mit Ausnahme von zwei Brandszenarien für die Kühlung der Brennelemente beide STCS-Stränge zur Verfügung. Bei zwei Brandszenarien wäre nur ein STCS-Strang verfügbar. Wird der Ausfall des STCS-Stranges als Einzelfehler unterstellt, kann im Rahmen von Accident-Management (AM) Massnahmen /57/ eine Wassernachspeisung mittels mobiler Pumpen erfolgen, um den durch Verdampfung verursachten Füllstandabfall im BEB zu kompensieren. Hierfür steht ein Zeitfenster von ca. 2 Tagen zur Verfügung, bis die vorhandene Wasservorlage zu sieden beginnt /58/.

Die Kühlung der Brennelemente im offenen RDB erfolgt bei gesetzter Dammplatte über das STCS oder alternativ können die jeweils zweisträngigen Niederdruckeinspeisesysteme CS oder ALPS in den RDB einspeisen und eine Verdampfungskühlung sicherstellen. Aus Sicht des KKM gibt es nur ein Brandszenario im Reaktorgebäude (Ebene +8 m), in dem lediglich ein Strang der Niederdruckeinspeisesysteme vollständig zur Verfügung steht. Bei Annahme eines Einzelfehlers steht aber ausreichend Zeit zur Verfügung, um durch Vor-Ort-Massnahmen (Öffnen der brandbedingt nicht fernbedienbaren Einspeisearmaturen) einen anderen Niederdruckeinspeisestrang in Betrieb nehmen zu können.

Bei nicht gesetzter Dammplatte stehen zur Kühlung der Brennelemente alle vorhergehend genannten Möglichkeiten zur Verfügung, da das BEB und der RDB über die geflutete Reaktorgrube direkt miteinander verbunden sind.

Aus Sicht des KKM ist die Kühlung der Brennelemente im BEB und im RDB auch ausserhalb des Leistungsbaus bei einem Brand im Reaktorgebäude sichergestellt.

11.2.5.2 Beurteilung des ENSI

Bei jeder Jahresrevision ist es üblich, die Anlage in die Betriebsarten 3 (heiss abgestellt), 4 (kalt abgestellt) und 5 (Brennelementwechsel) zu überführen. Am Ende der Betriebsart 4 wird das Primärcontainment geöffnet und der RDB-Deckel entfernt. Die Anlage befindet sich in einem niederenergetischen, kalt abgestellten Zustand. Der sichere Einschluss von radioaktiven Stoffen wird aus Sicht des ENSI primär weiterhin durch die Brennstabhüllrohre gewährleistet, sofern diese mit Wasser überdeckt bleiben. Des Weiteren ist die Integrität des Sekundärcontainments in Verbindung mit dem notstromgesicherten, zweisträngigen Notabluftsystem im Aufbereitungsgebäude gewährleistet. Dass es durch ein Brandereignis auf der +29 m Ebene im Reaktorgebäude zu keinem signifikanten Wasserverlust im BEB bzw. in der Reaktorgrube kommt, ist nach Wertung des ENSI aufgrund der begrenzt vorhandenen Brandlasten und der relativ grossen vorhandenen Wassermengen plausibel.

Bei gesetzter Dammplatte (Betriebsart 4) wird normalerweise die Nachwärme aus dem BEB durch das betriebliche Brennelementbeckenkühlsystem an den Zwischenkühlkreis im Reaktorgebäude überführt und über das Hilfskühlwassersystem letztendlich an die Aare abgegeben. Bei einem Brand im Reaktorgebäude auf der Ebene +16 m sind die Pumpen des betrieblichen Brennelementbeckenkühlsystems gefährdet. In diesem Fall wird die Kühlung des BEB gemäss der Betriebsstörfallanweisung /59/ durch einen Strang des STCS übernommen.

Bei einem Brand im Reaktorgebäude auf der Ebene +8 m können die Pumpen des Zwischenkühlsystems gefährdet sein. In diesem Fall sind sowohl die betriebliche BEB-Kühlung wie auch die Kühlung über STCS nicht mehr verfügbar. Die Nachwärme wird dann aus dem BEB durch Konvektion und Verdunstung abgeführt. Zur Wassernachspeisung stehen im KKM mehrere Möglichkeiten zur Verfügung. Insbesondere die externe Wasserversorgung über die beiden an der Aussenwand des Reaktorgebäudes verlegten Einspeiseleitungen (System 319) mittels Feuerlöschpumpen bewertet das ENSI als wirksame und einfach durchzuführende Massnahme. Die Inbetriebnahme ist in einer spezifischen Vorschrift /57/ geregelt und aufgrund des grossen zur Verfügung stehenden Zeitfensters (> 2 Tage bis die Siedetemperatur im BEB erreicht ist) sicher durchführbar. Da nur ein spezifisches Brandszenario auf der Ebene +8 m im Reaktorgebäude eine Notkühlung des BEB erfordert, erachtet das ENSI die getroffenen Vorsorgemassnahmen zur Kühlung der Brennelemente im BEB als ausreichend.

In der Betriebsart 4 ist im Hinblick auf die Sicherstellung der Kühlung der Brennelemente im RDB zu unterscheiden, ob der Deckel montiert oder entfernt ist. Bei montiertem RDB-Deckel sind analog zum Leistungsbetrieb die in Kap. 11.2.3 dargestellten Abfahrpfade für die Kühlung der Brennelemente erforderlich, während bei entferntem

RDB-Deckel (kalt abgestellt) die beiden STCS-Stränge oder die Niederdruckeinspeisesysteme CS oder ALPS ausreichen. Im Unterschied zum Leistungsbetrieb müssen in der Betriebsart 4 gemäss Technischer Spezifikation /60/ nicht mehr alle Sicherheitssysteme betriebsbereit sein. In der von KKM eingereichten Brandanalyse sind weder die Betriebsart 4 noch die spezifischen Vorgaben der Technischen Spezifikation bei der Bewertung der Brandauswirkungen auf die Kühlung der Brennelemente im RDB bisher berücksichtigt worden, so dass die Ergebnisse für den Leistungsbetrieb nicht auf die Betriebsart 4 übertragbar sind.

EABN2019-Forderung 6: *Das KKM hat zu überprüfen, inwieweit die begrenzenden Betriebsbedingungen in den Technischen Spezifikationen anzupassen sind, damit in der Betriebsart 4 eine ausreichende Anzahl von Sicherheitssystemen für die Beherrschung von Bränden im Reaktorgebäude verfügbar ist. Die Ergebnisse sind dem ENSI bis zum 30. April 2015 darzulegen.*

Da bei nicht gesetzter Damplatte (Betriebsart 5) das BEB und der RDB über die geflutete Reaktorgrube direkt miteinander verbunden sind, stehen für die Kühlung der Brennelemente das STCS, die Niederdruckeinspeisesysteme CS oder ALPS oder alternativ die Noteinspeisung mittels mobiler Pumpen als AM-Massnahme zur Verfügung. Da die Systeme STCS, CS und ALPS auf der Ebene -11 m im Reaktorgebäude angeordnet sind, ist die Kühlung der Brennelemente neben den von KKM explizit genannten Bränden auf der Ebene +8 m auch durch Brände auf der Ebene -11 m potentiell gefährdet. Wie in der Betriebsart 4 müssen auch in der Betriebsart 5 gemäss Technischer Spezifikation /60/ nicht mehr alle Sicherheitssysteme betriebsbereit sein. Aufgrund der grossen Wasservorlage ist aber wie bei der BEB-Kühlung in der Betriebsart 4 die Kühlung der Brennelemente in der Betriebsart 5 über die Noteinspeisung mittels mobiler Pumpen sichergestellt, deren Verfügbarkeit unabhängig ist von den Vorgaben der Technischen Spezifikation. Daher erachtet das ENSI die getroffenen Vorsorgemassnahmen zur Kühlung der Brennelemente in der Betriebsart 5 als ausreichend.

Insgesamt gesehen bestätigt das ENSI, dass der Nachweis für die auslegungsgemässe Beherrschung von Bränden im Reaktorgebäude mit Ausnahme der in der Forderung 6 genannten Betriebsart 4 erbracht wurde. Der Teil 1 der Forderung 16 aus der Verfügung vom 14. November 2013 wird durch die Forderung 6 ersetzt.

11.3 Probabilistische Analysen

11.3.1 Angaben des Betreibers

Die Grundlage der quantitativen Bewertung des Leistungsbetriebs bildet das Stufe-1-PSA-Modell für Volllast, welches im Rahmen der PSÜ2010 dem ENSI eingereicht worden war. Dieses wurde bis 2012 im Rahmen des Konzeptantrags des Nachrüstprogramms DIWANAS umfassend überarbeitet. Für die integrale Sicherheitsbewertung der geplanten Nachrüstmassnahmen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer bis Ende 2019 wurde eine weitere umfassende Aktualisierung vorgenommen. Gesamthaft gesehen betrafen die Modell Anpassungen die Bereiche interne Überflutungen, interne Brände, Erdbeben, externe Überflutungen sowie diverse modelltechnische Aspekte. Sie berücksichtigen unter anderem die Installation eines zusätzlichen luftgekühlten Notstromaggregats sowie die Nachrüstmassnahmen zur automatischen Absperrung von Hilfskühlwasserlecks im Reaktorgebäude und zur Verhinderung von Verstopfungen des SUSAN Kühlwassereinlaufs bei Hochwasserereignissen. Darüber hinaus sind Accident Management Massnahmen (AMM) wie die externe Bespeisung des SUSAN Einlaufs und die Durchführung der so genannten Feed & Bleed-Fahrweise im Modell abgebildet.

Mit dem neuen Basismodell für den Leistungsbetrieb, das den Anlagenzustand von Ende 2012 abbildet, weist KKM eine CDF von $8,61E-6$ pro Jahr aus. Im Vergleich zur mit dem Modell der PSÜ2010 ausgewiesenen CDF von $1,85E-5$ pro Jahr konnte der Beitrag von internen Bränden basierend auf der nunmehr weitaus detaillierteren Analyse der Kabelführungen der PSA-relevanten Komponenten signifikant gesenkt werden. Da die Erdbebengefährdung gemäss den Zwischenergebnissen des PEGASOS Refinement Projekts tiefer liegt als die um 20% reduzierte Gefährdung aus dem PEGASOS Projekt, die der PSÜ2010 zugrunde lag, ist auch der CDF-Beitrag von Erdbeben reduziert.

Die Grundlage der quantitativen Bewertung des Nichtleistungsbetriebs bildet das Stufe-1-PSA-Modell für den Stillstand, welches im 2011 dem ENSI eingereicht worden war. Auch dieses Modell ist für die integrale Sicherheitsbewertung des KKM unter Berücksichtigung der seither umgesetzten Nachrüstungen umfangreich aktualisiert worden. Zusätzlich zu den Modifikationen analog zum PSA-Modell für den Leistungsbetrieb sind für den Nichtleistungsbetrieb die Erfolgskriterien überarbeitet und die Systemverfügbarkeiten entsprechend der inzwischen erfolgten Änderung der Technischen Spezifikation des KKM angepasst worden.

Mit dem neuen Basismodell für den Nichtleistungsbetrieb, das den Anlagenzustand von Ende 2012 abbildet, weist KKM eine FDF von $2,60E-6$ pro Jahr aus, während das Modell vom 2011 eine FDF von $6,64E-6$ pro Jahr ergeben hat. Die Risikoreduktion ist insbesondere auf die Erdbebengefährdung gemäss den Zwischenergebnissen des PEGASOS Refinement Projekts und auf die Änderung der Technischen Spezifikation zurückzuführen.

11.3.2 Bewertung des ENSI

Das ENSI hat das Stufe-1-PSA-Modell aus 2012 für den Leistungsbetrieb und das Stufe-1-PSA-Modell aus 2011 für den Nichtleistungsbetrieb bereits in der Stellungnahme zur PSÜ2010 des KKM bewertet /61/. Diese Bewertung ist weiterhin gültig. Die beiden genannten Modelle stellen daher den Ausgangspunkt des ENSI für die Bewertung der Umsetzung der Forderung 16 für den Weiterbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg bis zur endgültigen Ausserbetriebnahme im Jahr 2019 dar.

Im Stufe-1-PSA-Modell von 2012 für die Bewertung des Leistungsbetriebs sind die risikotechnisch bedeutsamsten Nachrüstungen (Installation eines zusätzlichen luftgekühlten Notstromaggregats und Nutzung desselben als AMM, automatische Absperrung von Hilfskühlwasserleckagen im Reaktorgebäude, Installation von Ansaugrohren zur Verhinderung von Verstopfungen des SUSAN Kühlwassereinlaufs bei Hochwasserereignissen) bereits abgebildet.

Das Basismodell 2014 stellt eine sehr umfassende Überarbeitung des 2012 Modells dar, die fast mit einer Neuerstellung gleichzusetzen ist. Aufgrund der zeitlichen Beschränkung konnte die Prüfung durch das ENSI nur in einem wesentlich geringeren Stichprobenumfang erfolgen als im Rahmen einer PSÜ.

Folgende Aspekte, die im 2014 Basismodell berücksichtigt worden sind, sind hinsichtlich ihrer Auswirkungen auf die ausgewiesene CDF des KKM hervorzuheben:

- die Aktualisierung von Gefährdungen (Neubestimmung der Gefährdung von Kabeln durch interne Brände anhand detailliert aufgenommener Kabelwege, Neubestimmung der Eintrittshäufigkeiten und Auswirkungen interner Überflutungen, Einbezug aktuell vom ENSI akzeptierter Erdbebengefährdungsergebnisse, Überprüfung der Gefährdung und Auswirkungen durch das Versagen von Stauanlagen),
- die Modellierung von zusätzlichen AMM (externe Bespeisung des SUSAN Einlaufs, Feed & Bleed-Fahrweise) sowie
- modelltechnische Aspekte (Neubewertung der Wahrscheinlichkeiten menschlicher Fehlhandlungen, Neubewertung von Kühlmittelverluststörfällen, Neubewertung von gemeinsam verursachten Ausfällen).

Viele dieser Punkte entsprechen Forderungen des ENSI aus der Aktionsliste zur PSÜ2010. Deren frühzeitige Berücksichtigung stellt eine wesentliche Verbesserung des Modells dar. Die Veränderung des Risikoprofils im Vergleich zu dem aus dem Modell 2012 resultierenden Profil (Tabelle 2) ist plausibel. Die grössten Risikoreduktionen sind bei den Ereigniskategorien Brand und Erdbeben zu erkennen. Sie sind vor allem auf die Neubestimmung der Gefährdung von Kabeln durch interne Brände anhand detailliert aufgenommener Kabelwege, auf den Einbezug der aktuell vom ENSI akzeptierten Erdbebengefährdung und auf die Modellierung der externen Bespeisung des SUSAN Einlaufs zurück zu führen.

Tabelle 2: Kernschadenshäufigkeit des KKM, berechnet mit den Modellen von 2012 und von 2014

Ereigniskategorie	Modell 2012	Modell 2014
	CDF [1/Jahr]	CDF [1/Jahr]
Transienten	3.81E-07	5.64E-08
Kühlmittelverluststörfälle	6.86E-07	2.40E-07
Total interne Ereignisse	1.07E-06	2.96E-07
Brand	5.34E-06	4.92E-07
Interne Überflutung	2.59E-08	2.35E-07
Total interne systemübergreifende Ereignisse	5.37E-06	7.27E-07
Erdbeben	1.64E-05	7.17E-06
Extreme Winde und Tornados	3.29E-08	3.18E-08
Externe Überflutung	6.44E-07	3.70E-07
Flugzeugabsturz	1.65E-08	1.70E-08
Total externe Ereignisse	1.71E-05	7.59E-06
Gesamte CDF	2.35E-05	8.61E-06

Das Stufe-1-PSA-Modell von 2011 für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebs ist ebenfalls sehr umfassend überarbeitet worden, um das Basismodell 2014 zu erhalten. Aufgrund der zeitlichen Beschränkung konnte die Prüfung durch das ENSI nur in einem wesentlich geringeren Stichprobenumfang erfolgen als im Rahmen einer PSÜ.

Viele der vom KKM behandelten Punkte entsprechen Forderungen des ENSI aus der Aktionsliste zur PSÜ2010. Deren frühzeitige Berücksichtigung stellt eine wesentliche Verbesserung des Modells dar. Die Veränderung des Risikoprofils im Vergleich zu dem aus dem Modell 2011 resultierenden (Tabelle 3) ist plausibel. Die vom KKM angegebenen wichtigsten Gründe für die Risikoreduktion – die reduzierte Erdbebengefährdung und die geänderte Technische Spezifikation – sind nachvollziehbar, insbesondere da die Überarbeitung der Technischen Spezifikation mit dem Ziel, das Risiko während des Stillstands zu reduzieren, durchgeführt worden ist.

Tabelle 3: Brennstoffschadenshäufigkeit des KKM, berechnet mit den Modellen von 2011 und von 2014

Ereigniskategorie	Modell 2011	Modell 2014
	FDf [1/Jahr]	FDf [1/Jahr]
Interne Ereignisse	7.24E-07	1.38E-07
Brand	2.10E-06	4.50E-07
Interne Überflutung	1.81E-07	2.50E-07
Total interne systemübergreifende Ereignisse	2.28E-06	7.00E-07
Erdbeben	3.60E-06	1.49E-06
Weitere externe Ereignisse	3.34E-08	1.77E-08
Total externe Ereignisse	3.63E-06	1.51E-06
Gesamte FDf	6.64E-06	2.35E-06

12 Forderungen 11 bis 14 aus der ENSI-Verfügung (Massnahmen Ausfall HWS)

Das KKM hat bis zum Ende der Jahresrevision 2015 einen zusätzlichen, erdbebenfesten Anschluss im SUSAN-Kühlwassersystem für den Einsatz mobiler Pumpen zu installieren. (Forderung 11)

Es sind Massnahmen zur Reduktion der Gefährdung aufgrund von erdbebeninduzierter Überflutung zu treffen. Deren Umsetzung hat bis zum 31. Dezember 2014 zu erfolgen. (Forderung 12)

Das KKM hat bis zum Ende der Jahresrevision 2015 eine zusätzliche, von der Aare unabhängige Kühlwasserversorgung für das SUSAN-Notstandssystem nachzurüsten. (Forderung 13)

Das KKM hat für den Betrieb über das Jahr 2017 hinaus bis zum 30. Juni 2014 aufzuzeigen, wie es auch ohne Realisierung der zusätzlichen, erdbebenfesten und überflutungssicheren, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung einen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichenden Sicherheitsgewinn erzielen kann. (Forderung 14)

12.1 Reduktion der Gefährdung aufgrund von erdbebeninduzierter Überflutung (Forderung 12)

12.1.1 Angaben des Betreibers

Der Betreiber hat die Verstärkungsmassnahme an der Stauanlage Wasserkraftwerk (WKW) Mühleberg und deren Wirksamkeit in /62/ dokumentiert. Die zugrundeliegenden Berechnungen finden sich in /63/, /64/ und /65/.

Im Unterlauf der Stauanlage des Wohlensees wurde die Gleitsicherheit der Stauanlage WKW Mühleberg durch Verstärkung des Untergrunds erhöht. Ziel der Verstärkung des Untergrunds war eine Verdübelung der kritischen, relativ dünnen, weichen Tonstein/Mergel-Schichten mit den kompakten Sandstein/Mergel-Schichten unterhalb der Stauanlage. Dazu wurden 72 ca. 18 m lange Ortbetonpfähle mit einem Durchmesser von 1500 mm und einer massiven Bewehrung aus Stahlrohren mit einem Durchmesser von 1200 mm und einer Dicke von 22 mm unter der bestehenden Stauanlage eingebaut. Die insgesamt 72 Bohrpfähle - 48 beim Maschinenhaus und 24 beim Wehr - erhöhen massgeblich den Schubwiderstand in den möglichen Gleithorizonten im Untergrund, ohne die Untergrundsteifigkeit gegenüber dem Ausgangszustand wesentlich zu beeinflussen. Die Pfähle wurden zu Pfahlgruppen zusammengeschlossen und kontinuierlich mit der bestehenden Betonstruktur verbunden. Zusätzlich erfolgte eine gezielte Verstärkung beanspruchter bestehender Bauteile mit zusätzlichen Betonplatten, Verbundankern und Bewehrung insbesondere quer zur Hauptspannungsrichtung durch Einlage zusätzlicher Zugbewehrung.

Mit den Fragility-Berechnungen wird die Wirkung der ausgeführten Verstärkungsmassnahme auf die Erdbebensicherheit der Stauanlage nachgewiesen. Die dreidimensionalen nichtlinearen Erdbeben-Analysen für die Modellquerschnitte durch das Maschinenhaus und das Wehr werden mit dem Computerprogramm LS-DYNA durchgeführt. Das Verhalten der einzelnen Pfähle, insbesondere deren Schubwiderstand, wurde mit einer drei-dimensionalen statischen Pushover-Analyse untersucht. Die Versagensmechanismen werden durch Rissbildung oder Gleiten bis zum Bruchzustand modelliert und das daraus resultierende nichtlineare Verhalten berücksichtigt. Die seismische Kapazität der Stauanlage ist direkt abhängig bzw. bestimmt durch den Schubwiderstand der Pfähle. Die Erdbebenanregung wird mit den Gefährdungsergebnissen aus dem PEGASOS Refinement Project (PRP) wie folgt festgelegt: Uniform Hazard Spectrum UHS auf Kote -14 m beim KKM, 5% Dämpfung, $p=1E-4/y$, mean. Es werden 30 Sets von Beschleunigungszeitverläufen (jeweils mit x, y und z-Komponente) generiert, die diesen Zielspektren entsprechen. Die Variation der Erdbebenanregung und der Modellparameter erfolgt mit Latin Hypercube Sampling (LHS-Methode). Als Vergleichsgrössen werden die Fragility-Werte auch für die Zwischenresultate des PRP bestimmt (PRP-Intermediate Hazard, PRP-IH). Die Tabelle 4 zeigt die resultierenden Kenngrössen der Fragilities für die unverstärkte und die verstärkte Stauanlage.

Tabelle 4: Median Seismic Capacities A_m und High Confidence Low Probability of Failure HCLPF für die unverstärkte und die verstärkte Stauanlage WKW Mühleberg

Unverstärkte Stauanlage	Verstärkte Stauanlage
PRP-Intermediate Hazard	PRP-Intermediate Hazard
$A_m = 0.66 g$	$A_m = 1.27 g$
$HCLPF = 0.25 g$	$HCLPF = 0.47 g$

12.1.2 Bewertung des ENSI

Die Erdbebensicherheit der mit Pfählen verstärkten Stauanlage WKW Mühleberg wurde mittels einer sehr detaillierten Analyse untersucht. Das verwendete Finite Elemente Programm LS-DYNA ist speziell für dynamische Simulationen entwickelt worden (explizites Integrationsverfahren) und gilt in seinem Anwendungsgebiet als "state-of-the-art".

Der Schubwiderstand der Pfähle ist korrekt bestimmt worden. Die Formulierung der nicht reflektierenden Randbedingungen ist für dynamische Berechnungen von im Baugrund eingebetteten Bauwerken sehr geeignet. Mit einer "Soil Column Analyse" wird aus der Erdbebenanregung auf -14 m die entsprechende Einwirkung am unteren Modellrand (ca. -100 m) hergeleitet und somit der Einfluss der oberflächennahen Bodenschichten auf die Erdbebenanregung berücksichtigt. Die untersuchten Versagensmechanismen für die Foundation der Stauanlage sind entsprechend dem geologischen Profil plausibel. Die vereinfachte Modellierung des Fels (linear elastisch mit scharf ausgebildeten Bruchebenen) führt zu einer konservativen Ermittlung der Schnittkräfte in den Pfählen. Die für den Fels angenommene Dämpfung von 1% wird ebenfalls als konservativ beurteilt.

Die Berechnung der Erdbebenkapazität der Staumauer erfolgte nach aktuellem Stand der Technik und liefert plausible Resultate. Die Tragsicherheit des Wasserkraftwerks im Erdbebenfall konnte durch die Verstärkung erheblich erhöht werden.

Zusammenfassend beurteilt das ENSI die Verstärkungsmassnahme als wirksam. Die Berechnungen werden als korrekt beurteilt.

Das ENSI erachtet damit die Forderung 12 aus der Verfügung vom 14. November 2013 als erfüllt.

12.2 Aare-unabhängige Kühlwasserversorgung (Forderungen 11 und 13)

12.2.1 Angaben des Betreibers

Zur Erfüllung der Forderungen 11 und 13 plant das KKM /62/ als Teil einer Aare-unabhängigen Kühlwasserversorgung eine direkte Wassereinspeisung in das SUSAN-Kühlwassersystem (CWS) aus dem Hochreservoir Runtigenrain und über einen Anschluss für den Einsatz mobiler Pumpen. Somit soll zumindest die Versorgung einer SUSAN-Redundanz (u.a. ICWS-Kühler und TCS-Kühler) bei nicht verfügbaren CWS-Pumpen ermöglicht werden, oder falls das SUSAN-Einlaufbauwerk verstopft wäre. Für die CWS-Noteinspeisung ist eine reduzierte Kühlwassermenge von 220 t/h (statt auslegungsgemäss 300 t/h mit einem CWS-Strang) geplant /66/. Zur langfristigen Sicherstellung dieser Kühlwassermenge soll die bisher bestehende Nachspeisung des Hochreservoirs ertüchtigt werden (siehe Kapitel 12.3).

Das Konzept gemäss /62/ sieht vor, dass die CWS-Noteinspeisung in die bestehende Zulaufleitung vom Hochreservoir Runtigenrain zur Feuerlöschringleitung einbindet. Von dort aus wird das Kühlwasser über eine erdverlegte Verbindungsleitung durch einen neu zu errichtenden Armatureschacht ins SUSAN-Interface und dann ins SUSAN-Gebäude geleitet. Die Einspeisung ins CWS-System wird durch eine Anbindung in den ICWS-Kühler realisiert. Für das Durchschalten des Kühlwassers vom Hochreservoir Runtigenrain ins CWS muss eine Handarmatur vom SUSAN-Interface aus und eine im SUSAN-Gebäude untergebrachte Motorarmatur geöffnet werden.

Alle Armaturen und Rohrleitungen innerhalb des Armaturenschachtes bis zum SUSAN-Gebäude sind gegen das zu unterstellende Auslegungserdbeben ausgelegt. Von der CWS-Noteinspeiseleitung bestehen u.a. Anschlussmöglichkeiten für die BEB-Kühlung (s. Kapitel 13) und für die Kernkühlung (s. Kapitel 14.3).

Als weitere Möglichkeit für die CWS-Noteinspeisung sind zwei Feuerwehranschlüsse für den Einsatz mobiler Pumpen geplant /62/. Die Anschlüsse befinden sich im SUSAN-Gebäude und binden dort in die CWS-Noteinspeiseleitung ein. Bezüglich des Kühlwasserbezugs von der Saane wurde durch einen Versuch /67/ nachgewiesen, dass mit mobilen Pumpen eine abdeckende Kühlwassermenge von 244 t/h gefördert werden kann. Der Zugang zu den Feuerwehranschlüssen ist via Reaktorgebäude oder Notzugang über das Dach des SUSAN-Gebäudes auch bei Überflutung des Anlagengeländes gewährleistet.

12.2.2 Bewertung des ENSI

Die geplante CWS-Noteinspeisung über das bestehende Hochreservoir Runtigenrain stellt eine überflutungssichere, von der Aare unabhängige Kühlwasserversorgung des Notstandsystems dar. Damit kann die Nachwärmeabfuhr auch bei einer potentiellen Verstopfung des SUSAN-Einlaufbauwerks infolge eines extremen Hochwassers zuverlässig und wirksam realisiert werden.

Die Inbetriebsetzung der CWS-Noteinspeisung erfordert nur wenige Handeingriffe innerhalb des überflutungssicheren SUSAN-Gebäudes. Dafür steht ein ausreichend grosses Zeitfenster von mehr als 10 h (/68/ siehe SEC-Event) zur Verfügung, bis eine kritische Torustemperatur erreicht wird

Die durchgeführten Analysen und Versuche zeigen, dass mit der für die CWS-Noteinspeisung geplanten, reduzierten Kühlwassermenge von 220 t/h (anstatt 300 t/h mit einer CWS-Pumpe) die maximal zulässige Torustemperatur nicht erreicht wird /69/ und ein SUSAN-Dieselegenerator ausreichend gekühlt werden kann /70/. Damit bleibt die Funktion der benötigten Systeme RCIC, ALPS und TCS einer SUSAN-Redundanz gewährleistet.

Die zusätzliche Notbespeisungsmöglichkeit des CWS-Systems über die zwei geplanten fest installierten Feuerwehranschlüsse im SUSAN-Gebäude mittels mobiler Pumpen bewertet das ENSI als weitere Massnahme zur Verminderung der Gefährdung durch extreme externe Ereignisse. Im Gegensatz zur Noteinspeisung über das Hochreservoir ist diese Notbespeisungsmöglichkeit durchgängig erdbebenfest. Das SUSAN-Gebäude gewährleistet einen hohen Schutz gegen externe Einwirkungen und es steht auch hier ein Zeitfenster von mehr als 10 Stunden für die Herstellung des Kühlwasserbezugs von der Saane zur Verfügung. Bei erschwerten Verhältnissen steht dem KKM zudem ein geländegängiges Fahrzeug zum Transport der Einsatzmittel aus dem „Lager nah“ zur Verfügung.

Insgesamt gesehen können mit den geplanten Massnahmen neben der Aare das Hochreservoir wie auch die Saane als zuverlässige Wasserbezugsquellen kreditiert werden. Damit verfügt das KKM insbesondere bei einem extremen Hochwasser über mindestens eine diversitäre Wärmesenke. Der in 2011 errichtete Einlaufschacht zur CWS-Notbespeisung stellt damit lediglich eine weitere Alternative dar.

Die Umsetzung der geplanten CWS-Noteinspeisung erfolgt im Rahmen eines Freigabeverfahrens. Die in der Verfügung genannten Forderungen 11 und 13 werden daher in nachfolgende Forderung überführt:

EABN2019-Forderung 7: *Das KKM hat die geplante, von der Aare unabhängige CWS-Noteinspeisung gemäss Aktennotiz AN-AM-2014/076 Rev. a vom 24. Oktober 2014 bis zum Ende der Jahresrevision 2015 nachzurüsten.*

12.3 Alternative zur ursprünglich geplanten Grundwasserfassung Saanetal (Forderung 14)

12.3.1 Angaben des Betreibers

Als Alternative zur Grundwasserfassung Saanetal (GWFS) plant das KKM eine grundlegende Erneuerung der Wasserversorgung über ein neu zu errichtendes REWAG-Pumpwerk. Dieses soll überflutungssicher auf einer Kote von 471.70 m ü. M errichtet werden und das Hochreservoir Runtigenrain mit Wasser aus der bestehenden

REWAG-Fassung versorgen. Die Fördermenge der Pumpen von 250 m³/h deckt den Kühlwasserbedarf für die CWS-Noteinspeisung ab. Darüber hinaus soll durch die Anbindung des Verbundes „Grosses Moos“ (WAGROM, maximal 250 t/h) und des Reservoirs Stockeren (WVRB) eine zusätzlich Wasserreserve von insgesamt mindestens 700 m³ zur Verfügung gestellt werden, mit der auch bei einem kurzzeitigem Ausfall der Pumpen eine passive Einspeisung möglich bleibt. Die Stromversorgung des REWAG-Pumpwerks erfolgt über das KKM oder das regionale Netz Laupen. Um insbesondere bei einem extremen Hochwasser die Stromversorgung für das REWAG-Pumpwerk noch aufrechterhalten zu können, beabsichtigt das KKM ein zusätzliches mobiles Dieselaggregat anzuschaffen, welches bei Anforderung aus dem „Lager nah“ zur Verfügung stehen würde.

In /71/ vergleicht das KKM die ursprünglich geplante Grundwasserfassung Saanetal (GWFS) mit der bereits durchgeführten Ertüchtigung der Stauanlage Wasserkraftwerk Mühleberg und den noch geplanten Nachrüstungen für eine Aare-unabhängige Kühlwasserversorgung des SUSAN-Notstandsystems. Die GWFS ordnet das KKM als Vorsorgemassnahme auf der Sicherheitsebene 3 ein, während die Aare-unabhängige Kühlwasserversorgung als Vorsorgemassnahme auf der Sicherheitsebene 4 eingestuft wird. Die daraus resultierenden Auslegungsunterschiede zur GWFS bestehen insbesondere darin, dass die Aare-unabhängige Kühlwasserversorgung über das Hochreservoir per Hand in Betrieb genommen werden muss sowie nicht durchgängig SUSAN-notstromversorgt und erdbebenfest ist. Stattdessen wurde aber der Schutz der Stauanlage gegen Erdbeben deutlich verbessert und die Kühlwasserzufuhr kann alternativ mittels mobiler Einsatzmittel von der Saane über zwei neu zu installierende Feuerwehranschlüsse im SUSAN-Gebäude erfolgen.

12.3.2 Bewertung des ENSI

Das neu geplante REWAG-Pumpwerk soll das Hochreservoir Runtigenrain mit Wasser versorgen, so dass die geplante CWS-Noteinspeisung auch langfristig aufrechterhalten werden kann. Ungeachtet der bestehenden Auslegungsunterschiede bewertet das ENSI die CWS-Noteinspeisung zur Beherrschung der Auswirkungen eines extremen Hochwassers als eine annähernd gleichwertige Ersatzmassnahme zur ursprünglich geplanten GWFS. Die fehlende Erdbebenfestigkeit der CWS-Noteinspeisung über das Hochreservoir wird durch die Verstärkung der Stauanlage und der damit verbundenen deutlichen Verringerung der Gefährdung der Notstand-Kühlwasserversorgung bei einem extremen Erdbeben kompensiert. Selbst bei einem Versagen der Stauanlage bestände mit der CWS-Kühlwasserversorgung über mobile Pumpen die Möglichkeit, die langfristige Nachwärmeabfuhr sicherzustellen. Mit der Realisierung der CWS-Noteinspeisung erachtet das ENSI die Forderung 14 aus der ENSI-Verfügung vom 14. November 2013 als erfüllt.

12.4 Probabilistische Analysen (Forderungen 11 bis 14)

12.4.1 Angaben des Betreibers

Das KKM hat das Basismodell für den Leistungsbetrieb erweitert, indem eine zusätzliche Einspeisemöglichkeit in das SUSAN-Kühlwassersystem, die Verstärkung der Stauanlage Wasserkraftwerk Mühleberg, die Einbindung des Hochreservoirs an das SUSAN-Kühlwassersystem und die im Projekt DIWANAS vormals geplante Grundwasserfassung Saanetal (GWFS) als zusätzliche Alternativen modelliert worden sind. Die Verstärkung des REWAG-Pumpwerks wurde analysiert, aber nicht explizit modelliert, sondern lediglich die seismisch wesentlich weniger robuste Stromversorgung detaillierter abgebildet. Zusammengefasst weist das KKM die in Tabelle 5 dargestellten Risikokennzahlen für den Leistungsbetrieb aus.

Tabelle 5: Kernschadenshäufigkeit (CDF) des KKM bei der Realisierung der GWFS und der entsprechenden Alternativen

Ereigniskategorie	Basismodell	Stauanlage verstärkt	sämtliche GWFS-Alternativen	GWFS
	CDF [1/Jahr]	CDF [1/Jahr]	CDF [1/Jahr]	CDF [1/Jahr]
Interne Ereignisse	2.96E-07	2.96E-07	2.96E-07	2.96E-07
Brand	4.92E-07	4.92E-07	4.92E-07	4.92E-07
Interne Überflutung	2.35E-07	2.35E-07	2.34E-07	2.35E-07
Total interne systemübergreifende Ereignisse	7.27E-07	7.27E-07	7.26E-07	7.27E-07
Erdbeben	7.17E-06	4.79E-06	4.79E-06	5.84E-06
Externe Überflutung	3.70E-07	3.71E-07	3.70E-07	3.60E-07
Weitere externe Ereignisse	4.88E-08	4.88E-08	4.86E-08	4.87E-08
Total externe Ereignisse	7.59E-06	5.21E-06	5.21E-06	6.25E-06
Gesamte CDF	8.61E-06	6.23E-06	6.23E-06	7.27E-06

Sowohl die Verstärkung der Stauanlage Wasserkraftwerk Mühleberg als auch die GWFS führen zu einer grossen Reduktion des Risikos während des Leistungsbetriebs, wobei die Realisierung der GWFS risikotechnisch weniger wirksam ist als die Verstärkung der Stauanlage. Eine weitere grössere Risikoreduktion ist mit den zusätzlichen GWFS-Alternativen nicht erreichbar.

12.4.2 Bewertung des ENSI

Die Modifikationen des Basismodells für den Leistungsbetrieb, die die GWFS und die GWFS-Alternativen abbilden, sind nachvollziehbar dokumentiert und grundsätzlich geeignet, den Einfluss der jeweiligen Nachrüstmassnahmen auf die CDF des KKM zu quantifizieren.

Die neu im Modell berücksichtigten seismische Versagensmechanismen, die im Fall eines auslegungsüberschreitenden Erdbebens die Wasserdichtheit des SUSAN-Interface-Gebäudes und damit des SUSAN-Gebäudes gefährden könnten, sind in Kombination mit dem als auslegungsüberschreitend einzuordnenden seismisch bedingten Versagen der Stauanlage Wasserkraftwerk Mühleberg für rund 5 % der Gesamt-CDF verantwortlich. Bei der Modellierung wurden konservativ innere Barrieren des SUSAN-Interface nicht berücksichtigt.

Die Geringfügigkeit der zusätzlichen Risikoreduktion durch die weiteren GWFS-Alternativen ist nachvollziehbar, da bereits eine Einspeisemöglichkeit in das SUSAN-Kühlwassersystem im Modell vom 2012 enthalten war, und da das REWAG-Pumpwerk im Falle eines Erdbebens wegen der modellierten seismisch schwachen Stromversorgung mit hoher Wahrscheinlichkeit ausfällt. Nicht abgebildet im Modell ist allerdings die in der Aktennotiz /62/ beschriebene vorgesehene Versorgung der REWAG-Pumpen mit einem mobilen Notstromaggregat. Hierdurch wird die mögliche Risikoreduktion tendenziell unterschätzt.

12.5 Schlussbemerkungen

Nach Einschätzung des ENSI kann mit der Alternative zur ursprünglich geplanten Grundwasserfassung Saanetal, ein unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichender Sicherheitsgewinn erzielt werden. Mit der Realisierung der CWS-Noteinspeisung erachtet das ENSI die Forderung 14 aus der ENSI-Verfügung vom 14. November 2013 als erfüllt.

13 Forderung 15 aus der ENSI-Verfügung (Massnahmen Ausfall BEB-Kühlung)

Das KKM hat für den Betrieb über das Jahr 2017 hinaus bis zum 30. Juni 2014 aufzuzeigen, wie es auch ohne Realisierung eines erdbebenfesten und überflutungssicheren Brennelementbecken-Kühlsystems einen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichenden Sicherheitsgewinn erzielen kann.

13.1 Angaben des Betreibers

Das KKM plant, unabhängig von der betrieblichen Brennelementbeckenkühlung einen erdbebenfesten Eintauchkühler im Brennelementbecken (BEB) zu installieren, der vorerst über Notfallkühlleitungen an die CWS-Notkühlleitung (s. Kapitel 12.2) angeschlossen werden soll /62/. Diese BEB-Notfallkühlung wird so ausgelegt, dass die Nachwärme einer Kernvollaussladung abgeführt werden kann und die BEB-Temperatur unter 60°C gehalten werden kann. Die BEB-Notfallkühlung wird einsträngig ausgeführt und soll Ende 2016 nachgerüstet sein.

Die fest installierten Vor- und Rücklaufleitungen des Eintauchkühlers (Notfallkühlleitungen) binden im neu zu errichtenden Armaturenschacht in das CWS-Notspeisesystem ein und enden im Reaktorgebäude auf der +29 m-Ebene. Aus betrieblichen Gründen soll eine direkte Verbindung zum Eintauchkühler über Feuerwehranschlüsse und Schlauchverbindungen hergestellt werden. Die Zu- und Rücklaufleitungen im Reaktorgebäude einschliesslich deren Absperrarmaturen im Armaturenschacht sind SK4/EKI klassiert. Der Eintauchkühler ist SK3/EKI klassiert.

Durch die Einbindung der BEB-Notfallkühlung in die CWS-Notkühlung kann die Wasserzufuhr zum Eintauchkühler über das Hochreservoir Runtigenrain, das CWS oder über verschiedene Feuerlöschanschlüsse im neuen Armaturenschacht, im SUSAN-Interface oder im SUSAN-Gebäude erfolgen. Das Durchschalten des Kühlwassers kann über fernangetriebene Armaturen im Armaturenschacht vom SUSAN-Interface aus durchgeführt werden. Der Wasseraustritt kann je nach Situation über den Rücklauf des CWS in die Aare oder über die Feuerlöschanschlüsse erfolgen. Der Eintauchkühler kann separat oder in Reihe mit dem ICWS- und/oder TCS-Kühler betrieben werden.

Aus Sicht des KKM steht mit der geplanten Massnahme eine erdbebenfeste und hochwassersichere Brennelementbeckenkühlmöglichkeit zur Verfügung, die als Vorsorgemassnahme auf der Sicherheitsebene 4 eingestuft wird /71/. Im Vergleich zu dem im Rahmen des Projektes DIWANAS ursprünglich geplanten, redundant ausgeführten Brennelementbeckenkühlsystem AFPCS stellt das KKM fest, dass mit beiden Nachrüstpaketen die Robustheit der Brennelementbeckenkühlung verbessert wird. Das AFPCS wird als die robustere Variante bewertet, da dieses als Vorsorgemassnahme auf der Sicherheitsebene 3 einzustufen ist.

In Anbetracht des grossen zur Verfügung stehenden Zeitfensters bei einem Ausfall des betrieblichen BEB-Kühlsystems zur Wiederherstellung der BEB-Kühlung bewertet das KKM die BEB-Notfallkühlung bis zur endgültigen Ausserbetriebnahme des KKM im Jahr 2019 als ausreichend. Nach der Ausserbetriebnahme des KKM im Jahre 2019 soll der Eintauchkühler an ein künftiges Sicherheitskühlsystem angebunden werden.

13.1.1 Probabilistische Analysen

Das KKM hat die im Abschnitt 12.4.1 genannte Stauanlagenverstärkung auch im PSA-Modell für den Nichtleistungsbetrieb abgebildet. Darüber hinaus ist das Basismodell für den Nichtleistungsbetrieb erweitert worden, indem ein erdbebenfester Kühler für das Brennelementbecken, der per Operateurhandlung mit Wasser aus dem Hochreservoir gekühlt wird, als zusätzliche Alternative, BEB-Notfallkühlung genannt, modelliert wurde. Hierbei ist berücksichtigt, dass das Nachfüllen des Hochreservoirs durch die REWAG-Pumpen erforderlich ist. Als weitere Alternative ist die im Projekt DIWANAS vormals geplante alternative Brennelementbecken-Kühlung (AFPCS) in das Modell aufgenommen worden. Zusammengefasst weist das KKM die in Tabelle 6 dargestellten Risikokennzahlen für den Nichtleistungsbetrieb aus.

Tabelle 6: Brennstoffschadenshäufigkeit (FDF) des KKM bei der Realisierung des AFPCS und der entsprechenden Alternativen

Ereigniskategorie	Basismodell	Stauanlage verstärkt	Stauanlage verstärkt und BEB-Notfallkühlung	AFPCS
	FDF [1/Jahr]	FDF [1/Jahr]	FDF [1/Jahr]	FDF [1/Jahr]
Interne Ereignisse	1.38E-07	1.38E-07	1.20E-07	2.62E-08
Brand	4.50E-07	4.50E-07	2.60E-07	2.05E-07
Interne Überflutung	2.50E-07	2.50E-07	2.87E-07	2.87E-07
Total interne systemübergreifende Ereignisse	7.00E-07	7.00E-07	5.47E-07	4.92E-07
Erdbeben	1.49E-06	1.40E-06	1.20E-06	1.21E-06
Weitere externe Ereignisse	1.77E-08	1.77E-08	1.77E-08	1.75E-08
Total externe Ereignisse	1.51E-06	1.42E-06	1.22E-06	1.22E-06
Gesamte FDF	2.40E-06	2.31E-06	1.94E-06	1.77E-06

Die relativ geringe Risikoreduktion durch die Verstärkung der Stauanlage Wasserkraftwerk Mühleberg erklärt das KKM damit, dass das STCS, das während des Nichtleistungsbetriebs die Nachwärme abführt, durch die seismisch relativ schwachen Systeme RBICW und ACWS versorgt wird und daher bereits mit höherer Wahrscheinlichkeit ausfällt als die nicht verstärkte Stauanlage.

Das KKM bewertet die Verstärkung der Stauanlage Wasserkraftwerk Mühleberg und die Realisierung der BEB-Notfallkühlung zusammen als ein Nachrüstpaket. Für das so definierte Nachrüstpaket wird eine geringere Risikoreduktion ausgewiesen, als mit dem im Projekt DIWANAS vormals geplanten AFPCS erreichbar wäre. Das KKM führt dies darauf zurück, dass die BEB-Notfallkühlung ausschliesslich durch das Notstromaggregat DG390 versorgt wird, während dies beim AFPCS durch die beiden SUSAN-Notstromaggregate geschieht.

13.2 Bewertung des ENSI

Mit der als Übergangslösung geplanten BEB-Notfallkühlung wird aus Sicht des ENSI sichergestellt, dass bei Ausfall der betrieblichen BEB-Kühlung nicht direkt auf die Noteinspeisung des BEB mit Verdampfungskühlung zurückgegriffen werden muss. Hierdurch wird insbesondere bei extremen Erdbeben der Handlungsspielraum für ggf. zu ergreifende Accident-Management Massnahmen innerhalb des Reaktorgebäudes deutlich erhöht. Wie bei dem ursprünglich im Rahmen der Projektes DIWANAS geplanten AFPCS wird die Nachwärme aus dem BEB über einen Kühlkreislauf abgeführt.

Da die Leitungen und Armaturen der BEB-Notfallkühlung wie der CWS-Notkühlung erdbebenfest ausgelegt werden und die zahlreichen Wasserbezugsmöglichkeiten entweder überflutungssicher oder erdbebenfest sind, erfüllt die neu geplante BEB-Notfallkühlung die grundlegende Anforderung nach einem erdbebenfesten und überflutungssicheren Brennelementbecken-Kühlsystem. Aufgrund des grossen zur Verfügung stehenden Zeitfensters (ca. 3 Tage) /38/ für die Wiederherstellung der BEB-Kühlung bei extremen externen Ereignissen, ist die Wirksamkeit der für die BEB-Notfallkühlung erforderlichen Handmassnahmen in den besonders geschützten SUSAN-Bereichen aus Sicht des ENSI mit einer hohen Wahrscheinlichkeit gesichert. Da zur Inbetriebnahme der BEB-Notfallkühlung auch Handmassnahmen im BEB-Bereich im RG+29 m erforderlich sind (Anschliessen der Schlauchverbindungen zum Einhängenkühler) muss eine ausreichend hohe Wasserüberdeckung der Brennelemente im

BEB aus strahlenschutztechnischen Gründen gewährleistet sein. Mit der im KKM vorhandenen Brennelementbecken-Störfallinstrumentierung zur Überprüfung von Füllstand und Temperatur in Verbindung mit der nachgerüsteten BEB-Noteinspeisung zum Auffüllen des BEB ist dies ausreichend gewährleistet. Insgesamt wird aus Sicht des ENSI durch die geplante Nachrüstmassnahme die BEB-Kühlung entscheidend verbessert.

Die abweichende Ausführung der BEB-Notfallkühlung von dem im Rahmen der Projektes DIWANAS geplanten AFPCS erachtet das ENSI als akzeptabel, da die BEB-Notfallkühlung lediglich als Übergangslösung nachgerüstet wird, bis der Eintauchkühler nach der endgültigen Ausserbetriebnahme des KKM an ein Sicherheitskühlsystem angebunden wird, welches der Sicherheitsebene 3 zuzuordnen ist. Aufgrund der Klassierung des Eintauchkühlers in die Sicherheitsklasse 3 (SK3) ist die hierfür erforderliche Vorbedingung gegeben. Da die Umsetzung der BEB-Notfallkühlung von der Umsetzung der CWS-Notkühlung abhängt, ist aus Sicht des ENSI der Umsetzungszeitpunkt für die BEB-Notfallkühlung bis Ende des Jahres 2016 angemessen. Nach Einschätzung des ENSI kann mit der Alternative zum ursprünglich geplanten erdbebenfesten und überflutungssicheren Brennelementbecken-Kühlsystem (AFPCS) ein unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichender Sicherheitsgewinn erzielt werden.

Die in der Verfügung vom 14. November 2013 genannte Forderung 15 wird daher in nachfolgende Forderung überführt:

EABN2019-Forderung 8: *Das KKM hat die geplante Brennelementbecken-Notfallkühlung gemäss Aktennotiz AN-AM-2014/076 Rev. a vom 24. Oktober 2014 bis zum Ende des Jahres 2016 nachzurüsten. Die Brennelementbecken-Notfallkühlung ist bis 30. September 2020 zu einem Sicherheitssystem umzubauen.*

13.2.1 Probabilistische Analysen

Die Modifikationen des Basismodells für den Nichtleistungsbetrieb, die die Stauanlagenverstärkung, das AFPCS und die BEB-Notfallkühlung abbilden, sind ausreichend dokumentiert und grundsätzlich geeignet, den Einfluss der jeweiligen Nachrüstmassnahmen auf die Brennstoffschadenshäufigkeit des KKM zu quantifizieren. Die vom KKM angegebenen Begründungen für die relativ geringe Risikoreduktion durch die Verstärkung der Staumauer und für die grössere Risikoreduktion durch das AFPCS im Vergleich zur BEB-Notfallkühlung (einschliesslich Stauanlagenverstärkung) sind nachvollziehbar.

14 Forderungen 17 und 18 aus der ENSI-Verfügung (Massnahmen Ausfall RG-11m)

Das KKM hat für Brände und interne Überflutungen im Reaktorgebäude systematisch aufzuzeigen, dass alle angemessenen Vorkehrungen zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung mittels fest installierter Systeme oder kurzfristig verfügbarer, vorbereiteter Massnahmen getroffen wurden. Eine sicherheitstechnische Bewertung der geplanten sowie der umgesetzten Nachrüstungen und Massnahmen ist dem ENSI bis zum 30. Juni 2014 in einem Bericht vorzulegen. (Forderung 17)

Das KKM hat für den Betrieb über das Jahr 2017 hinaus bis zum 30. Juni 2014 aufzuzeigen, wie es auch ohne Realisierung eines zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems, einen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichenden Sicherheitsgewinn erzielen kann. (Forderung 18)

14.1 Massnahmen zur weiteren Verminderung der Gefährdung durch interne Brände (Forderung 17)

14.1.1 Angaben des Betreibers

Gemäss den Angaben des KKM in /62/ sind nachfolgend aufgeführte Verbesserungen zur Verminderung der Gefährdung durch interne Brände vorgesehen:

Brandbekämpfungsanlage

Die zurzeit installierten Sprinklersysteme der RCIC- und CRD-Pumpen werden zu Sprühnebelanlagen umgebaut, indem die Sprinklerköpfe durch speziell konstruierte Düsen getauscht sowie die Leitungsführung inkl. Sprühbild angepasst werden. Zudem wird die Auslösung automatisiert, sowie die Detektion mittels unterschiedlichen neuen Brandsensoren verbessert.

Sprühnebelanlagen löschen effizienter als Sprinkleranlagen, da sie zum einen weniger Wasser zum Löschen brauchen, und zum andern das Feuer schneller löschen können.

Bei den vorgesehenen Sprühnebelanlagen handelt es sich um Niederdruck-Feinsprühlöschanlagen mit einem Betriebsdruck von 4.0 bar an der Düse. Die benötigten Feinsprühtröpfchen mit einer Grösse von < 1000 µm werden rein durch die speziellen Impulsdüsen erzeugt. Der Umbau erfolgt gemäss den Vorschriften der VKF (Verein Kantonalen Feuerversicherer) und der GVB (Kantonale Gebäudeversicherung) und wird durch die PIZ (Prüf-, Inspektions-, und Zertifizierungsstelle des Sicherheitsinstituts) abgenommen. Das Berechnungstool ist vom VDF (Vereinigung Deutscher Feuerversicherer) anerkannt. Die bestehende Zuleitung der Sprühflutanlage mit der Auslösestation bleibt bestehen. Die interne Zuleitung 2" bis vor die Sektoren bleibt ebenfalls unverändert. Die Feinsprühlöschanlagen der Sektoren werden dezentral jeweils mit Druckbegrenzern ausgerüstet.

Die Brandbekämpfungsanlagen RCIC und CRD werden mittels Brandfallsteuerungen automatisch durch die bestehende Brandmeldeanlage im Reaktorgebäude angeregt. Dadurch wird innerhalb weniger Sekunden ein Brand erkannt und bekämpft. Um eine höhere Branderkennungssicherheit zu gewähren wie auch Fehlauflösungen zu vermeiden, werden hierfür zusätzliche und verschiedene Sensortypen (Rauch- und Flammenmelder) zur Detektion eingesetzt. Die Brandmelder werden unmittelbar oberhalb der Pumpen auf neuen Hilfskonstruktionen befestigt. Diese Hilfskonstruktionen dienen ebenfalls als Rauchfang für eine sicherere Rauchererkennung. Eine manuelle Auslösung der Brandfallsteuerungen ab dem Kommandoraum bleibt über die bestehenden Schaltfunktionen weiterhin möglich.

Ölauffangwannen und Spritzschutz

Damit der Einflussbereich eines RCIC- bzw. CRD-Brandes auf einen klar definierten Bereich beschränkt werden kann, wird das Öl der Pumpen bei Leckagen in einer Ölwanne aufgefangen. Diese wird derart dimensioniert, dass sie das gesamte Ölvolumen der jeweiligen Pumpe sowie anfallendes Löschmittel auffangen kann, so dass evtl. brennendes Öl nicht auf dem Löschmittel aufschwimmen und ausfliessen kann.

Da sich jeweils eine CRD-Pumpe während des Leistungsbetriebs in Betrieb befindet, besteht die Möglichkeit, dass unter Druck stehendes Öl (1.5 bar) bei Beschädigung des Ölkreislaufs herauspritzen kann. Um ein Herauspritzen von Öl zu verhindern, wird ein Spritzschutz um die CRD-Pumpen montiert, der austretendes Öl in die Ölwanne umleitet. Der Spritzschutz besteht aus Blechwänden, die an den Seitenflächen und oberhalb der Pumpe montiert werden. Dieser wird so konstruiert, dass bei Rundgängen die Pumpenparameter abgelesen werden können.

Für RCIC ist kein Spritzschutz erforderlich, da die Pumpen während des Leistungsbetriebs nicht in Betrieb sind. Während der RCIC-Testläufe wird ein Feuerwehrmann beim laufenden Aggregat positioniert.

Die RCIC-Ölauffangwannen bestehen aus Blechwinkeln, die im Boden verankert und abgedichtet werden. Die Höhe der Blechwinkel ist derart bemessen, dass das gesamte Ölvolumen und das Löschmedium darin zurückgehalten werden können.

Die CRD-Pumpen erhalten eine Ölauffangwanne, die teilweise auf dem Betonfundament montiert wird. Auf der Seite des Ablaufbehälters wird die Ölauffangwanne bis über die Pumpe hinaus geführt und auf dem Boden befestigt. Als Wandung werden ebenfalls Blechwinkel verwendet.

Weder die RCIC- noch die CRD-Ölauffangwannen stellen eine zusätzliche Brandlast dar. Die Funktion der jeweiligen Pumpe wird in keiner Weise eingeschränkt. Durch diese Massnahme werden die Auswirkungen von Ölbränden der CRD- und RCIC-Pumpen weiter minimiert.

14.1.2 Bewertung des ENSI

Die vom KKM geplante Erneuerung der Brandbekämpfungsanlage gestattet eine augenblickliche Branderkennung in den Sektoren 15 bis 18, welche die RCIC- und CRD-Pumpenbereiche abdecken. Mit der hierauf folgenden unverzüglichen automatischen Auslösung der Feinsprühnebelanlagen wird ein Brand bereits bei seiner Entstehung effizient bekämpft. Die diesbezüglichen Sensoren wie auch die Auslöselogik wurden derart gewählt, dass eine mögliche Fehlauflösung der Brandbekämpfungsanlagen verhindert wird. Zusammen mit der in der Zwischenzeit ausgeführten Montage der Ölauffangwannen und Spritzschutzeinrichtungen wird ebenso einerseits die Löschwasserrückhaltung in einem definierten Bereich ermöglicht und andererseits die Ausbreitung einer allfälligen Öllache verhindert. Die erwähnten Nachrüstmassnahmen leisten einen Beitrag zur Verminderung einer Gefährdung durch Brände innerhalb des RG. Gegenüber der im deterministischen Nachweis berücksichtigten und zwischenzeitlich vom KKM verworfenen Kabeltrassen-Bandagierung bietet die gewählte Umrüstung und Automatisierung der bestehenden Brandbekämpfungsanlagen den Vorteil, dass keine nachteiligen Folgen für den Normalbetrieb hingenommen werden müssen.

Die bis Ende 2014 umgesetzten Nachrüstmassnahmen zur weiteren Verminderung einer Gefährdung durch Brände werden vom ENSI als zweckmässig beurteilt.

In Bezug auf interne Brände erachtet das ENSI damit die Forderung 17 aus der ENSI-Verfügung vom 14. November 2103 als erfüllt.

14.2 Massnahmen zur weiteren Verminderung der Gefährdung durch interne Überflutungen (Forderung 17)

14.2.1 Angaben des Betreibers

Gemäss den Angaben des KKM in /62/ sind in fünf Leitungsbereichen, die im Rahmen der Überflutungsanalyse neu analysiert wurden, Verbesserungen zur Verminderung der Gefährdung durch interne Überflutung im Reaktorgebäude vorgesehen.

Zur Minderung der Auswirkungen einer internen Überflutung des Reaktorgebäudes sind Optimierungen an der Nebenkondensatleitung geplant. Die Nebenkondensatpumpen sollen automatisch abgestellt werden, wenn ein Überflutungsalarm im Reaktorgebäude auftritt. Des Weiteren wird im Maschinenhaus eine neue Handarmatur in

die Hauptleitung des Nebenkondensatsystems eingebaut. Während des Leistungsbetriebs wird die Handarmatur geschlossen verriegelt sein und nur im Bedarfsfall kurzzeitig geöffnet. Eine zusätzliche Bypassleitung wird parallel zu der neuen Handarmatur installiert. In diese Leitung werden zwei Handarmaturen und zwei Rückschlagventile eingebaut. Dadurch wird verhindert, dass Wasser vom Maschinenhaus ins Reaktorgebäude durch die Leitung zum Windkessel fließt. Verbraucher im Maschinenhaus können durch diese Leitung jedoch aus dem Windkessel im Reaktorgebäude versorgt werden. Zusätzlich wird eine weitere DN 25 Bypassleitung parallel zur neuen Handarmatur gebaut. Sie wird mit einer Handarmatur, einer Blende und einer weiteren Handarmatur ausgestattet. Diese Leitung ist im Leistungsbetrieb offen und stellt eine Mindestmenge vom Maschinenhaus ins Reaktorgebäude sicher. Es handelt sich hierbei um nicht klassierte Komponenten. Die Massnahmen sind bis Ende 2014 umgesetzt und sind nicht freigabepflichtig.

Obschon eine hohe Robustheit der RCIC-Saugleitung vom KAKO zum Reaktorgebäude nachgewiesen wurde, wird eine Blende in die Leitung im KAKO-Keller integriert, welche die Ausflussrate bei einem spontanen Leitungsbruch deutlich verringert (ca. 330 m³/h). Damit kann die in den Analysen unterstellte Überflutung des Sicherheitssystems ALPS (s. Kapitel 11.1.4) sehr wahrscheinlich verhindert werden. Der Einbau der Blende ist für die Jahresrevision 2015 vorgesehen. Die vorgesehene Massnahme ist nicht freigabepflichtig, da es sich um eine SK4 klassierte Rohrleitung handelt. Eine sicherheitstechnische Bedeutung ist nicht gegeben, da die FV-Importanz deutlich unter 1E-3 liegt. Dem ENSI wird vor Ausführung der Massnahme der Einbau der Blende gemeldet.

Für die CRD-Saugleitung vom KAKO beträgt die berechnete maximale Leckrate 115m³/h. Das CRD-System benötigt jedoch lediglich eine Einspeisemenge von 26 m³/h. Vor diesem Hintergrund ist geplant, eine Blende in die bestehende Ansaugleitung DN 80 vom KAKO zum CRD zu installieren, welche die maximale Durchflussrate künftig auf ca. 40 m³/h begrenzt. Die Blende wird in die bestehende Leitung (SK4/EKII) im Bereich des Maschinenhauses eingebaut. Die Umsetzung ist für die Jahresrevision 2015 vorgesehen und nicht freigabepflichtig. Eine sicherheitstechnische Bedeutung ist nicht gegeben, da die FV-Importanz deutlich unter 1E-3 liegt.

In die KAKO-Rücklaufleitung vom RCIC/CRD (SK4/EKII) DN 80 wird ein Rückschlagventil im Maschinenhaus installiert. Hierdurch kann die Ausflussmenge bei einem Leitungsbruch im RG von 83 m³/h eliminiert werden. Die Umsetzung ist für die Jahresrevision 2015 vorgesehen und nicht freigabepflichtig. Eine sicherheitstechnische Bedeutung ist nicht gegeben, da die FV-Importanz deutlich unter 1E-3 liegt.

Das Feuerlöschwassersystem führt mit zwei Leitungen (94R40 und 94R06) ins Reaktorgebäude. Die Leitung mit der Absperrarmatur 094V 0669 (94R40) besitzt einen Nenndurchmesser von DN 100 und versorgt einige Innen-Hydranten und die Sprinkler im Reaktorgebäude. Die Leitung mit der Absperrarmatur 094V 0507 (94R06) besitzt einen Nenndurchmesser von DN 80 und versorgt ebenfalls einige Innen-Hydranten und die STCS-Pumpenkühlung. Da im Rahmen der Nachrüstmassnahme „Brandbekämpfungsanlage“ die Sprinkler durch Sprühnebellöschanlagen ersetzt werden, kann die Durchflussmenge in der Leitung 94R40 reduziert werden. Dies wird kurz vor dem Leitungseintritt ins Reaktorgebäude im Maschinenhaus mittels einer neuen Blende 094V 1272, Druckreduzierstation 094V 1271 und Reparaturschieber 094V 1273 und 1270 umgesetzt. Gleichzeitig wird ein Bypass um die Blende und die Druckreduzierstation mit Absperrventil 094V 1274 installiert, um im Bedarfsfall manuell die volle Löschwasserleistung ins Reaktorgebäude gewährleisten zu können. Durch administrative Massnahmen wird sichergestellt, dass sich die Absperrarmatur 094V 1274 in der Bypassleitung in geschlossener Position befindet.

In die Leitung 94R06 wird ein weiteres Absperrventil 094V 1276 eingebaut, das bei Normalbetrieb geschlossen bleibt. Gleichzeitig wird eine Bypassleitung mit einem Nenndurchmesser von DN 32 installiert. In die Bypassleitung werden eine Blende 094V 1278 und zwei Reparaturschieber 094V 1277 und 1279 eingebaut. Durch administrative Massnahmen wird sichergestellt, dass sich die Absperrarmatur 094V 1276 in geschlossener Position befindet.

Die Nachrüstmassnahmen im Feuerlöschsystem erfolgen mit der Umrüstung der Brandbekämpfungsanlage bis Anfang 2015. Beide Leitungsabschnitte werden nach der Umrüstung eine potentielle Leckrate von jeweils 24 m³/h haben.

14.2.2 Bewertung des ENSI

Die vom KKM geplanten Massnahmen betreffen Leitungen mit hohem Überflutungspotential im Reaktorgebäude. Durch die Reduktion der Wassermengen wird aus Sicht des ENSI das Gefährdungspotential für die im Reaktorgebäude auf der untersten Ebene angeordneten Sicherheitssysteme deutlich reduziert. Die vom KKM vorgesehenen Verfahren zur Umsetzung der Massnahmen sind nach Auffassung des ENSI regelwerkskonform.

Die Nachrüstung in der Nebenkondensatleitung von zwei Bypassleitung mit zwei Rückschlagventilen (DN80) bzw. einer Blende (< DN25) reduziert bei einem Leitungsbruch im Reaktorgebäude die maximal mögliche Leckrate von 343 m³/h bis auf einen stark reduzierten Durchfluss durch die Blende. Die zweite Bypassleitung ist Einzelfehler-sicher über die Rückschlagventile abgesichert.

Das ENSI beurteilt den geplanten Einbau einer Blende in der RCIC-Saugleitung vom KAKO als eine sinnvolle Massnahme, da im Fall eines Leitungsbruches mehr Zeit für die notwendige Absperrung über die unter dem KAKO liegende Handarmatur besteht. Der in der Überflutungsanalyse (s. Kapitel 11.1.4.1) bisher unterstellte Ausfall des Alternativen Niederdruckeinspeisesystems (ALPS) kann dadurch potentiell verhindert werden.

Die Nachrüstmassnahmen in den Feuerlöschleitungen reduzieren die maximal mögliche Leckrate von 306 m³/h soweit, dass die Förderkapazität einer betrieblichen Sumpfpumpe (ca. 25 m³/h) ausreicht, die austretende Wassermenge in den Torus zurück zu fördern. Eine Überflutung der RG-11 m Ebene durch einen Bruch der Feuerlöschleitungen im Reaktorgebäude wird somit ohne Anforderung der sicherheitsrelevanten CRS-Pumpen verhindert.

Die Massnahmen in der CRD-Saugleitung und der KAKO-Rücklaufleitung sind ebenfalls als sicherheitsgerichtet zu beurteilen, da die Leckrate geringer ist als die Förderkapazität einer CRS-Pumpe bzw. die Leckage unterbunden wird.

Insgesamt gesehen sind aus Sicht des ENSI nach Durchführung der dargelegten Massnahmen und der unter Kapitel 14.3 bewerteten Massnahme alle angemessenen Vorkehrungen zur Verminderung der Gefährdung bei internen Überflutungen im Reaktorgebäude getroffen.

Die in der Verfügung vom 14. November 2013 genannte Forderung 17 wird daher in nachfolgende Forderung überführt:

EABN2019-Forderung 9: *Das KKM hat die geplanten Verbesserungen zur Verminderung der Gefährdung durch interne Überflutung gemäss Aktennotiz AN-AM-2014/076 Rev. a vom 24. Oktober 2014 bis zum Ende der Jahresrevision 2015 umzusetzen.*

14.3 Notnachspeisung RDB (Forderung 18)

14.3.1 Angaben des Betreibers

Bei der Planung des Nachrüstpakets DIWANAS (Einspeise- und Nachwärmeabfuhrsystem) lagen die Resultate der deterministischen Störfallanalysen für interne Brände und interne Überflutungen im Reaktorgebäude nicht vor. Mit der Aussicht auf einen Weiterbetrieb der Anlage bis mindestens 2026 ging man davon aus, dass das neu geplante Einspeise- und Nachwärmeabfuhrsysteme den Anforderungen an Sicherheitssysteme zu genügen hat. Mit den nun vorliegenden Ergebnissen der deterministischen Analysen ist nachgewiesen, dass die Störfälle interne Brände und interne Überflutungen auch ohne Nachrüstungen beherrscht werden.

Im Rahmen der Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Störfällen plant das KKM zur Erfüllung der Forderung 18 ein neues einsträngiges RDB-Notnachspeisesystem auf der Sicherheitsebene 4 /62/, das erdbebensicher ausgelegt wird und unabhängig von den Sicherheitssystemen auf der -11 m Ebene im Reaktorgebäude in der Lage ist, die Kernkühlung zu gewährleisten. Die Notnachspeiseleitung in den RDB zweigt aus der neu geplanten CWS-Noteinspeiseleitung im neuen Armaturenschacht (s. Kapitel 12.2) ab und bindet in die Einspeiseleitung des bestehenden Alternativen Niederdruckeinspeisesystems (ALPS) ein. Sofern die im Reaktorgebäude angeordneten Sicherheitseinspeisesysteme brand- oder überflutungsbedingt ausgefallen sind, erfolgt nach einer

automatischen Druckentlastung die Notnachspeisung vollautomatisch aus dem SUSAN-Kühlwassersystem (CWS). Die automatische Auslösung wird durch das ADS-Signal des SUSAN initiiert. Eine manuelle Auslösung bzw. Abschaltung vom Haupt- oder SUSAN-Kontrollraum sollen ebenfalls möglich sein. Alle notwendigen Motorarmaturen werden aus dem SUSAN angesteuert und versorgt. Die mechanischen Komponenten des Systems zur Gewährleistung der Funktion sind mindestens SK4/EKI sicherheitsklassiert. Zur Druckerhöhung verfügt das neue System über eine zusätzliche, festinstallierte Diesel-Motorpumpe, die im neuen Armaturenschacht untergebracht werden soll und für die der Erdbebennachweis mittels Rütteltischversuchen erbracht werden soll.

Alternativ kann die RDB-Notnachspeisung auch vom Hochreservoir Runtigenrain erfolgen. Diese Fahrweise muss manuell im SUSAN-Interface und vom Haupt- oder SUSAN-Kontrollraum initiiert werden, steht aber wegen der begrenzten Erdbebenrobustheit des Hochreservoirs nach einem Erdbeben nicht zur Verfügung.

Das KKM plant, die Nachrüstung der RDB-Notnachspeisung in der Jahresrevision 2016 zu realisieren.

14.3.2 Bewertung des ENSI

Aus Sicht des ENSI hat das KKM im Rahmen der durchgeführten Analysen zu den Auswirkungen von Bränden und Überflutungen im Reaktorgebäude weitestgehend nachgewiesen, dass ausreichende Vorsorgemassnahmen getroffen sind, um den übergreifenden Ausfall aller Sicherheitssysteme zu verhindern (s. Kapitel 11). Darüber hinaus wurden gezielte Massnahmen zur weiteren Verminderung der Gefährdung getroffen (s. Kapitel 14.1 und 14.2). Vor diesem Hintergrund ist die geplante RDB-Notnachspeisung ebenfalls als Massnahme zur weiteren Verminderung der Gefährdung einzuordnen, die insbesondere bei Versagen der vorgelagerten Vorsorgemassnahmen und dem damit verbundenen Verlust der Sicherheitssysteme im Reaktorgebäude zum Tragen käme.

Mit dem eingereichten Konzept für das neue Notnachspeisesystem kann nach Beurteilung des ENSI die Kernkühlung unabhängig von den auf der -11 m Ebene des Reaktorgebäudes angeordneten Sicherheitssystemen auch nach einem extremen Erdbeben (SSE) sichergestellt werden. Die erforderliche Nachwärmeabfuhr erfolgt in diesem Fall über das vorhandene Containment-Druckentlastungssystem.

Mit dem automatisierten Start des Notnachspeisesystems sowie der Stromversorgung der Komponenten aus dem SUSAN ist sichergestellt, dass die Einspeisung in den RDB zuverlässig und so zeitgerecht erfolgt, dass störfallbedingte Brennstoffschäden ausgeschlossen werden können und die Hüllrohre intakt bleiben. Die geplante einsträngige Realisierung des Systems entspricht den Anforderungen auf der Sicherheitsebene 4. Aufgrund der Klassierung der mechanischen Komponenten in mindestens SK4/EKI, des Armaturenschachtes in BKI sowie des Rütteltischversuchs der Diesel-Motorpumpe ist eine durchgängige Erdbebensicherheit gegeben.

Das neue Notnachspeisesystem unterscheidet sich von dem im Rahmen des Projektes DIWANAS geplanten Einspeise- und Nachwärmeabfuhrsystem (ZNA) durch die nicht redundante Ausführung, die Herabstufung der mechanischen Sicherheitsklasse sowie die Nachwärmeabfuhr über die gefilterte Containment-Druckentlastung direkt in die Umgebung. Die beiden erst genannten Auslegungsunterschiede sind durch die aus Sicht des ENSI gerechtfertigte unterschiedliche Einstufung der Systeme bedingt.

Aus den Darlegungen des KKM in /72/ lässt sich beim Ausfall der Toruskühlung abschätzen, dass der Torus im Anforderungsfall mit einer Notnachspeisung in den RDB nach etwa 11 Std eine Temperatur von 75°C erreicht. Etwa 19 Std nach Störfallbeginn würde die Torustemperatur 100°C überschreiten und der Druck im Containment würde beginnen zu steigen. Kann in dieser Zeit die Nachwärmeabfuhr aus dem Torus wieder in Betrieb genommen werden, könnte auf die gefilterte Containmentdruckentlastung zur Nachwärmeabfuhr verzichtet werden. Ansonsten steht mit der Aare als Wasserquelle für die Einspeisung in den RDB ein unbegrenztes Kühlmittelreservoir zur Nachwärmeabfuhr in Verbindung mit der gefilterten Containmentdruckentlastung zur Verfügung. Weil unterstellt werden kann, dass die Hüllrohre intakt bleiben, wäre eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung sehr begrenzt.

Aufgrund der Einstufung der Nachrüstung als Massnahme zur weiteren Verminderung der Gefährdung ist aus Sicht des ENSI der Umsetzungszeitpunkt für die RDB-Notnachspeisung bis zum Ende der Jahresrevision 2016 angemessen. Nach Einschätzung des ENSI kann mit der Alternative zum ursprünglich geplanten Einspeise- und

Nachwärmeabfuhrsystem ein unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichender Sicherheitsgewinn erzielt werden.

Die in der Verfügung vom 14. November 2013 genannte Forderung 18 wird daher in nachfolgende Forderung überführt:

EABN2019-Forderung 10: *Das KKM hat eine automatische erdbeben- und überflutungssichere Notnachspeisung in den Reaktordruckbehälter gemäss Aktennotiz AN-AM-2014/076 Rev. a vom 24. Oktober 2014 bis zum Ende der Jahresrevision 2016 nachzurüsten.*

14.4 Probabilistische Analysen (Forderungen 17 und 18)

14.4.1 Angaben des Betreibers

Das KKM hat das Basismodell für den Leistungsbetrieb erweitert, indem die Schutzwirkung von Ölauffangwannen bei den RCIC- und den CRD-Pumpen sowie eines Spritzschutzes bei den CRD-Pumpen, die Schutzwirkung einer automatischen anstelle einer manuellen Auslösung der Sprinkler über den RCIC- und CRD-Pumpen, Modifikationen von Leitungen des Nebenkondensatsystems, des Kaltkondensatzuflusses zu RCIC- und CRD-Pumpen sowie des Löschwassersystems und eine neue Einspeisemöglichkeit des Hochreservoirs in den Reaktor als zusätzliche Alternativen modelliert worden sind. Als weitere Alternative ist das im Projekt DIWANAS vormals geplante zusätzliche Nachwärmeabfuhrsystem (ZNA) im Modell abgebildet. Zusammengefasst weist das KKM die in Tabelle 7 dargestellten Risikokennzahlen für den Leistungsbetrieb aus.

Tabelle 7: Kernschadenshäufigkeit (CDF) des KKM bei der Realisierung verschiedener Nachrüst-Alternativen

Ereigniskategorie	Basismodell	Stauanlage verstärkt	Stauanlage verstärkt und ZNA-Alternativen	ZNA
	CDF [1/Jahr]	CDF [1/Jahr]	CDF [1/Jahr]	CDF [1/Jahr]
Interne Ereignisse	2.96E-07	2.96E-07	2.96E-07	2.96E-07
Brand	4.92E-07	4.92E-07	4.09E-07	3.72E-07
Interne Überflutung	2.35E-07	2.35E-07	2.35E-07	8.46E-08
Total interne systemübergreifende Ereignisse	7.27E-07	7.27E-07	6.44E-07	4.57E-07
Erdbeben	7.17E-06	4.79E-06	4.79E-06	7.06E-06
Externe Überflutung	3.70E-07	3.71E-07	3.71E-07	3.71E-07
Weitere externe Ereignisse	4.88E-08	4.88E-08	4.88E-08	2.26E-08
Total externe Ereignisse	7.59E-06	5.21E-06	5.21E-06	7.45E-06
Gesamte CDF	8.61E-06	6.23E-06	6.15E-06	8.21E-06

Das KKM bewertet die Verstärkung der Stauanlage Wasserkraftwerk Mühleberg und die Realisierung der ZNA-Alternativen zusammen als ein Nachrüstpaket. Das so definierte Nachrüstpaket ist risikotechnisch wirksamer als das im Projekt DIWANAS vormals geplante ZNA alleine.

14.4.2 Bewertung des ENSI

Die Modifikationen des Basismodells für den Leistungsbetrieb, die das ZNA und die ZNA-Alternativen abbilden, sind nachvollziehbar dokumentiert und grundsätzlich geeignet, den Einfluss der jeweiligen Nachrüstmassnahmen auf die CDF des KKM zu quantifizieren.

Die grössere risikotechnische Wirksamkeit der ZNA-Alternativen zusammen mit der Verstärkung der Stauanlage im Vergleich zum ZNA alleine ist plausibel. Sie ist insbesondere auf die Stauanlagenverstärkung zurückzuführen.

Zwischenzeitlich /62/ hat das KKM das Konzept für die Nachrüstmassnahmen insbesondere in Bezug auf die neue Einspeisemöglichkeit des Hochreservoirs in den Reaktor überarbeitet. Die sich daraus ergebenden Änderungen sind nicht im PSA-Modell abgebildet. Sie bewirken tendenziell eine weitere Reduktion der CDF durch Realisierung der ZNA-Alternativen.

15 Integrale Sicherheitsbewertung

15.1 Deterministische Bewertung

15.1.1 Störfallanalysen

Bereits in seiner Stellungnahme zum Langzeitbetrieb forderte das ENSI den Nachweis der Beherrschung des Störfalls „Torusleckage“. Das KKM bestimmte die Versagenshäufigkeit des Torus unter Berücksichtigung der Materialeigenschaften, des Zustands des Torus und der einwirkenden betrieblichen Belastungen. Die qualitativ hochwertige Ausführung des Torus und der anschliessenden Leitungen konnte bestätigt werden. Ein Spontanbruch kann praktisch ausgeschlossen werden und ist damit auslegungsüberschreitend.

Der Nachweis für den Absturz eines Brennelementbehälters wurde von KKM noch nicht geführt und ist dem ENSI bis Ende 2015 einzureichen (siehe Kapitel 7.1). Eine Beladung des Brennelementlagerbehälters ist erst zulässig, wenn von KKM gezeigt werden kann, dass die Vorsorgemassnahmen ausreichend sind. Hierzu wird derzeit der Kran im Reaktorgebäude ertüchtigt.

Das KKM reichte erweiterte Analysen bezüglich der Auswirkungen von Bränden und Überflutungen im Reaktorgebäude ein. Das ENSI hat die eingereichten Analysen geprüft und kommt zu dem Schluss (siehe Kapitel 11), dass ein weitestgehend abdeckendes Spektrum von Leitungsbrüchen, die zu einer grösseren internen Überflutung des Reaktorgebäudes führen können, untersucht und eine weitestgehend umfassende deterministische Brandanalyse durchgeführt wurde. Die analysierten Brände und Überflutungen im Reaktorgebäude werden sicher beherrscht. Mit den vorgesehenen bzw. schon durchgeführten Nachrüstungen werden die Vorsorgemassnahmen gegen Überflutungen und Brände im Reaktorgebäude weiter verbessert.

15.1.2 Bewertung der Nachrüstpakete auf Basis der Sicherheitsmargenanalyse

15.1.2.1 Angaben des Betreibers

In /71/ werden die zurzeit bestehenden Sicherheitsmargen des KKM im Leistungsbetrieb für die Ereignisse Erdbeben und externe Überflutung zusammengefasst.

Die Sicherheitsmarge der Anlage gegen das 10'000-jährliche Erdbeben beträgt 1.3 (Verhältnis seismische Kapazität des robustesten Abfahrpfades zur 10'000-jährlichen seismischen Gefährdung gemäss PRP-IH). Insbesondere die seismische Kapazität des Wasserkraftwerks Mühleberg ist die limitierende Komponente für die Abfahrpfade 2 und 3.

Die Marge gegen externe Überflutung beträgt 5.75 m (Differenz der kritischen Anlagenüberflutungshöhe und des Wasserpegels beim 10'000-jährlichen Hochwasser). Die Wasserdichtheit des SUSAN-Gebäudes ist hierbei limitierend.

Nachfolgend legt das KKM in /71/ die Auswirkungen der geplanten Nachrüstpakete auf die Sicherheitsmargen dar.

Massnahmen gegen Ausfall der vorrangigen Wärmesenke Aare (s. Kapitel 12)

Die wichtigste Nachrüstmassnahme zur Erhöhung der Sicherheitsmarge gegen das 10'000-jährliche Erdbeben ist die Verstärkung des Untergrunds der Stauanlage Wasserkraftwerk Mühleberg. Die Sicherheitsmarge wird damit von 1.3 auf ca. 2.0 erhöht.

Weiter limitierend für die Kernkühlung sind bisher die SUSAN-Diesel (DG190/290) und der auf dem Dach des SG installierte Notfall-Diesel DG390 mit einer bisherigen seismischen Marge von 1.4 (Abfahrpfad 2) bzw. 1.3 (Abfahrpfad 3). Mit der geplanten Beschaffung eines mobilen Diesel Generators für das „Lager nah“, das mit einer Höhe von 478.4 m ü. M. höher als alle denkbaren Überflutungsszenarien liegt und erdbebensicher ist (flexibles Zelt), ist der DG390 nicht mehr limitierend für den Abfahrpfad 3. Die Marge des Abfahrpfades 3 erhöht sich von

1.3 auf 2.4 und ist nun deutlich höher als die Marge von Abfahrpfad 2. Limitierend für den Abfahrpfad 3 und damit für die seismische Marge der Anlage ist jetzt der SUSAN Verteiler, an den der mobile Diesel-Generator angeschlossen wird.

Die bisher ausgewiesene Marge gegen eine externe Überflutung ist nur unter der Voraussetzung gültig, dass der SUSAN-Einlauf nicht verstopft und damit die SUSAN-Kühlwasserversorgung erhalten bleibt. Die geplanten Nachrüstmassnahmen zielen darauf ab, die Kühlwasserversorgung zu verbessern, so dass die bisher ausgewiesene Marge robuster ist.

Massnahmen gegen Ausfall der Kühlung des BE-Lagerbeckens (s. Kapitel 13)

Mit der geplanten BEB-Notfallkühlung über das Hochreservoir besteht bei einer externen Überflutung die Möglichkeit, die Kühlung des BEB mit fest installierten, überflutungssicheren Ausrüstungen sicherzustellen. Damit besteht nicht mehr wie bisher die Notwendigkeit, bei ggf. noch überflutetem Anlagengelände die BEB-Nachspeisung über mobile Pumpen und Schlauchanschlüsse einleiten zu müssen.

Massnahmen gegen Ausfall von Sicherheitssystemen auf RG-11m-Ebene durch übergreifende Ereignisse (s. Kapitel 14)

Die geplanten Nachrüstmassnahmen haben aus Sicht des KKM keine direkten Auswirkungen auf die Sicherheitsmarge gegen extreme Erdbeben und externe Überflutungen.

15.1.2.2 Bewertung des ENSI

Das ENSI stimmt der Bewertung des KKM zu, dass die Sicherheitsmarge gegen ein 10'000-jährliches Erdbeben und eine externe Überflutung insbesondere mit den geplanten Nachrüstmassnahmen gegen den Ausfall der Wärmenenke Aare deutlich verbessert wird. Aber auch die geplante Notnachspeisung des RDBs (s. Kapitel 14.3) erhöht die Sicherheitsmarge gegen erdbebeninduzierte Brände und Überflutungen innerhalb des Reaktorgebäudes.

Die vom KKM für die Kernkühlung ausgewiesene Erhöhung der Sicherheitsmarge der Anlage gegen Erdbeben auf 2.4 ist aus Sicht des ENSI nicht korrekt dargestellt, da beim seismischen Versagen des Wasserkraftwerks Mühleberg (Marge 2.0) die Wasserdichtheit des SUSAN-Gebäudes (SG) gefährdet ist. Der Erhalt der Wasserdichtheit des SG stellt eine wesentliche Voraussetzung für den Funktionserhalt des batteriegetriebenen Kernisolationskühlsystems (RCIC) dar, ohne den der rechtzeitige Einsatz des erdbebenfesten mobilen Diesel Generators aus dem „Lager nah“ nicht möglich ist. Aus Sicht des ENSI kann die Sicherheitsmarge des KKM gegen Erdbeben nochmals deutlich erhöht werden, wenn die Überflutungssicherheit des SG bei einem Versagen des Wasserkraftwerks Mühleberg gewährleistet ist. Dies gilt auch für die Sicherheitsmarge des KKM gegen eine nicht-seismisch induzierte externe Überflutung.

Das ENSI wird die Verbesserung der Überflutungssicherheit des SG im Rahmen des initiierten Projekts zur Erhöhung der Sicherheitsmargen (siehe Aktionsplan Fukushima 2014/2015) weiter verfolgen.

15.2 Probabilistische Bewertung

15.2.1 Angaben des Betreibers

Das KKM stützt sich für die integrale Sicherheitsbewertung auf das Risiko während des Leistungsbetriebs ab. Hierfür werden die in Tabelle 8 aufgeführten CDF-Beiträge für das gesamte DIWANAS-Projekt, für die Realisierung der Gesamtheit der DIWANAS-Alternativen sowie für das DIWANAS-Projekt inklusive einer Verstärkung der Stauanlage Wasserkraftwerk Mühleberg ausgewiesen.

Tabelle 8: Kernschadenshäufigkeit (CDF) des KKM bei der Realisierung verschiedener Nachrüst-Pakete

Ereigniskategorie	Basismodell	sämtliche DIWANAS- Alternativen	DIWANAS	Stauanlage verstärkt und DIWANAS
	CDF [1/Jahr]	CDF [1/Jahr]	CDF [1/Jahr]	CDF [1/Jahr]
Interne Ereignisse	2.96E-07	2.95E-07	2.96E-07	2.95E-07
Brand	4.92E-07	3.94E-07	3.66E-07	3.66E-07
Interne Überflutung	2.35E-07	2.34E-07	8.46E-08	8.46E-08
Total interne systemübergreifende Ereignisse	7.27E-07	6.28E-07	4.51E-07	4.51E-07
Erdbeben	7.17E-06	4.80E-06	5.83E-06	4.67E-06
Externe Überflutung	3.70E-07	3.70E-07	3.60E-07	3.60E-07
Weitere externe Ereignisse	5.00E-08	4.87E-08	2.30E-08	2.24E-08
Total externe Ereignisse	7.59E-06	5.22E-06	6.21E-06	5.05E-06
Gesamte CDF	8.61E-06	6.14E-06	6.96E-06	5.80E-06

Die DIWANAS-Alternativen führen zu einem tieferen Risiko als das vormals geplante Projekt DIWANAS. Das KKM legt dar, dass dies auf den Effekt der Verstärkung der Stauanlage Wasserkraftwerk Mühleberg zurückzuführen ist. Die Gesamt-CDF liegt in beiden Fällen nahe beieinander und weit unter dem Wert $1E-5$ pro Jahr. Die Kombination der Stauanlagenverstärkung mit dem Projekt DIWANAS würde zu einer weiteren Risikoreduktion führen.

Ergänzend schätzt das KKM das Risiko früher grosser Freisetzen während des Leistungsbetriebs (LERF) ab, indem für die Stufe-1- und Stufe-2-PSA-Modelle der PSÜ2010 sowie für diejenigen, die in 2013 dem ENSI eingereicht worden sind, das Verhältnis von LERF zu CDF ermittelt wird. Dieses liegt im ersten Fall bei 5 %, im zweiten bei 11 %. Unter Annahme eines Verhältnisses von 11 % ergibt sich für das Basismodell vom 2014 eine LERF von $9.47E-7$ pro Jahr.

15.2.2 Bewertung des ENSI

Die vom KKM vorgenommenen Modellerweiterungen und Auswertungen der PSA-Modelle der Stufe 1 sind eine geeignete Grundlage für die integrale Sicherheitsbewertung unter probabilistischen Gesichtspunkten. Die Abschätzung der LERF ist ausreichend, um einen Anhaltspunkt für das Risiko früher grosser Freisetzen zu erhalten. In dem gesetzten Zeitrahmen war eine Überarbeitung des Stufe-2-Modells nicht möglich und auch nicht vom ENSI gefordert.

Die vom KKM ausgewiesenen CDF-Werte erfüllen sowohl für die im Projekt DIWANAS vormals geplanten Nachrüstungen als auch für die Gesamtheit der DIWANAS-Alternativen das Kriterium der Richtlinie ENSI-A06 (CDF kleiner als $1E-5$ pro Jahr). Die CDF-Beiträge der einzelnen Ereigniskategorien sind gemäss Richtlinie ENSI-A06 ausreichend ausgewogen. Die vom KKM abgeschätzte LERF für das Basismodell von 2014 erfüllt ebenfalls das Kriterium der Richtlinie ENSI-A06 (LERF kleiner als $1E-6$ pro Jahr). Auch die vom KKM ausgewiesenen und hier in den Abschnitten 13.1.1 und 13.2.1 behandelten FDF-Werte erfüllen sowohl für die im Projekt DIWANAS vormals geplanten Nachrüstungen als auch für die Gesamtheit der DIWANAS-Alternativen das Kriterium der Richtlinie ENSI-A06 (FDF kleiner als $1E-5$ pro Jahr).

Aus probabilistischer Sicht weist die Anlage einen ausreichend hohen Sicherheitsstatus auf, was insbesondere dadurch zum Ausdruck kommt, dass die Kernschadenshäufigkeit das Kriterium der „Gefährdungsannahmenverordnung“ und damit auch das entsprechende von der IAEA empfohlene Sicherheitsziel für bestehende Kernkraftwerke (CDF kleiner als $1\text{E-}4$ pro Jahr) deutlich erfüllt.

16 Schlussfolgerungen

Das KKM hat termingerecht die geforderten Unterlagen eingereicht, die das ENSI in der Verfügung vom 14. November 2013 verlangt hatte. Nach Prüfung der eingereichten Analysen und Nachrüstungsanschlüsse kommt das ENSI zusammenfassend zum Schluss, dass alle Forderungen aus der ENSI-Verfügung vom 14. November 2013 mit Fälligkeiten vor dem 31.12.2014 erfüllt sind. Die Unterlagen zu den Forderungen per 31.12.2014 wurden zeitgerecht eingereicht, befinden sich aber noch beim ENSI in Prüfung und sind somit nicht Gegenstand dieser Stellungnahme.

Aufgrund des Verzichtes auf die Stabilisierungsmassnahmen für den Kernmantel und das Nachrüstprogramm DIWANAS hat das KKM kompensierende Massnahmen erarbeitet, um einen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebszeit ausreichenden Sicherheitsgewinn zu erzielen.

Nachdem in der Jahresrevision 2014 neue Rissbefunde am Kernmantel festgestellt worden waren, hat das KKM das Instandhaltungskonzept aktualisiert und dem ENSI nachgereicht. Das ENSI ist mit dem Instandhaltungskonzept einverstanden, da das KKM nachvollziehbar dargestellt hat, wie es mit verfeinerten bruchmechanischen Modellen und einem ausgebauten Prüfprogramm den bruchmechanischen Zustand des Kernmantels präzise erfassen kann. Das ENSI hat klare Kriterien festgelegt, deren Einhaltung gewährleistet, dass die Integrität des Kernmantels mit genügender Marge sichergestellt bleibt.

Mit den Nachrüstungen, die teilweise schon realisiert sind bzw. bis 2015 und 2016 realisiert werden müssen, hat das KKM aus der Sicht des ENSI Vorsorgemassnahmen getroffen, die den zwei wichtigsten Cliff-Edge-Effekten für das Werk entgegen wirken:

- Verlust der Wärmesenke: Durch die Realisierung einer hochwassersicheren, von der Aare unabhängigen Kühlwasserversorgung kann die Kühlung der SUSAN-Systeme auch bei einem hochwasserbedingten Ausfall des SUSAN-Einlaufbauwerks sichergestellt werden. Zudem wurde die Wohlensee-Staumauer gegen Erdbeben verstärkt. Dadurch können erdbebenbedingte Überflutungen, welche zu einem Ausfall des SUSAN-Einlaufbauwerks führen, praktisch ausgeschlossen werden.
- Verlust der -11m-Ebene: Um die Wahrscheinlichkeit des Verlusts aller Sicherheitssysteme auf der -11m-Ebene im Reaktorgebäude aufgrund von internen Bränden oder interner Überflutung weiter zu reduzieren, werden sowohl präventive als auch mitigative Massnahmen getroffen. Neu wird auch bei einem Verlust aller Sicherheitssysteme auf der -11m-Ebene eine Notnachspeisung in den Reaktordruckbehälter möglich sein.

Mit der als Übergangslösung bis 2016 geplanten Brennelementbecken-Notfallkühlung wird aus Sicht des ENSI sichergestellt, dass bei Ausfall der betrieblichen Brennelementbecken-Kühlung nicht direkt auf die Noteinspeisung des Brennelementbeckens mit Verdampfungskühlung zurückgegriffen werden muss. Stattdessen wird weiterhin ein geschlossener Kühlkreislauf zur Verfügung stehen. Im Hinblick auf die Zeit nach der endgültigen Ausserbetriebnahme wird das KKM anschliessend die Brennelementbecken-Notfallkühlung in ein Sicherheitssystem umbauen. Das ENSI hat die geplanten Ausbaustufen für ein neues Brennelementbecken-Kühlsystem akzeptiert.

Insgesamt bestätigt das ENSI, dass das KKM den positiven Einfluss der vorgeschlagenen alternativen Nachrüstpakete auf die Risikokenngrössen (CDF und FDF) nachweisen konnte und somit ein unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer ausreichender Sicherheitsgewinn erzielt wird.

Die Komplettierung der Umsetzung der geplanten Nachrüstpakete sowie die notwendigen, wiederkehrenden Nachweise zur Stabilität des Kernmantels verlangt nun das ENSI in den im nachfolgenden Kapitel 17 genannten EABN2019-Forderungen.

17 EABN2019-Forderungen

Für einen über 2017 hinausgehenden Betrieb bis zur endgültigen Ausserbetriebnahme im Jahr 2019 hat KKM die folgenden Forderungen zu erfüllen:

EABN2019-Forderung 1: *Am Kernmantel des KKM sind in jeder Jahresrevision zerstörungsfreie Prüfungen mit qualifizierten Prüfsystemen durchzuführen.*

EABN2019-Forderung 2: *Die Befunde der Kernmantelprüfungen sind aufgrund des Standes von Wissenschaft und Technik sowie der internationalen Betriebserfahrung in jeder Jahresrevision zu bewerten. Die Freigabe zum Wiederanfahren der Anlage nach der Jahresrevision wird vom ENSI erteilt, wenn folgende Kriterien erfüllt sind:*

- $K_{I,max} < 75 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ unabhängig von der Orientierung und Risstiefe
- $l_{quer} < 320 \text{ mm}$ für wanddurchdringende Querrisse

EABN2019-Forderung 3: *Das KKM hat vor der nächsten Beladung eines Brennelementbehälters jedoch spätestens bis zum 31. Dezember 2015 den deterministischen Sicherheitsnachweis zu erbringen, dass die Vorsorgemassnahmen für den Störfall „Absturz eines Brennelementbehälters“ ausreichend sind.*

EABN2019-Forderung 4: *Das KKM hat die Auswirkungen von Leckagen in den vom RCIC bzw. dem Hochreservoir kommenden und innerhalb des Reaktorgebäudes in die Speisewasserleitungen einbindenden Leitungsschnitten zu untersuchen. Die Analyse ist dem ENSI bis zum 30. April 2015 einzureichen.*

EABN2019-Forderung 5: *Die Störfallvorschrift SYA-B-003 ist bis zum Ende der Jahresrevision 2015 unter Berücksichtigung der aus der aktuellen Überflutungsanalyse abgeleiteten Verbesserungsmassnahmen gegen interne Überflutungen im Reaktorgebäude zu überprüfen und entsprechend anzupassen.*

EABN2019-Forderung 6: *Das KKM hat zu überprüfen, inwieweit die begrenzenden Betriebsbedingungen in den Technischen Spezifikationen anzupassen sind, damit in der Betriebsart 4 eine ausreichende Anzahl von Sicherheitssystemen für die Beherrschung von Bränden im Reaktorgebäude verfügbar ist. Die Ergebnisse sind dem ENSI bis zum 30. April 2015 darzulegen.*

EABN2019-Forderung 7: *Das KKM hat die geplante, von der Aare unabhängige CWS-Noteinspeisung gemäss Aktennotiz AN-AM-2014/076 Rev. a vom 24. Oktober 2014 bis zum Ende der Jahresrevision 2015 nachzurüsten.*

EABN2019-Forderung 8: *Das KKM hat die geplante Brennelementbecken-Notfallkühlung gemäss Aktennotiz AN-AM-2014/076 Rev. a vom 24. Oktober 2014 bis zum Ende des Jahres 2016 nachzurüsten. Die Brennelementbecken-Notfallkühlung ist bis 30. September 2020 zu einem Sicherheitssystem umzubauen.*

EABN2019-Forderung 9: *Das KKM hat die geplanten Verbesserungen zur Verminderung der Gefährdung durch interne Überflutung gemäss Aktennotiz AN-AM-2014/076 Rev. a vom 24. Oktober 2014 bis zum Ende der Jahresrevision 2015 umzusetzen.*

EABN2019-Forderung 10: *Das KKM hat eine automatische erdbeben- und überflutungssichere Notnachspeisung in den Reaktordruckbehälter gemäss Aktennotiz AN-AM-2014/076 Rev. a vom 24. Oktober 2014 bis zum Ende der Jahresrevision 2016 nachzurüsten.*

18 Referenzen

- /1/ ENSI 11/1700 vom 20. Dezember 2012
Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Mühleberg
- /2/ KNS 11/292.5 vom 24. Oktober 2013
Langzeitbetrieb Kernkraftwerk Mühleberg
Stellungnahme der KNS
- /3/ BKW-Schreiben vom 8. November 2013
Verfügung zum Langzeitbetrieb des KKM – Rechtliches Gehör
- /4/ ENSI-Schreiben vom 14. November 2013
Verfügung im Hinblick auf die endgültige Ausserbetriebnahme des KKM im Jahr 2019
- /5/ ENSI 11/1842 vom 14. November 2013
Forderungen des ENSI im Hinblick auf die endgültige Ausserbetriebnahme des Kernkraftwerks Mühleberg im Jahr 2019
- /6/ KKM-Aktennotiz BR-MA-2013/499 „Konzept zur Berücksichtigung der Materialalterung für die mechanischen Komponenten der Sicherheitsklasse 4,“ eingereicht mit Brief vom 18. Dezember 2013
- /7/ KKM-Aktennotiz AN-SS-2013/053 vom 25. Juni 2013
Ersatzplanung für die übrigen sicherheitsrelevanten Kabel, Forderung 3.2-1; Geschäftsnummer 11/12/052
- /8/ ENSI 11/1906 vom 29. April 2014
ESI KKM / ENSI vom 12. März 2014
- /9/ KKM-Brief BR-QE-2014/430 vom 28. November 2014
Stellungnahme zu ENSI-Forderung F3 aus der Verfügung vom 14. November 2013 betreffend endgültiger Ausserbetriebnahme des KKM im Jahr 2019
- /10/ ENSI-Brief vom 8. Dezember 2014
Stellungnahme: Forderung F3 aus der Verfügung vom 14. November 2013 betreffend endgültiger Ausserbetriebnahme des KKM im Jahr 2019
- /11/ KKM-Aktennotiz AN-MA-2014/057 vom 23. Juni 2014
Instandhaltungskonzept Kernmantel
- /12/ KKM-Aktennotiz AN-MA-2010/082 vom 8. Dezember 2010
Instandhaltungskonzept Kernmantel
- /13/ KKM-Aktennotiz AN-MA-2010/082, Rev. b vom 23. Dezember 2011
Instandhaltungskonzept Kernmantel
- /14/ BWRVIP-76-A, EPRI Report 1019057, 2009
BWR Vessel and Internals Project, BWR Core Shroud Inspection and Flaw Evaluation Guidelines
- /15/ KKM-Aktennotiz AN-MA-2014/057, Rev. a vom 29. Oktober 2014
Instandhaltungskonzept Kernmantel
- /16/ KKM-Aktennotiz AN-ZP-2014/074 vom 24. Juni 2014
Sicherheitstechnische Stellungnahme PSÜ 2010: ENSI-Forderung Nr. 5.3-4, Verbesserung und ggf. Qualifizierung der visuellen Prüfung der Kernmantel-Abstützkonstruktion

-
- /17/ Structural Integrity Associates Inc., Report No. 1300528.401 Rev. B, August 2013
Kernkraftwerk Mühleberg Core Shroud Fracture Mechanics Evaluation
 - /18/ Structural Integrity Associates Inc., Report No. 1401063.401, 8 October 2014
Evaluation of KKM Core Shroud Off-Axis Indications Associated with Horizontal Weld H4
 - /19/ KKM-Aktennotiz AN-MA-2013/095, Rev. a vom 26. Juni 2014
Instandhaltungskonzept Primärcontainment
 - /20/ KKM-Aktennotiz 3 SA-024.201, Rev. 8 vom 6. Dezember 2011
Konzept zur Alterungsüberwachung des Containments
 - /21/ KKM-Schreiben BR-SA-2013/228, vom 20. Juni 2013
Freigabeantrag für die Ertüchtigung des RG-Krans (MKZ: 097A 0001) im KKM, Hierarchiestufe H1
 - /22/ KKM-Brief BR-AM-2013/472 vom 19. Dezember 2013
Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb (ENSI 11/1700 vom 20.12.2012): Forderungen 5.1-1, 5.2-1 und 5.2-2
 - /23/ KKM-Aktennotiz AN-AM-2013/125 vom 17. Dezember 2013
Deterministischer Nachweis des Störfalls Torusleckagen für das KKM
 - /24/ ENSI-Brief vom 5. Juni 2014
ENSI-Stellungnahme zum deterministischen Nachweis des Störfalls *Torusleckage* für das KKM
 - /25/ KKM-Aktennotiz AN-MA-2014/068 Rev. a, vom 21. Oktober 2014
Nachweis gegen spontanes Torusversagen unter betrieblichen Lasten
 - /26/ KKM-Aktennotiz AN-AM-2013/129 vom 19. Dezember 2013
Sicherheitstechnische Bewertung zur Schutzfunktion Kühlmitteleinspeisung in den RDB
 - /27/ BKW-Aktennotiz Nr. 17/96 vom 1. März 1996
Änderung der KKM-Reaktorwasser-Niveaumessung 1996
 - /28/ BKW-Aktennotiz Nr. 41/93 vom 3. August 1993
Beurteilung der Messungen im Hinblick auf Messdurch nichtkondensierbare Gase in den Referenzbeinen
 - /29/ KKM-Aktennotiz AN-AM-2013/062 vom 23 Juli 2013
Assessment of Accident Analysis against ENSI-A01 Topical Report; Appendix 1, KKM Event Fact Sheet
 - /30/ TÜV-Bericht vom 28. Juli 2012
Diversitäre Füllstandmessung in Anlagen mit Siedewasserreaktor in Deutschland
 - /31/ USNRC NUREG-0737, November 1980
Clarification of TMI Action Plan Requirements, Supplement 1
 - /32/ USNRC NUREG 1.97, Rev. 3, May 1983
Instrumentation for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants to assess Plant and Environs Conditions during and following an Accident
 - /33/ S. Levy-Report, December 1981
Thermal Analyses of In-Core-Thermocouples in Boiling Water Reactors

- /34/ USNRC NUREG-0737 Supplement 1, January 1983
Clarification of TMI Action Plan Requirements
- /35/ KKM-Aktennotiz AN-AM-2013/130 vom 19. Dezember 2013
Sicherheitstechnische Bewertung des RDB Überspeisungsschutzes im Rahmen der Schutzfunktion Integrität der druckführenden Umschliessung
- /36/ ENSI 11/1936 vom 31. Juli 2014
Fachgespräch hinsichtlich des RDB-Überspeisungsschutzes im KKM
- /37/ KKM-Betriebsstörfallanweisung BSA-B-009 „Gestörte Speisewasserversorgung“, Rev. 2 vom 03.03.1999
- /38/ KKM-Brief BR-MA-2014/302 vom 8. August 2014
Massnahmen zur Vermeidung von seismisch bedingter interner Überflutung auf RG -11m durch das System 019; ENSI-Geschäft 11/12/059; EABN2019-Forderung 10
Mit Beilage: KKM-Aktennotiz AN-NT-2012/055, Rev. a vom 8. August 2014 „Bericht zur Verfügung des ENSI vom 5. Mai 2011: Überprüfung der Auslegung der Brennelementlagerbecken, -gebäude und -kühlsysteme“
- /39/ KKM-Brief BR-MA-2014/305 vom 11. August 2014
ENSI-Geschäft 11/12/059; EABN2019-Forderung 10; Unser Brief BR-MA-2014/302 vom 08.08.2014
Mit Beilage: KKM-Aktennotiz AN-NT-2012/059 Rev. b vom 7. August 2014 „Berechnungen zu AN-NT-2012/055“
- /40/ ENSI-Inspektionsbericht ENSI 11/1942 vom 19. August 2014
Brennelementbecken-Kühlsystem 019; System-Begehung
- /41/ BKW Energie AG, Aktennotiz AN-AM-2014/080 vom 27. Juni 2014
Deterministischer Sicherheitsnachweis für den Störfall interne Überflutung im Reaktorgebäude
- /42/ Fleming, K.N., Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding PRAs, Revision 3, EPRI TR 3002000079, April 2013
- /43/ Document No. P641130007-4786, „Evaluation of internal flood hazards within the KKM reactor building“
- /44/ ENSI-Inspektionsbericht ENSI 11/1377 vom 9. September 2010
PSA-Annahmen zu internen Überflutungen
- /45/ BKW Energie AG, Symptomorientierte Anweisung SYA-B-003 Rev. 3 vom 1. März 2013
„Sekundärcontainment-Überwachung“
- /46/ ENSI-Brief vom 30. Oktober 2014
Montagefreigabe für die Modernisierung und Erweiterung der Branddetektion und Brandbekämpfung auf RG-11m
- /47/ ERIN, “KKM FIRE DESIGN BASIS EVENT (DBE) ASSESSMENT”
Project No. C641130005-10998, June 2014
- /48/ Hughes Associates, Generic Fire Modeling Treatments, Rev. 0, January 15, 2008.
- /49/ Fire Probabilistic Risk Assessment Methods Enhancements: Supplement 1 to NUREG/CR-6850 and EPRI 1011989, September 2010; EPRI 1019259, December 2009; NUREG/CR-6850

- /50/ KKM-Aktennotiz AN-AM-2014/077 vom 26. Juni 2014
Deterministischer Sicherheitsnachweis für den Auslegungsstörfall interner Brand
- /51/ KKM, PSÜ 2010, Bericht 8, Deterministische Sicherheitsstatus Analyse DSSA, , Revision 0, Oktober 2010
- /52/ KKM, Sicherheitsbericht 2010, Kap. 14, Störfallanalysen, Revision 1, Dezember 2012
- /53/ KKM-Aktennotiz AN-AM-201/062 vom 24. Juli 2013
Fact Sheets supporting KKM's assessment of accident Analyses against ENSI-A01
- /54/ KKM, „RELAP5 Berechnung für die deterministische Brandanalyse“, AN-AM-2014/075, 25. Juni 2014
- /55/ KKM-Freigabeantrag: Akzeptanzgrenzwerte für den Nachweis der Brennstabhüllrohrhintergritität bei Störfällen der Kategorie 2, 31. Oktober 2014
- /56/ KKM: Checkliste 003-3 „SRV öffnen mit elektrischer Notanspeisung bei Penetration“, Betriebsvorschrift AMM-B-003, Rev. 0
- /57/ Kernkraftwerk Mühleberg „AMM-B002 Alternative Einspeisung ins Brennelementbecken BEB“
- /58/ KKM-Aktennotiz AN-BM-2011/121 vom 27. Oktober 2011
EU Stress Test Kernkraftwerk Mühleberg
- /59/ KKM Betriebsstörfallanweisung BSA-B-021 „Störung Brennelementbecken-Kühlsystem“, Revision 1 vom 01.08.2007
- /60/ Technische Spezifikationen des KKM, 3. Auflage 5. Juni 1997
- /61/ ENSI 11/1864 vom 12. November 2013
Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2010 des Kernkraftwerks Mühleberg
- /62/ KKM-Aktennotiz AN-AM-2014/076 Rev. a vom 24. Oktober 2014,
Nachrüstmassnahmen für EABN2019
eingereicht mit: KKM-Brief BR-AM-2014/387 vom 28. Oktober 2014 „Nachrüstmassnahmen für EABN2019; ENSI Grobprüfung“,
- /63/ Quest Structures, Report No. 2012008.00, 10 July 2012
Shear Capacity Analysis of Proposed Piles for the Mühleberg Dam
- /64/ Quest Structures, Report No. 2014003.00, 20 June 2014
Shear Capacity Analysis the Mühleberg Strengthened Weir Section for Final PRP Ground Motion
- /65/ Quest Structures, Report No. 2014002.00, 20 June 2014
Seismic Fragility Evaluation of Strengthened Mühleberg Dam for Final PEGASOS Refinement Project Ground Motion
- /66/ KKM-Aktennotiz AN-AM-2014/039 Rev. b, vom 30. Juni 2014
Abschätzung der erforderlichen Kühlwassermenge für das SUSAN-Notstandssystem aus Aare-unabhängigen Quellen
- /67/ KKM-Versuchsbericht VBE-BM-2013/003 vom 02. August 2013
Alternative Kühlwasserversorgung: Wassertransport von der Saane ins KKM mittels mobilen Mitteln

-
- /68/ GE NEDC-24989A Revision 1 Supplement1 October 1988
System Design Analysis for KKM SUSAN Project – Supplemental Report to Address Power Upgrading Program
 - /69/ ENSI-Freigabebrief vom 28. August 2014
Freigabeantrag für einen zusätzlichen Kühlwasseranschluss ans SUSAN im KKM, Hierarchiestufe H1
 - /70/ ENSI-Inspektionsbericht ENSI 11/1904 vom 14. April 2014
SUSAN-Dieselbetrieb bei reduzierter CWS-Kühlwassermenge
 - /71/ KKM-Aktennotiz AN-AM-2014/034 vom 02. Juni 2014
Integrale Sicherheitsbewertung der geplanten Nachrüstmassnahmen unter Berücksichtigung der verbleibenden Betriebsdauer bis Ende 2019
 - /72/ KKM Aktennotiz AMM-B-004 Rev. 2 vom 02. April 2012
Ausfall Kühlwasser und Stromversorgung

19 Abkürzungen

1E	Elektrische Klassierung laut KEV Anhang 4
ADS	Automatic Depressurization System (Automatisches Druckentlastungssystem)
AFPCS	Alternative Fuel Pool Cooling System (Alternatives BEB-Kühlsystem)
ALPS	Alternate Low Pressure Spray System (Alternatives Niederdruckkernsprühsystem)
AM	Accident Management
AÜP	Alterungsüberwachungsprogramm
BBI	Bundesblatt
BEB	Brennelementbecken
BFE	Bundesamt für Energie
BKW	BKW Energie AG
BVE	Bau-, Verkehrs- und Energiedirektion des Kantons Bern
CWS	Cooling Water System (SUSAN Kühlwassersystem)
DIWANAS	Diversitäre Wärmesenke und Nachwärmeabfuhrsystem
DSFS	Drywell-Sprüh- und -Flutsystem
DWR	Druckwasserreaktor
EABN	Endgültige Ausserbetriebnahme
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
GWFS	Grundwasserfassung Saanetal
Hn-Freigabe	Freigabe der Hierarchiestufe n laut KEV Anhang 4 (n = 1, 2, 3, 4)
IAEA	International Atomic Energy Agency
IAGE	Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures
ICWS	Intermediate Cooling Water System (SUSAN Zwischenkühlwassersystem)
KEG	Kernenergiegesetz SR 732.1
KEV	Kernenergieverordnung SR 732.11
KKM	Kernkraftwerk Mühleberg
KNS	Eidgenössische Kommission für nukleare Sicherheit
LTO	Long Term Operation (Langzeitbetrieb)
NEA	Nuclear Energy Agency
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalysen
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
QS	Qualitätssicherung
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling (Kernisolationssystem)
RDB	Reaktordruckbehälter

REB	Reaktoreinbautenbecken
RG	Reaktorgebäude
SBO	Station Blackout (Verlust der Wechselstromversorgung)
SK	Sicherheitsklasse nach Richtlinie ENSI-G01
SR	Systematische Rechtssammlung
SSR	Specific Safety Requirements
SUSAN	Spezielles, unabhängiges System zur Abführung der Nachzerfallswärme
SVTI-N	Schweizerischer Verein für Technische Inspektionen - Nuklearinspektorat
TCS	Torus Cooling System (Toruskühlsystem)
UVEK	Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation
VDF	Vereinigung Deutscher Feuerversicherer
ZNA	Zusätzliches Nahwärmeabfuhrsystem