



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



## Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2012 des Kernkraftwerks Beznau





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 14/2244**

## **Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2012 des Kernkraftwerks Beznau**

Brugg, Dezember 2016



## Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung</b>	<b>1</b>
1.1	Veranlassung und Randbedingungen	1
1.1.1	Periodische Sicherheitsüberprüfungen	1
1.1.2	Langzeitbetrieb	1
1.2	Eingereichte Dokumente	2
1.3	Beurteilungsgrundlagen	3
1.4	Aufbau der Stellungnahme	3
<b>2</b>	<b>Übersicht über die Anlage</b>	<b>4</b>
2.1	Standort	4
2.1.1	Einwirkungen von Industrieanlagen und Transportwegen in der näheren Umgebung	4
2.1.2	Änderungen bezüglich Bevölkerungsverteilung und Notfallschutz-Vorsorgemassnahmen am Standort des KKB	4
2.1.3	Neue Erkenntnisse bezüglich meteorologischen Bedingungen	5
2.1.4	Neue Erkenntnisse bezüglich Hydrologie	5
2.1.5	Neue Erkenntnisse bezüglich Geologie und Seismizität	6
2.2	Anlagentyp und Sicherheitskonzept	8
2.2.1	Grundsätzlicher Aufbau des KKB	8
2.2.2	Das Sicherheitskonzept des KKB	9
2.3	Stand der Auflagen, Massnahmen und Pendenzen des KKB	12
2.3.1	Auflagen der Bau- und Betriebsbewilligung	12
2.3.2	Pendenzen und Forderungen aus der PSÜ 2002	15
2.3.3	Forderungen aus der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb KKB 2008	24
2.4	Wesentliche Änderungen im Zeitraum 2002 - 2011	26
2.4.1	Änderungen der Organisation	26
2.4.2	Technische Anlagenänderungen	27
2.5	Projekte ab 2012 zur Ertüchtigung des KKB	28
2.6	Wesentliche neue Erkenntnisse nach dem 31. Dezember 2012	30
<b>3</b>	<b>Organisation und Personal</b>	<b>31</b>
3.1	Organisation des KKB	31
3.1.1	Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse	31
3.1.2	Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen	32
3.1.3	Führungsaufgaben	33
3.1.4	Interner Sicherheitsausschuss	34

3.2	Safety Policy (Sicherheitsstrategie) des KKB	34
3.3	Sicherheitskultur	36
3.4	Personal des KKB	39
3.4.1	Personalpolitik	39
3.4.2	Personalplanung	40
3.4.3	Aus- und Weiterbildung	40
3.4.4	Simulatorausbildung	43
3.4.5	Fremdpersonal	44
3.5	Managementsystem des KKB	45
3.5.1	Vorschriften und Arbeitsunterlagen	48
3.5.2	Betriebsaufzeichnungen	49
3.5.3	Technische Spezifikation	50
<b>4</b>	<b>Betriebsführung und Betriebsverhalten</b>	<b>52</b>
4.1	Betriebsablauf und Betriebsverhalten	52
4.1.1	Methodik der Betriebsauswertung	52
4.1.2	Betriebsablauf, Verfügbarkeit, Arbeitsausnutzung und Performanceindikatoren	52
4.2	Erfahrungen aus Vorkommnissen	61
4.2.1	Methodik der Vorkommnisbearbeitung	61
4.2.2	Auswerteergebnisse interner Vorkommnisse	63
4.2.3	Erkenntnisse aus externen Betriebserfahrungen	75
4.3	Instandhaltung und Alterungsüberwachung des KKB	77
4.3.1	Maschinentechnik	78
4.3.2	Bautechnik	84
4.3.3	Elektro- und Leittechnik	86
4.4	Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente	87
4.4.1	Reaktorkern	88
4.4.2	Brennelemente	91
4.4.3	Steuerelemente	95
4.5	Wasserchemie und Aufbereitungssysteme	96
4.5.1	Hauptkühlmittel	97
4.5.2	Chemie- und Volumenregelsystem	100
4.5.3	Sekundärer Wasser-Dampf-Kreislauf	102
4.5.4	Ausgewählte Analysenparameter	104
4.5.5	Qualitätssicherung	106
4.6	Strahlenschutz	107

4.6.1	Organisation und Prozesse des Strahlenschutzes	107
4.6.2	Zonenkonzept	111
4.6.3	Massnahmen zur Reduktion der Dosis und der Kontamination	115
4.6.4	Personendosimetrie und Radiologische Überwachung	119
4.6.5	Radiologischer Zustand der Anlage, Strahlenexposition des Personals sowie Erfahrung aus Vorkommnissen	122
4.6.6	Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone	127
4.6.7	Abgabe radioaktiver Stoffe	128
4.6.8	Umgebungsüberwachung und Auswirkungen der Abgaben auf die Umgebung	130
4.7	Entsorgung	133
4.7.1	Konditionierung	133
4.7.2	Zwischenlagerung	135
4.7.3	Brennelemententsorgung	141
4.7.4	Transporte	144
<b>5</b>	<b>Sicherheitsrelevante Anlageteile</b>	<b>147</b>
5.1	Übersicht	147
5.2	Bauwerke des KKB	148
5.2.1	Funktion und Klassierung	148
5.2.2	Allgemeine Auslegung	152
5.2.3	Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke	155
5.3	Primärkreislauf des KKB	160
5.3.1	Reaktordruckbehälter und Einbauten	160
5.3.2	Reaktorkühlkreislauf und Hauptkühlmittelpumpen	166
5.3.3	Druckhaltesystem	169
5.3.4	Dampferzeuger	171
5.3.5	Wesentliche Unterschiede zwischen den Primärkreisläufen des KKB 1 und KKB 2	172
5.4	Verfahrenstechnische Sicherheit- und Hilfssysteme	173
5.4.1	Bewertungsgrundlagen	173
5.4.2	Übergeordnete Bewertung	173
5.4.3	Frischdampfsystem	175
5.4.4	Speisewassersystem	178
5.4.5	Notspeisewassersystem	181
5.4.6	Sicherheitseinspeisesystem	182
5.4.7	Notstand-Sperrwassersystem	185
5.4.8	Notstand-Speisewassersystem	185
5.4.9	Primäres Nebenkühlwassersystem	186

---

5.4.10	Primäres Zwischenkühlsystem	188
5.4.11	Brunnenwassersystem	190
5.4.12	Chemie- und Volumenregelsystem (Notborierung)	190
5.4.13	Sicherheitsgebäudeabspernung, Isoliersperrwassersystem	193
5.4.14	Wasserstoffabbausystem	195
5.4.15	Lüftungssysteme	196
5.4.16	Brennelementlagerbecken-Kühlsysteme	199
5.5	Reaktorüberwachung	201
5.5.1	Sicherheitsleittechnik	201
5.5.2	Neutronenflussinstrumentierung	203
5.5.3	Störfall-Instrumentierung	205
5.5.4	Seismische Instrumentierung	206
5.6	Reaktorsteuerung und -regelung	207
5.6.1	Stabsteuerung und Stabpositionsbestimmung	207
5.6.2	Regelungen des Primärkreislaufs	208
5.6.3	Sicherheitstechnisch relevante Leittechnik des Sekundärkreislaufs	210
5.6.4	Mensch-Maschinen-Schnittstelle	211
5.6.5	Prozessvisualisierungssystem	211
5.7	Stromversorgung des KKB	212
5.7.1	Eigenbedarfsanlage	212
5.7.2	Wechselstromversorgung	213
5.7.3	Notstromversorgung	214
5.7.4	Notstand-Notstromversorgung	215
5.7.5	Gleichstromversorgung	216
5.7.6	Gesicherte Wechselstromversorgung	218
5.8	Brandschutz	219
5.9	Blitzschutz	221
5.10	Kommunikationsanlagen	222
5.11	Strahlenmesstechnik (inkl. Nachunfall-Probenahmesystem)	224
5.12	Hebezeuge	228
5.13	Flucht- und Interventionswege	229
5.14	Sicherheitsrelevante Anlagenteile des ZWIBEZ	231
<b>6</b>	<b>Schutz der Anlage gegen Auslegungsstörfälle</b>	<b>234</b>
6.1	Grundlagen deterministischer Störfallanalysen	234
6.1.1	Grundlegende Anforderungen	234

6.1.2	Ausgangslage	234
6.1.3	Ereignisspektrum	236
6.1.4	Störfallkategorisierung gemäss Gefährdungsannahmenverordnung	239
6.1.5	Rechenprogramme	240
6.2	Beurteilung der technischen Störfallanalysen	241
6.2.1	Störfälle mit Zunahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr	242
6.2.2	Störfälle mit Abnahme der Wärmeabfuhr an das Sekundärsystem	247
6.2.3	Störfälle mit Abnahme des Hauptkühlmittelstroms	249
6.2.4	Störung der Reaktivität oder Leistungsverteilung	250
6.2.5	Störfälle mit Zunahme des Hauptkühlmittelinventars	254
6.2.6	Abnahme des Hauptkühlmittelinventars	255
6.2.7	Brennelementhandhabungs-Störfall	260
6.2.8	Einwirkungen von Innen	261
6.2.9	Einwirkungen von aussen	262
6.2.10	Ausgewählte auslegungsüberschreitende Störfälle	263
6.3	Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen	265
6.3.1	Nachweisführung	265
6.3.2	Aktivitätsinventare und Transport radioaktiver Stoffe	266
6.3.3	Methodik der Ausbreitungs- und Dosisberechnungen	267
6.3.4	Ergebnisse der Transport-, Ausbreitungs- und Dosisberechnungen	268
6.3.5	Radiologische Auswirkungen für das Betriebspersonal in der Anlage	275
6.3.6	Allgemeine Beurteilung der radiologischen Störfallanalysen durch das ENSI	277
6.4	Störfallanalysen der Lager und betrieblichen Lagerbecken	278
6.4.1	ZWIBEZ	278
6.4.2	Dampferzeugerlager (DE-Lager)	282
6.4.3	Rückstandslager (RS-Lager)	283
6.4.4	Betriebliche Lagerbecken	287
<b>7</b>	<b>Schutz der Anlage gegen auslegungsüberschreitende Störfälle</b>	<b>289</b>
7.1	Beurteilungsgrundlagen	289
7.2	Vorgehen bei der Beurteilung	289
7.3	Stufe-1-PSA für den Leistungsbetrieb	290
7.3.1	Zuverlässigkeit von Komponenten	290
7.3.2	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen	291
7.3.3	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien	293
7.3.4	Interne Ereignisse	294

7.3.5	Interne systemübergreifende Ereignisse	297
7.3.6	Externe Ereignisse	302
7.3.7	Ergebnisse der Stufe-1-PSA für den Leistungsbetrieb	308
7.4	Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb	310
7.4.1	Kernschadenzustände der Anlage	310
7.4.2	Containmenttragfähigkeit	311
7.4.3	Containmentbeanspruchungen	312
7.4.4	Unfallablaufanalyse	313
7.4.5	Quelltermanalyse	315
7.4.6	Ergebnisse der Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb	317
7.5	Risiko der Brennelementlagerbecken bei Leistungsbetrieb	319
7.6	Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb	321
7.6.1	Definition und Dauer von Betriebszuständen	321
7.6.2	Zuverlässigkeit von Komponenten	324
7.6.3	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen	324
7.6.4	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien	325
7.6.5	Interne Ereignisse	326
7.6.6	Interne systemübergreifende Ereignisse	328
7.6.7	Externe Ereignisse	329
7.6.8	Ergebnisse der Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb	331
7.7	Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb	332
7.7.1	Kernschadenzustände der Anlage	332
7.7.2	Containmenttragfähigkeit	333
7.7.3	Containmentbeanspruchungen	333
7.7.4	Unfallablaufanalyse	333
7.7.5	Quelltermanalyse	335
7.7.6	Ergebnisse der Stufe-2-PSA für Nichtleistungsbetrieb	336
7.8	Unterschiede zwischen den beiden Blöcken des KKB	337
7.9	Anwendungen der PSA	339
7.10	Zusammenfassende Bewertung	342
<b>8</b>	<b>Notfallschutz</b>	<b>344</b>
8.1	Anlageninterner Notfallschutz	344
8.2	Notfallübungen	346
8.3	Notfallmanagement bei schweren Unfällen	347
<b>9</b>	<b>Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus</b>	<b>350</b>

---

9.1	Sicherheitsebenen orientierte Bewertung	350
9.2	Schutzzielorientierte Bewertung	355
9.3	Forderungen	359
<b>Anhang 1: Abkürzungen</b>		<b>364</b>
<b>Anhang 2: Referenzen</b>		<b>366</b>



# 1 Einleitung

## 1.1 Veranlassung und Randbedingungen

### 1.1.1 Periodische Sicherheitsüberprüfungen

Gemäss Art. 34 Abs. 1 der am 1. Februar 2005 in Kraft getretenen Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11) hat der Inhaber einer Betriebsbewilligung für ein Kernkraftwerk alle 10 Jahre eine umfassende Sicherheitsüberprüfung (Periodische Sicherheitsüberprüfung, PSÜ) durchzuführen.

Die Nordostschweizerische Kraftwerke AG (NOK, heute AXPO Power AG) hat bereits vor dem Inkrafttreten der KEV auf Grundlage der Verfügung des schweizerischen Bundesrats vom 12. Dezember 1994 zur befristeten Betriebsbewilligung für das KKB 2 im Jahr 2002 eine PSÜ durchgeführt.

Das Kernkraftwerk Beznau 1 (KKB 1) erhielt nach der Bewilligung vom 12. Mai 1969 eines Probebetriebs von 3 Monaten Dauer und eines daran anschliessenden Betriebs von maximal 4 Monaten Dauer bereits am 30. Oktober 1970 eine definitive Betriebsbewilligung. Die Betriebsbewilligung des Kernkraftwerks Beznau 2 (KKB 2) wurde jedoch nach der Bewilligung vom 16. Juli 1971 eines Probebetriebs von 3 Monaten Dauer und eines daran anschliessenden Betriebs von maximal 4 Monaten Dauer mehrfach nur befristet verlängert. Mit Gesuch vom 18. Dezember 1991 hatte die NOK einen Antrag auf Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für das KKB 2 gestellt. Der schweizerische Bundesrat hatte in der Verfügung vom 12. Dezember 1994 die Betriebsbewilligung für das KKB 2 weiterhin befristet und um 10 Jahre bis zum 31. Dezember 2004 verlängert. In dieser Verfügung legte er fest, dass die NOK über die Sicherheit der Anlage periodisch zu berichten habe.

Mit Schreiben vom 23. August 1999 legte das Bundesamt für Energie (BFE) die für die PSÜ einzureichenden Unterlagen fest sowie mit Schreiben vom 21. Dezember 2000 den Termin für die Einreichung der Unterlagen. Auf Grundlage der im November 2001 in Kraft getretenen Richtlinie HSK-R-48<sup>145</sup> wurde in Absprache mit der HSK (heute ENSI) im Mai 2001 der Umfang der PSÜ so festgelegt, dass wesentliche Dokumente die Beurteilungen der Gesamtanlage, also beider Blöcke, enthalten. Diese PSÜ wird im Folgenden als PSÜ 2002 bezeichnet. Sie bezog sich auf den Zeitraum vom 1. Januar 1992 bis 31. Dezember 2001. Die HSK nahm im März 2004 im Rahmen ihres Gutachtens zum erneuten Gesuch der NOK vom 17. November 2000 um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung zur PSÜ 2002 Stellung. Der schweizerische Bundesrat erteilte daraufhin mit Verfügung vom 3. Dezember 2004 eine unbefristete Betriebsbewilligung für das KKB 2.

Die mit der vorliegenden sicherheitstechnischen Stellungnahme bewertete **PSÜ 2012** bezieht sich auf den Überprüfungszeitraum **1. Januar 2002 bis 31. Dezember 2011**. Sie enthält wie die PSÜ 2002 Dokumente zur Beurteilung beider Blöcke des KKB. Darüber hinaus ist, wie auf Grundlage der im September 2010 in Kraft getretenen Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> im Rahmen der ENSI-Stellungnahme zum Konzept zur Durchführung der PSÜ 2012 festgelegt, auch das Zwischenlager Beznau (ZWIBEZ) in den Betrachtungsumfang einbezogen worden. Es liegt auf dem Areal des KKB, erhielt aber mit Verfügung des schweizerischen Bundesrats vom 22. Mai 1991 eine eigenständige unbefristete Betriebsbewilligung.

Wie im vorhergehenden PSÜ-Bericht berücksichtigen die Betrachtungen zur Alterungsüberwachung die gesamte Betriebszeit der Anlage beziehungsweise die seit damals wirkenden Alterungsmechanismen. Zusätzlich werden im Kapitel 2.6 wesentliche Entwicklungen nach dem Überprüfungszeitraum betrachtet, insbesondere der Stand der Überprüfung der in der Revisionsabstellung 2015 entdeckten Befunde im Grundmaterial des Reaktordruckbehälters des Blocks 1.

### 1.1.2 Langzeitbetrieb

Im Gutachten zum Gesuch der NOK um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des KKB 2 hatte die HSK die Auflage formuliert, dass die NOK rechtzeitig vor Ablauf der 40-jährigen Betriebsdauer, d. h. bis Ende 2010 die Nachweise zu erbringen hat, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten

Anlageteile auch bei einer verlängerten Betriebsdauer nicht erreicht werden. Andernfalls sind rechtzeitig Nachrüstmassnahmen durchzuführen. In der Sicherheitstechnischen Stellungnahme der HSK zur PSÜ 2002 wurde festgelegt, dass diese Auflage als Pendezenz auch für das KKB 1 gilt, wobei aufgrund der Inbetriebnahme des KKB 1 in 1969 die Nachweise für diesen Block bereits bis zum 30. Juni 2008 zu führen sind. Eine entsprechende Auflage wurde vom schweizerischen Bundesrat in die unbefristete Betriebsbewilligung für das KKB 2 aufgenommen.

Das KKB hat dem ENSI mit Schreiben vom 25. Juni 2008 die geforderten Nachweise für den Langzeitbetrieb der beiden Blöcke eingereicht. Das Prüfergebnis des ENSI wurde mit der Sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau Block 1 und Block 2 vom 30. November 2010 publiziert. Darin stellt das ENSI fest, dass keine sicherheitstechnischen Einwände gegen einen Betrieb beider Blöcke des KKB über 40 Jahre hinaus bestehen. Auf der Basis des Kenntnisstandes zum Zeitpunkt der Stellungnahme werden die in der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken<sup>1</sup> – im Folgenden „Ausserbetriebnahmeverordnung“ genannt – festgelegten Ausserbetriebnahmekriterien in den darauf folgenden 10 Betriebsjahren weder im Block 1 noch im Block 2 des KKB erreicht.

Im Oktober 2014 löste die Richtlinie ENSI-A03<sup>2</sup> „Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken“ die Richtlinie HSK-R-48<sup>145</sup> ab, auf deren Grundlage das KKB die PSÜ 2012 erstellt hatte. Die neue Richtlinie fordert nunmehr, im Rahmen der PSÜ einen Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb zu führen und den Nachweis nach spätestens 10 Jahren zu aktualisieren. Das KKB hat im Rahmen der PSÜ 2012 einige der 2008 eingereichten Nachweise aktualisiert. Dies deckt jedoch nicht alle Aspekte des in der Richtlinie ENSI-A03<sup>2</sup> geforderten Umfangs ab. Auch wenn diese Richtlinie erst nach dem Überprüfungszeitraum der PSÜ 2012 in Kraft gesetzt worden ist, hält das ENSI eine umfassende Aktualisierung des Langzeitbetriebsnachweises nach spätestens 10 Jahren für notwendig. Daher ergibt sich folgende Forderung:

### **Forderung 1.1-1**

*Bis zum 30. Juni 2018 ist der Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb entsprechend den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A03<sup>2</sup> zu aktualisieren und zu bewerten.*

## **1.2 Eingereichte Dokumente**

Das KKB reichte dem ENSI mit Brief vom 21. Dezember 2012<sup>3</sup> den ersten Teil der Dokumentation der PSÜ 2012 fristgerecht ein. Dieser Teil umfasst folgende Unterlagen:

- Sicherheitskonzept: Dokumente TM-513-V 11001<sup>4</sup>, TM-513-V 12003<sup>5</sup>, SB1 KKB-1<sup>6</sup> und SB2 KKB-2<sup>7</sup>
- Betriebserfahrung: Dokumente TM-513-V 11002 bis TM-513-V 11010<sup>8</sup>, TM-513-V 12001<sup>9</sup> und TM-513-V 12002<sup>10</sup>
- Systembewertungen: Dokumente TM-513-V 11011 bis TM-513-V 11057<sup>11</sup>
- Teile der DSSA: Dokumente TM-511-RA11011 bis TM-511-RA11014<sup>12</sup>, TM-511-RA12046<sup>13</sup>, und PEPA-G/2011/de/0100<sup>14</sup>
- Teile der PSA: Dokumente AN-511-RN07001<sup>15</sup>, KKB511D0127<sup>16</sup>, TM-511-RN10027<sup>17</sup> und TM-511-RN12045<sup>18</sup>
- Notfallvorsorge: Dokument TM-513-V 11058<sup>19</sup>
- Zwischenlager: Dokument TM-511-V 11062<sup>20</sup>
- Gesamtbewertung: Dokumente TM-513-V 11059<sup>21</sup>, TM-513-V 11060<sup>22</sup> und TM-513-MP12062<sup>23</sup>

Entsprechend der im 2011 vom KKB beantragten und vom ENSI gewährten Fristerstreckung reichte das KKB dem ENSI mit Briefen vom 20. Dezember 2013 und vom 21. Dezember 2013 den zweiten Teil der Dokumentation der PSÜ 2012 ein. Dieser Teil umfasst folgende Unterlagen:

- DSSA: Dokument TM-511-RA10031<sup>24</sup>, diverse Dokumente zu technischen Störfallanalysen<sup>25</sup> und zu radiologischen Störfallanalysen<sup>26</sup>
- PSA Level 1 und Level 2<sup>27</sup> und PSA-Dokument TM-511-RN13113<sup>28</sup>

Im Rahmen der Grobprüfung hat das ENSI eine Reihe von Nachforderungen gestellt. Die wichtigsten der aufgrund von Nachforderungen nachgereichten Unterlagen sind in den nachfolgenden Kapiteln erwähnt.

### **1.3 Beurteilungsgrundlagen**

Als Beurteilungsgrundlagen gelten die schweizerischen Gesetze und Verordnungen, die ENSI-Richtlinien sowie eine Reihe bezeichneter Grundlagen, namentlich internationale Normen. Die für das einzelne Sachgebiet angewandten Beurteilungsgrundlagen sind in den nachfolgenden Kapiteln jeweils detailliert aufgeführt.

### **1.4 Aufbau der Stellungnahme**

In Anlehnung an Art. 34 Abs. 2 KEV und die Richtlinie HSK-R-48<sup>145</sup> ist diese Stellungnahme in folgende Kapitel strukturiert:

- Kapitel 2: Übersicht über die Anlage
- Kapitel 3: Organisation und Personal
- Kapitel 4: Betriebsführung und Betriebsverhalten
- Kapitel 5: Sicherheitsrelevante Anlageteile
- Kapitel 6: Schutz der Anlage gegen Auslegungsstörfälle
- Kapitel 7: Schutz der Anlage gegen auslegungsüberschreitende Störfälle
- Kapitel 8: Notfallschutz
- Kapitel 9: Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus

Die Stellungnahme enthält überdies 2 Anhänge mit Abkürzungen und Referenzen.

## 2 Übersicht über die Anlage

### 2.1 Standort

#### 2.1.1 Einwirkungen von Industrieanlagen und Transportwegen in der näheren Umgebung

##### Angaben des KKB<sup>29</sup>

Das KKB bezieht sich bei der Beurteilung des Gefährdungspotentials, welches von den benachbarten Industriebetrieben, der Erdgastransitleitung und dem Transport gefährlicher Güter ausgeht, auf die Untersuchungen zum Ersatzkernkraftwerk Beznau (EKKB)<sup>30</sup> und die Beurteilung des ENSI zum Rahmenbewilligungsgesuch des EKKB im Jahre 2010. Seit diesem Zeitraum haben sich keine neueren Erkenntnisse ergeben.

Eine Gefährdung des KKB durch Industrieanlagen kann ausgeschlossen werden, da diese einen grossen Abstand zum Kraftwerksareal haben.

Eine Erdgashochdruckleitung, die das Netz der Erdgas Ostschweiz AG in Winterthur mit der Transitgasleitung Niederlande-Italien verbindet, verläuft südöstlich des Kernkraftwerks Beznau. Die Erdgasleitung ist mindestens 1,2 m tief unter der Erdoberfläche verlegt und hat einen minimalen Abstand zum Kernkraftwerk Beznau von ungefähr 1,3 km. Eine Gefahr für das Kernkraftwerk ist auf Grund dieser Entfernung ausgeschlossen. Das KKB identifiziert keine weiteren Gefährdungspotenziale durch Verkehrs- und Transportwege.

Mit Bezug auf die für die Probabilistische Sicherheitsanalyse hergeleiteten Absturzhäufigkeiten schätzt das KKB das Risiko für einen Absturz eines Luftverkehrsfahrzeuges auf das Betriebsgelände als sehr gering ein.

##### Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die Einwirkungen von Industrieanlagen und Transportwegen in der näheren Umgebung bei der Beurteilung des Rahmenbewilligungsgesuches für das EKKB im Jahre 2010 detailliert überprüft. Die Überprüfung durch das ENSI<sup>31</sup> hat gezeigt, dass weder Verkehrswege noch Industrieanlagen in der Umgebung des Standorts vorhanden sind, die zu einer unzulässigen Gefährdung führen. Die Distanzen solcher Anlagen sind gross genug, um eine relevante Beeinträchtigung der Sicherheit ausschliessen zu können. Diese Beurteilung ist aufgrund des Standorts übertragbar auf das KKB. Weiterhin ist es für das ENSI nachvollziehbar, dass sich seit dem Jahr 2010 keine neueren Erkenntnisse bezüglich der genannten Einwirkungen aus Industrieanlagen und Transportwegen ergeben haben.

Zum Luftverkehr sei auf die Kapitel 6.2.10.2, 6.4 und 7.3.6.5 verwiesen.

#### 2.1.2 Änderungen bezüglich Bevölkerungsverteilung und Notfallschutz-Vorsorgemassnahmen am Standort des KKB

##### Angaben des KKB

Gemäss den Angaben des KKB<sup>32</sup> erfolgte über die letzten 30 Jahre ein kontinuierliches Wachstum der Bevölkerung in der Standortumgebung.

##### Beurteilung des ENSI

Die Darstellung und Beurteilung der Bevölkerungsverteilung um den Standort dient in erster Linie der Beurteilung der Machbarkeit von Notfallschutzmassnahmen. Den Aussagen des KKB zum Bevölkerungswachstum<sup>32</sup> liegt eine Aussage zur Machbarkeit von Schutzmassnahmen nicht bei. Das ENSI hat die Bevölkerungsverteilung in der näheren Umgebung des Standortes KKB im Rahmen der Beurteilung des Rahmenbewilligungsgesuchs des EKKB mit folgendem Ergebnis<sup>31</sup> geprüft:

*„Hinsichtlich der Vorsorge zu den im Dosismassnahmenkonzept der VEOR<sup>33</sup> genannten Schutzmassnahmen kann in der Schweiz und insbesondere im Kanton Aargau ... auf eine seit langer Zeit etablierte Vorsorge in der Umgebung des Standorts Beznau zurückgegriffen werden. Sie entspricht den Anforderungen der NFSVO<sup>35</sup>, der VEOR<sup>33</sup> und des Notfallschutzkonzepts der KomABC<sup>34</sup> und umfasst insbesondere bestehende*

*Schutzeinrichtungen, Vorkehrungen für die Warnung und Alarmierung der Behörden und der Bevölkerung sowie Vorverteilung von Iodtabletten in den bestehenden Zonen 1 und 2.“*

Ferner heisst es in dem genannten Gutachten<sup>31</sup>: „Das ENSI bestätigt die Schlussfolgerung des Gesuchstellers, wonach aufgrund der bereits für den Standort KKB bestehenden Vorkehrungen und Einrichtungen des Notfallschutzes, der moderaten Bevölkerungsdichte sowie der Verfügbarkeit möglicher Evakuationsrouten für die allfällige Umsetzung einer vorsorglichen Evakuierung keine nachteiligen Faktoren hinsichtlich der Planung und Durchführung von Massnahmen zum Schutz der Bevölkerung vorhanden sind. Dies gilt auch unter Berücksichtigung der zukünftigen Bevölkerungsverteilung und -entwicklung.“

Diese Beurteilung ist nach wie vor gültig.

Die Notfallschutzvorsorgemassnahmen sind Gegenstand von Kapitel 8. Die Planung einer vorsorglichen Evakuierung bzw. die Erstellung eines entsprechenden Konzepts nach Vorgaben des Bundesamtes für Bevölkerung (BABS) obliegt gemäss Notfallschutzverordnung<sup>35</sup> den Kantonen der Zonen 1 und 2.

### **2.1.3 Neue Erkenntnisse bezüglich meteorologischen Bedingungen**

#### **Angaben des KKB**

Zur Abklärung der meteorologischen Verhältnisse am Standort und in der Umgebung des Kernkraftwerks Beznau wurde eine umfangreiche meteorologische Messkampagne durchgeführt. Die ausgewerteten Resultate dieser Kampagne werden bei der rechnerischen Ermittlung der Strahlungsdosen in der Umgebung während des Normalbetriebs und nach Störfällen verwendet. Hierfür sind Kenntnisse über die Windverhältnisse von Bedeutung, insbesondere über den Geschwindigkeitsvektor und die Turbulenz sowie über die thermische Stabilität, die vom vertikalen Temperaturgradienten bestimmt wird. Die gleichzeitig durchgeführten Messungen der Lufttemperatur, der Luftfeuchtigkeit und der Niederschlagsmenge vervollständigen im Weiteren das allgemeine Klimabild.

Die für den Standort relevanten meteorologischen Daten wurden für das Rahmenbewilligungsgesuch des Ersatzkernkraftwerkes EKKB<sup>30</sup> erneut eingehend untersucht. Zusammenfassend entsprechen die meteorologischen Bedingungen am Standort typischen mitteleuropäischen Verhältnissen. Im Rahmen des Aktionsplans Fukushima<sup>36</sup> wurden weitere extremwertstatistische Auswertungen zur Bestimmung der 10'000-jährlichen Gefährdungen durch extreme Wetterbedingungen durchgeführt.

#### **Beurteilung des ENSI**

Die Aussagen des KKB zur Meteorologie im Sicherheitsbericht sind nachvollziehbar und als Grundlage für die Ermittlung der Strahlungsdosen geeignet. In seiner Stellungnahme<sup>37</sup> zu den neu durchgeführten Analysen extremer Wetterbedingungen kam das ENSI zum Schluss, dass weitere Abklärungen bezüglich Wind und extremen Lufttemperaturen notwendig sind. Für den Nachweis des ausreichenden Schutzes gegen die entsprechenden 10'000-jährlichen Gefährdungen legte das ENSI vorläufig die anzunehmenden Werte fest. Die vom KKB eingereichten Nachweise wurden im Rahmen des Aktionsplans Fukushima<sup>36</sup> geprüft. Das KKB konnte dabei einen ausreichenden Schutz insbesondere der Notstandssysteme und der im Rahmen des Projekts AUTANOVE (vgl. Kapitel 2.5) nachgerüsteten Systeme gegen Extremwetterbedingungen aufzeigen. Aus der ENSI-Überprüfung ergaben sich fünf Forderungen<sup>38</sup> zur Optimierung der Betriebsdokumentation und zu weiteren Untersuchungen, welche auf eine genauere Quantifizierung bzw. Erhöhung der Sicherheitsmargen zielen.

### **2.1.4 Neue Erkenntnisse bezüglich Hydrologie**

#### **Angaben des KKB**

In den Sicherheitsberichten des KKB ist dargelegt, dass die Anlage gegen Überflutungen bis zu einer Flutkote von 328,65 m ü. M. ausgelegt ist. Diese Auslegung basiert auf einer Flutwellenberechnung aus dem Jahr 1968

für den plötzlichen Wegfall aller Wehrschütze des Kraftwerks Rapperswil-Auenstein. Die entsprechende Berechnung weist eine Überflutungsgrenze auf dem Areal des KKB von 328,61 m ü. M. aus, was einer Überflutung des Areals von 1,61 m entspricht.

Von 2008 bis 2011 wurde eine neue Hochwassergefährdungskurve für die Aare am Standort Beznau entwickelt. Auf dieser Basis gibt das KKB in den Sicherheitsberichten eine Beziehung zwischen maximal auftretender Abflussmenge und Wiederkehrperiode von Hochwassern an und leitet den Spitzenabfluss eines 10'000-jährlichen Hochwassers ab. Untersuchungen in diesem Zusammenhang zeigen, dass die Flutwelle beim Wegfall von Stauhaltungen stromaufwärts im Vergleich zum 10'000-jährlichen Hochwasser weniger hohe Spitzenabflüsse ergibt. Nunmehr ist dieses Hochwasser mit einem Abfluss von 4200 m<sup>3</sup>/s für Überflutungen massgebend. Es bewirkt ein maximales Wasserniveau bis Kote 327,37 m ü. M.. Neuere Analysen zeigen, dass ein 10'000-jährliches Hochwasser eine Überflutungshöhe von maximal 0,6 - 0,8 m auf dem Anlagengelände bewirkt, ansonsten bis ca. 0,37 m an Gebäudekanten. Im ungünstigsten Fall kommt es zu einer lokalen Überflutungshöhe von 1,0 m.

Im Rahmen der Überprüfung der Sicherheitsmargen gegen Hochwasser hatte das KKB Verbesserungspotenzial festgestellt, durch das die Überflutungssicherheit der Notstandssysteme signifikant erhöht würde. Die entsprechenden Verbesserungen sind inzwischen realisiert worden.

### **Beurteilung des ENSI**

Die Angaben zur Hochwassersicherheit des KKB in den beiden Sicherheitsberichten sind nachvollziehbar. Das ENSI kann bestätigen, dass entsprechend den aktuell vorliegenden Untersuchungen zur Hochwassergefährdung des KKB bei einem 10'000-jährlichen Hochwasser die Auslegungsfluthöhe von 1,65 m über Anlagenniveau nicht überschritten wird. Darüber hinaus hat das KKB die Überflutungssicherheit der Anlage seit Einreichen der PSÜ 2012 durch gezielte Optimierungen auf mehrere Meter über Anlagenniveau gesteigert.

## **2.1.5 Neue Erkenntnisse bezüglich Geologie und Seismizität**

### **Angaben des KKB**

In den Sicherheitsberichten des KKB ist auf Basis der Kenntnisse zur Bauzeit des KKB dargelegt, dass das Schichtpaket des Tafeljuras im unteren Aaretal zwar relativ einheitlich flach gegen Südosten einfällt, doch an Brüchen versetzt und gebietsweise in flache Falten gelegt ist. Das markanteste Element ist die Mandacher Störung, welche im Gebiet des Stauwehres Beznau von Westen ins untere Aaretal streicht. Der Versetzungsbetrag muss beim Wehr auf ca. 80 - 100 m geschätzt werden. Diese Störung gliedert sich in mindestens drei Teiläste auf. Die Aufspaltung könnte bedeuten, dass die Störung in diesem Gebiet endet. Jedenfalls ist auf der rechten Seite des Aaretals keine Fortsetzung dieser sonst sehr deutlich erkennbaren Struktur bekannt. Die Sicherheitsberichte verweisen darauf, dass seit dem Bau des KKB die Kenntnisse hinsichtlich der geologischen Verhältnisse des Standorts unter anderem auf Grund von Bohrungen der Nagra erweitert wurden.

Die Sicherheitsberichte halten weiterhin fest, dass die Annahmen zur Festlegung der heute gültigen Erdbebenauslegung für Block 1 und Block 2 den „Erdbeben-Risikokarten der Schweiz“ vom September 1977 entsprechen. Die PSÜ-Unterlagen zu Standortfaktoren<sup>9</sup> ergänzen, dass ursprünglich auf der Felsoberfläche eine maximale Horizontalbeschleunigung von 0,12 g und eine maximale vertikale Beschleunigung von 0,08 g als Sicherheitserdbeben festgelegt worden war. Aufgrund einer Überprüfung der Annahmen der seismischen Gefährdungsanalysen wurde das Sicherheitserdbeben neu mit einer maximalen Horizontalbeschleunigung von 0,15 g und einer maximalen vertikalen Beschleunigung von 0,10 g definiert. Auf dieser Basis wurden die Anfang der 1990er-Jahre errichteten Notstandssysteme ausgelegt und einige bestehende Anlagenteile requalifiziert. Mit der „Probabilistischen Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz“ (PEGASOS) wurde in den Jahren 2001 - 2004 eine grössere Erdbebengefährdung ermittelt, die eine hohe Unsicherheitsstrebene aufwies. Zur Verfeinerung der PEGASOS-Studie wurde im Jahr 2009 das „PEGASOS Refinement Project“ (PRP) gestartet. Aufgrund der Ereignisse in Fukushima und einer darauf folgenden Verfügung des ENSI wurde die Erdbebengefährdung neu, basierend auf einem Zwischenstand des PRP vom Frühjahr 2011

bestimmt. Die maximalen Horizontalbeschleunigung für ein 10'000-jährliches Erdbeben liegt gemäss dieser Neubestimmung bei ca. 0,35 g.

In einem Ende 2014 ergänzten Kapitel<sup>39</sup> der Sicherheitsberichte werden mögliche Erdbeben-Folgeeffekte diskutiert. Die totalen Wahrscheinlichkeiten für Bodenverflüssigungen liegen unterhalb  $10^{-6}$  pro Jahr. Gleiches gilt für die Wahrscheinlichkeit von seismisch induzierten Setzungen in der Grössenordnung von wenigen Zentimetern. Erdbeben wurden bisher nicht explizit untersucht, da sie im Rahmen der PSA ausgeschlossen wurden. Für den Kanton Aargau lagen bis 2014 keine Gefährdungskarten für Rutschprozesse vor. Theoretisch besteht die Möglichkeit von Hangrutschungen im Bereich des Westufers der Aare. Aufgrund der Entfernungen zu diesem Hang mit dem dazwischenliegenden Fluss (120 m bis 140 m) und der erhöhten Lage der Insel (ca. +4 m bis +5 m) und dem davorliegenden Maschinenbaus kann eine direkte Einwirkung einer Hangrutschung auf sicherheitsrelevante Gebäude ausgeschlossen werden. Eine Hangrutschung auf der Ostseite des Oberwasserkanals ist aufgrund der geringen Hangneigung ausgeschlossen.

### **Beurteilung des ENSI**

Das Potenzial zu neotektonischer Aktivität entlang der Mandacher Überschiebung ist seitens ENSI bereits im Zusammenhang mit dem eingereichten Gesuch für ein Ersatzkernkraftwerk in der Beznau beurteilt worden<sup>31</sup>. Seither sind seitens der Nagra diverse neue seismische Linien erhoben und alte seismische Linien neu prozessiert worden<sup>40</sup>. Das ENSI stellt fest, dass damit ein sehr detaillierter Datensatz vorliegt, der auch die aktuell verfügbaren technischen und wissenschaftlichen Möglichkeiten der Auflösung von Strukturen im Untergrund und an der Oberfläche umfassend darstellt. Aufgrund dieser Resultate wird seitens Nagra die Möglichkeit diskutiert, dass sich die Mandacher Überschiebung in der Unterendiger Störung fortsetzt, aber von auf- zu abschiebend ihren Bewegungssinn ändert. Diese Möglichkeit kann zurzeit nicht weiter verifiziert werden. Mit einer solchen Verbindung würde sich zwar die Länge der Struktur vergrössern, deren seismisches Potenzial wird aber ENSI-seitig für unbedeutend angesehen, da die Struktur zu flach liegt, um im vorhandenen Spannungsfeld mechanisch reaktiviert zu werden. Die heute vorliegenden Störungssegmente haben nicht die Dimension zur Generierung starker Erdbeben. Das ENSI kommt auf der Basis eines Stillwasserhorizontes, der am Aareufer horizontal durch die Niederterrassenschotter durchzieht<sup>31</sup>, zum Schluss, dass entlang des südlichsten Asts der Mandacher Überschiebung in den letzten 20'000 Jahren keine Bewegungen stattgefunden haben.

Im Rahmen des Projekts PEGASOS sind die regionalen geologischen Strukturen beurteilt und ihre Bedeutung für die seismische Gefährdung diskutiert worden<sup>41</sup>. Das ENSI hat die Ergebnisse des PEGASOS-Projekts als gute Grundlage für die Analyse von Erdbeben und deren Störfallauswirkungen bewertet<sup>42</sup>.

Aufgrund der Ereignisse in Fukushima hat das ENSI am 18. März 2011<sup>43</sup> unter anderem verfügt, dass die Auslegung der Kernkraftwerke in der Schweiz bezüglich Erdbeben unverzüglich erneut zu überprüfen ist. In einer zweiten Verfügung vom 1. April 2011<sup>44</sup> hat das ENSI die Randbedingungen für die Überprüfung festgelegt. Demnach waren die seismischen Gefährdungsannahmen auf der Grundlage des neuen Erdbebenkataloges des Schweizerischen Erdbebendienstes und der im Rahmen des Projekts PRP erhobenen Standortdaten neu zu ermitteln. Diese auf dem damals aktuellen Stand von PRP basierenden Erdbebengefährdungsannahmen werden im Folgenden als PRP Intermediate Hazard (PRP-IH) bezeichnet. In der Stellungnahme<sup>45</sup> zur vom KKB eingereichten Dokumentation kommt das ENSI zum Schluss, dass die Kernkühlung und die Kühlung der Brennelementlagerbecken unter Einwirkung eines 10'000-jährlichen Erdbebens und der Kombination von Erdbeben und erdbebenbedingtem Hochwasser einzelfehlersicher gewährleistet bleiben. Die Dosislimite von 100 mSv wird bei diesen Störfällen eingehalten.

In der Verfügung vom 1. April 2011 ist festgelegt, dass die Erdbebenfestigkeitsnachweise nach Abschluss der ENSI-Überprüfung der Ergebnisse des Projekts PRP zu aktualisieren sind und der deterministische Nachweis zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens (nochmal) zu erbringen ist. Zwischenzeitlich ist die Überprüfung abgeschlossen. Mit Verfügung vom 26. Mai 2016<sup>46</sup> wurden neue Erdbebengefährdungsannahmen (als ENSI-2015 bezeichnet) sowie Randbedingungen und Termine für die zu erbringenden Sicherheitsnachweise festgelegt.

Das ENSI begrüsst die Angaben bezüglich möglicher Erdbeben-Folgeeffekte. Die Herleitung der Wahrscheinlichkeiten zur Bodenverflüssigung oder Setzung entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die daraus resultierenden geringen Eintretenshäufigkeiten für das Auftreten von Bodenverflüssigung und Setzung sind aus Sicht des ENSI plausibel. Die Angaben zu Hanginstabilitäten sind jedoch wenig nachvollziehbar. Die Schlussfolgerungen der groben Betrachtung der Gefährdung der Kraftwerkgebäude durch den Hang am westlichen Ufer der Aare und östlich des Oberwasserkanals sind plausibel, jedoch weder detailliert genug noch nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik ausgeführt. Das ENSI verweist für seine Beurteilung auf die Angaben aus dem Rahmenbewilligungsgesuch EKKB<sup>30</sup>. Dort wird darauf hingewiesen, dass der westliche Prallhang 1966 in Bewegung war, er aber 2008 keine Zeichen von Instabilitäten aufwies. Aufgrund der fortschreitenden Flusserosion, der Hangneigung von bis 30° und den im Hang vorhandenen Lockergesteinen ist auch künftig damit zu rechnen, dass der Hang sich verändert und sich Hanginstabilitäten ausbilden können. Das ENSI erhebt daher folgende Forderung:

#### **Forderung 2.1-1**

*Das KKB hat bis zum 15. Dezember 2017 für den Hang westlich der Beznau mit Hangneigungen bis 30° eine aktuelle Hanganalyse einzureichen, die auch die Möglichkeit eines Rückstaus bzw. einer Umleitung der Aare und damit einer potentiellen Überflutung des Kraftwerkgeländes berücksichtigt.*

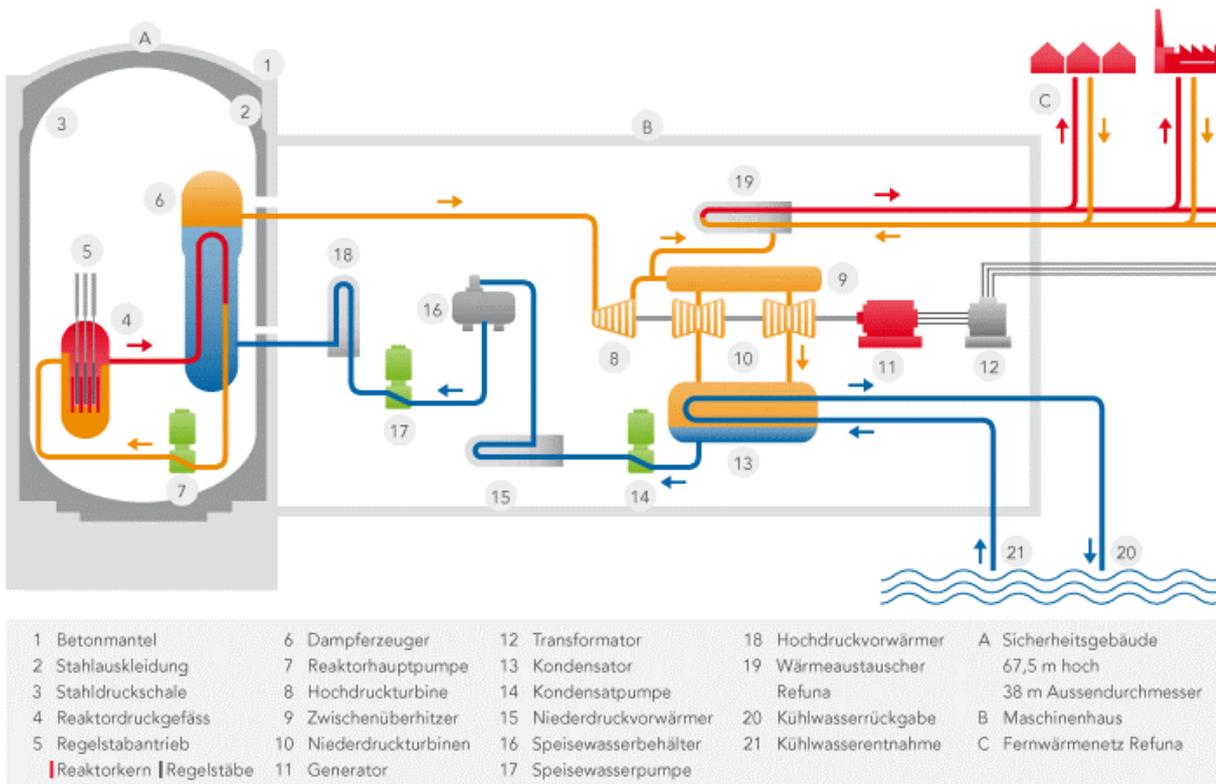
## **2.2 Anlagentyp und Sicherheitskonzept**

### **2.2.1 Grundsätzlicher Aufbau des KKB**

Bei den beiden Kraftwerksblöcken des KKB handelt es sich um Druckwasserreaktoren des Herstellers Westinghouse mit einer bewilligten thermischen Reaktorleistung von 1130 MW je Block.

In einem Druckwasserreaktor wird die durch Kernspaltungen im Reaktorkern erzeugte Wärme mittels eines geschlossenen Reaktorkühlsystems (Primärkreislauf), das aus dem Reaktordruckbehälter, den Kühlkreisläufen, den Reaktorhauptpumpen und den Rohrseiten der Dampferzeuger besteht, über die Dampferzeuger an den Speisewasser-Dampfkreislauf (Sekundärkreislauf) übertragen. Der auf den Sekundärseiten der Dampferzeuger erzeugte Dampf wird den Turbinengeneratoren, welche die thermische in elektrische Energie umwandeln, zugeführt, dann in den Kondensatoren verflüssigt und schlussendlich als Speisewasser in die Dampferzeuger zurückgegeben. Durch einen an den Primärkreislauf angeschlossenen elektrisch beheizten Druckhalter wird dem Primärkreislauf ein so hoher Druck aufgeprägt, dass ein Sieden des Primärwassers verhindert wird. Der Primärkreislauf ist durch die Dampferzeugerheizrohre vom Sekundärkreislauf getrennt, sodass eine Vermischung von Primär- und Sekundärwasser und damit auch ein Übertrag von radioaktiven Stoffen aus dem Primär- in den Sekundärkreislauf ausgeschlossen sind.

Die beiden Blöcke des KKB sind weitgehend identisch aufgebaut und bis auf die gemeinsam genutzten Wärmenetzen Fluss und Brunnen vollständig unabhängig voneinander. Unterschiede werden, sofern sie für die Beurteilung relevant sind, in der vorliegenden Stellungnahme in den betroffenen Kapiteln kurz erläutert und bewertet. Der prinzipielle Aufbau der beiden Blöcke ist in Abbildung 2.2-1 dargestellt. Zur Energiegewinnung stehen in jedem Block des KKB primärseitig zwei Reaktorkühlkreisläufe und sekundärseitig zwei Turbinengenerator-Gruppen zur Verfügung, die jeweils aus einer Hochdruck-, zwei Niederdruckturbinen und einem über die Welle fest verbundenen Generator bestehen. Durch Wärmeauskopplung aus dem Sekundärkreislauf bei der Blöcke wird auch die Regionale Fernwärme unteres Aaretal versorgt.



Quelle: Axpo

### Abbildung 2.2-1: Prinzipdarstellung des KKB

Das Sicherheitsgebäude, das aus der Stahldruckschale (Primärcontainment) und der Sicherheitsgebäudehülle (Sekundärcontainment) besteht, enthält neben dem Primärkreislauf nur wenige sicherheitstechnisch wichtige Ausrüstungen. Es bildet zusammen mit den Containment-Hilfssystemen das Containmentsystem, das im Normalbetrieb und bei Störfällen die Freisetzung von radioaktiven Stoffen unterhalb der zulässigen Grenzwerte hält. Das Sicherheitsgebäude ist von den Nebengebäuden (fünf bautechnisch unabhängigen, durch Gebäudefugen getrennte Bauten) und dem Notstandgebäude umgeben. In den Nebengebäuden sind ausser den Systemen, die vorwiegend der Energieerzeugung dienen und als Betriebssysteme bezeichnet werden, die Brennelement-Lagerbecken und weitere zur Störfallbeherrschung benötigte Systeme untergebracht. Im Notstandgebäude sind die Anfang der neunziger Jahre nachgerüsteten, speziell geschützten Sicherheitssysteme untergebracht. Unmittelbar an die Nebengebäudeteile, in denen sich der Hauptkommandoraum, die Leit- und Elektrotechnikräume und die Frischdampf-Abblasestation befinden, grenzt das Maschinenhaus an. In diesem befinden sich grosse Teile des Sekundärkreislaufs sowie die Turbinengenerator-Gruppen. Verschiedene Gebäude auf dem Kraftwerksareal sind nicht an diesen Gebäudekomplex angebunden, wie zum Beispiel die Kühlwassereinläufe der beiden Blöcke und das Gebäude für die beiden Borwasser-Vorrattanks (BOTA) mit dem angrenzenden Notspeisewassergebäude. Weitere separat angeordnete Gebäude wie das Zwischenlager Beznau (ZWIBEZ) dienen der Lagerung von schwach- oder hochaktiven Abfällen oder haben wie das Bürogebäude keine sicherheitstechnische Bedeutung.

#### 2.2.2 Das Sicherheitskonzept des KKB

##### Barrierenprinzip

Das Barrierenprinzip von Druckwasserreaktoren westlicher Bauart besteht aus einer Abfolge physikalischer Barrieren zum Einschluss der im Nuklearbrennstoff vorhandenen radioaktiven Stoffe. Eine erste Barriere bildet der Brennstoff, in dem feste Spaltprodukte im Kristallgitter des Brennstoffs eingeschlossen werden. Als nächste Barriere wirken die Hüllrohre der Brennstäbe, welche die im Brennstoff enthaltenen Spaltprodukte wie

auch die gasförmigen Spaltprodukte einschliessen. Eine dritte Barriere bilden die Wandungen des Reaktor-Kühlkreislaufs, in denen das Primärkühlmittel vollständig eingeschlossen ist. Der Reaktor-Kühlkreislauf wiederum wird vollständig vom Primärcontainment als vierte Barriere umschlossen. Die Integrität der Barrieren wird in Kapitel 4.6.2 behandelt.

Darüber hinaus erfüllen Betonstrukturen ebenfalls Barrierefunktionen: Die massiven Betonstrukturen, die den Reaktordruckbehälter und die Dampferzeuger umgeben, schirmen Gammastrahlung ab, und das Sekundärcontainment aus dickem Stahlbeton schützt sowohl gegen Einwirkungen von aussen als auch (zusammen mit dem Ringraum-Rückpumpsystem, das zwischen Primär- und Sekundärcontainment Unterdruck hält) vor Leckagen in die Umgebung.

#### *Prinzip der gestaffelten Sicherheitsvorsorge*

Die Strategie des Prinzips der gestaffelten Sicherheitsvorsorge beruht darauf, mit erster Priorität die Störfallverhinderung anzustreben. Tritt dennoch ein Störfall ein, soll dieser beherrscht werden oder wenigstens seine Ausweitung und seine Auswirkungen begrenzt werden. Ausgehend davon werden fünf Sicherheitsebenen definiert und einem Betriebszustand des Kernkraftwerks zugeordnet, von der Sicherheitsebene 1 "Normalbetrieb" bis zur Sicherheitsebene 5 "Auslegungsüberschreitender Störfall mit externen Notfallschutzmassnahmen". Auf jeder Sicherheitsebene müssen ausreichende Vorkehrungen getroffen werden, um zu verhindern, dass die nächsthöhere Sicherheitsebene erreicht wird. Sollte dennoch eine Sicherheitsebene versagen, wird die nächsthöhere Sicherheitsebene wirksam. Der Ausfall einer einzelnen Barriere darf nicht dazu führen, dass eine nachfolgende Barriere versagt. Ebenso darf infolge des Auftretens eines Einzelfehlers die gestaffelte Sicherheitsvorsorge nicht unwirksam werden. Deshalb müssen die einzelnen Sicherheitsebenen weitgehend voneinander unabhängig sein.

Massnahmen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 dienen der Vermeidung und Beherrschung von Störfällen, welche die Integrität der oben genannten Barrieren gefährden. Damit wird verhindert, dass radioaktive Stoffe in einem gefährdenden Umfang freigesetzt werden. Mit den Massnahmen der Sicherheitsebene 4 soll verhindert werden, dass ein auslegungsüberschreitender Anlagenzustand zu einem Kernschaden führt (präventiver Notfallschutz), oder es soll im Falle eines Kernschadens die Freisetzung radioaktiver Stoffe begrenzt werden (mitigativer Notfallschutz).

#### *Sicherheitsebene 1*

Auf der Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) gewährleisten die Betriebssysteme die Kritikalitätssicherheit, die Kühlung der Brennelemente und letztendlich den Erhalt der Barrieren. An diese Systeme wurden hohe Anforderungen bezüglich Herstellungsqualität und Werkstoffauswahl gestellt. Die Betriebssysteme sind so ausgelegt und werden anhand von Betriebsvorschriften so betrieben, dass eine Abweichung vom Normalbetrieb möglichst verhindert wird. Die Betriebsvorschriften werden insbesondere im Kapitel 3.5 behandelt. Die Zuverlässigkeit wichtiger Systeme wird in den Kapiteln 4 und 5 betrachtet.

Weitere Schutzmassnahmen der Sicherheitsebene 1 dienen der Begrenzung der Strahlenexposition, wie z. B. die Kühlmittelreinigung zur Minimierung der Aktivierung und Reduktion des Radioaktivitätsinventars sowie die Optimierung strahlungsrelevanter Tätigkeiten. Eine Bewertung dieser Massnahmen erfolgt insbesondere in den Kapiteln 4.5 und 4.6.

#### *Sicherheitsebene 2*

Für den Fall einer Abweichung vom Normalbetrieb verfügt das KKB über Überwachungseinrichtungen, Störungsmeldungen, Begrenzungen und Verriegelungen, mit deren Hilfe solche Abweichungen erkannt sowie durch automatische Eingriffe und Gegenmassnahmen abgefangen werden (Massnahmen der Sicherheitsebene 2). So kann der Leistungsbetrieb z. B. bei einer plötzlichen Leistungsreduktion, bei einem Lastabwurf auf Eigenbedarf (Inselbetrieb) oder bei Schnellschluss einer der beiden Turbinen – ggfs. unter eingeschränkten Bedingungen – fortgeführt werden. Darüber hinaus gibt es Überwachungssysteme, insbesondere zur Le-

ckage- und Aktivitätsüberwachung, die dem Betriebspersonal den Verlust der Integrität einer Barriere anzeigen und dadurch ein frühzeitiges Eingreifen ermöglichen. Die Zuverlässigkeit der Begrenzungs- und Überwachungssysteme im KKB wird insbesondere in den Kapiteln 5.5 und 5.6 bewertet.

Zur Sicherheitsebene 2 gehören aber auch weitere Massnahmen, um Fehler zu erkennen, etwa im operativen Strahlenschutz. Ein Beispiel sind die Austrittsmonitore, welche beim Verlassen der kontrollierten Zone Personenkontaminationen anzeigen.

### *Sicherheitsebene 3*

Bei einem Störfall werden über die Sicherheitsleittechnik Sicherheitssysteme angefordert, mit denen die Anlage in einen sicheren Zustand überführt wird (Massnahmen der Sicherheitsebene 3). Entweder haben in diesem Fall die Begrenzungssysteme versagt oder das den Störfall auslösende Ereignis führte zu einer direkten Überschreitung von Grenzwerten und damit zur automatischen Anregung der Sicherheitssysteme. Die Sicherheitssysteme zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen sind im KKB den zwei ursprünglichen Sicherheitssträngen der Originalauslegung und dem nach heutigen Anforderungen qualifizierten, gebunkerten Notstandsystem als dritten, diversitären Strang zugeordnet. Mit dem Projekt AUTANOVE (vgl. Kapitel 2.5) wurde ein weiterer erdbeben- und flutsicherer Sicherheitsstrang zur Energieversorgung der Kühlung des Reaktors nach Einwirkungen von aussen aufgebaut. Alle Stränge sind soweit möglich redundant und diversitär ausgeführt sowie räumlich voneinander getrennt. Die Anregung der Sicherheitssysteme erfolgt automatisch, so dass im Regelfall innerhalb der ersten 30 Minuten keine Eingriffe des Betriebspersonals erforderlich sind. Bei Versagen der automatischen Anregung können die Sicherheitssysteme zusätzlich auf Basis von Störfallvorschriften, Notfallvorschriften und Notfallanweisungen von den Operateuren manuell gestartet werden. Die entsprechenden Vorschriften werden in Kapitel 8 dieser Stellungnahme bewertet. Für die Verfolgung und Überwachung der ordnungsgemässen Funktion der Sicherheitssysteme steht den Operateuren die sogenannte Störfallinstrumentierung zur Verfügung.

Die Notstandssysteme dienen im KKB insbesondere dazu, die Anlage bei natur- und nicht naturbedingten äusseren Einwirkungen wie Erdbeben, Blitzschlag, Überflutung, Flugzeugabsturz, Grossbrand und unbefugten Einwirkungen automatisch in einen sicheren Zustand abzufahren. Sie wurden so ausgelegt, dass im Anforderungsfall die Abfuhr der Nachzerfallwärme innerhalb der ersten 10 Stunden ohne Eingriffe des Betriebspersonals erfolgt.

Die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wird durch umfassende Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme sichergestellt. Um Instandhaltungsarbeiten durchführen zu können, sind Freischaltungen (Ausserbetriebnahmen) einzelner Stränge der Sicherheitssysteme erforderlich. Zur Sicherstellung der ausreichenden Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme im Anforderungsfall sind in der Technischen Spezifikation des KKB für das Instandhaltungsverfahren entsprechende Vorgaben festgelegt. Die Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme einschliesslich deren Hilfs- und Versorgungssysteme sowie die Eignung der Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme werden insbesondere in den Kapiteln 4 und 5 bewertet, die Technische Spezifikation in Kapitel 3.

Mit deterministischen Sicherheitsanalysen hat der Bewilligungsinhaber nachzuweisen, dass die in der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen<sup>271</sup> – im Folgenden „Gefährdungsannahmenverordnung“ genannt – aufgeführten übergeordneten Schutzziele unter Berücksichtigung der dort festgelegten Gefährdungsannahmen und Nachweiskriterien eingehalten werden. Diese Nachweise werden im Kapitel 6 dieser Stellungnahme bewertet. Soweit sich diese Nachweise auf Auslegungsstörfälle beziehen (vgl. Tabelle 6.1-2), betreffen sie die Sicherheitsebene 3.

### *Sicherheitsebene 4*

Für den Fall, dass Sicherheitssysteme bei einem Störfall versagen würden, stehen im KKB Notfallmassnahmen zur Verfügung, um einen Kernschaden zu verhindern oder die Folgen eines Kernschadens zu begrenzen (Massnahmen der Sicherheitsebene 4). Im Gegensatz zu den weitgehend automatisch ausgelösten Massnahmen der Sicherheitsebenen 2 und 3 werden Notfallmassnahmen (Accident Management, AM) ausschliesslich durch die Operateure oder den Notfallstab auf Basis von Notfallvorschriften oder Schwerunfallhilfen (Severe

Accident Management Guidelines, SAMG) eingeleitet. Die entsprechenden Vorschriften werden im Kapitel 8 bewertet.

Die Wirksamkeit dieses Sicherheitskonzepts hat der Betreiber anhand einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) nachzuweisen, mit welcher die Häufigkeiten und Konsequenzen von Kernschmelzunfällen detailliert untersucht werden. Hierfür ist aufzuzeigen, dass die in der Gefährdungsannahmenverordnung aufgeführten übergeordneten Nachweisziele unter Berücksichtigung der dort festgelegten Gefährdungsannahmen eingehalten werden. Diese Nachweise werden in Kapitel 7 dieser Stellungnahme bewertet.

#### *Sicherheitsebene 5*

Kommt es in der Folge eines auslegungsüberschreitenden Störfalls zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in einem gefährdenden Umfang, greifen externe Notfallmassnahmen zur Reduktion der Strahlenexposition (Massnahmen auf der Sicherheitsebene 5), für deren Anordnung nicht der Betreiber des KKB zuständig ist. Der Betreiber hat dafür zu sorgen, dass die hierfür zuständigen Behörden die notwendigen Informationen rechtzeitig erhalten. Die diesbezüglich getroffenen Massnahmen werden im Kapitel 8 bewertet.

#### *Ebenenübergreifende Massnahmen*

Neben den Schutzmassnahmen der einzelnen Sicherheitsebenen gehören zum Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks ebenenübergreifende Massnahmen, die für die Wirksamkeit aller Sicherheitsebenen von Bedeutung sind. Solche sind z. B. Massnahmen des Brand- und des Blitzschutzes (vgl. Kapitel 5) und Massnahmen bezüglich Organisation und Personal (vgl. Kapitel 3). Als ebenenübergreifend einzuordnen sind aber auch Themen wie z. B. Strahlenschutz, Wasserchemie und Entsorgung (vgl. Kapitel 4) und einige sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile wie z. B. Kommunikationsanlagen und Strahlenmesstechnik (vgl. Kapitel 5).

## **2.3 Stand der Auflagen, Massnahmen und Pendenzen des KKB**

In diesem Kapitel werden die Erfüllung bzw. der aktuelle Stand der Auflagen aus der Verfügung des Bundesrats vom 3. Dezember 2004 zur unbefristeten Betriebsbewilligung für das KKB 2 dargestellt. Zudem wird über den aktuellen Stand der Pendenzen aus dem Gutachten zum Gesuch zur Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des KKB 2<sup>267</sup> und aus der sicherheitstechnischen Stellungnahme zur PSÜ 2002 für das KKB 1<sup>143</sup> berichtet. In der Stellungnahme zur PSÜ 2002 für das KKB 1 ist festgehalten, dass die oben genannten Pendenzen für den Block 2 auch für den Block 1 gültig und in vollem Umfang umzusetzen sind. Zusätzlich enthält die oben erwähnte Stellungnahme für das KKB 1 vier weitere Pendenzen, die nur für diesen Block gültig sind.

In Kapitel 2.3.1 werden die Auflagen aus der bundesrätlichen Verfügung vom 3. Dezember 2004 und in Kapitel 2.3.2 die Pendenzen aus beiden HSK-Dokumenten behandelt. Der Text der Auflagen und Pendenzen ist – wo notwendig – blockspezifisch aufgeführt und angepasst. In Kapitel 2.3.3 wird der aktuelle Stand der Forderungen der Stellungnahme<sup>160</sup> zum Langzeitbetriebsbericht<sup>47</sup> behandelt.

### **2.3.1 Auflagen der Bau- und Betriebsbewilligung**

Auflage 3.1: Die thermische Leistung des Reaktors darf im stationären Betrieb den Wert von 1130 MW nicht überschreiten.

*Anmerkung<sup>143</sup>:* Für KKB 1 ist die Leistung des Reaktorblocks Bestandteil der gültigen Betriebsbewilligung von 1970<sup>48</sup>.

Die Leistungsgrenze wurde im Bewertungszeitraum in beiden Blöcken eingehalten.

Auflage 3.2: Bei der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt aus beiden Blöcken des KKB müssen folgende Grenzwerte eingehalten werden:

*Abgaben an die Atmosphäre*

<b>Nuklidgruppe</b>	<b>Jahresabgabelimite [Bq/a]</b>	<b>Kurzzeitabgabelimite</b>
Edelgase (bezogen auf CA= 2 *10 <sup>5</sup> Bq/m <sup>3</sup> )	1 * 10 <sup>15</sup>	4*10 <sup>13</sup> Bq/Tag
Iod-131	4*10 <sup>9</sup>	9*10 <sup>8</sup> Bq/Woche
Aerosole mit T <sub>1/2</sub> > 8 Tage (γ, β, ohne Iod)	6*10 <sup>9</sup>	7*10 <sup>8</sup> Bq/Woche

*Abgaben mit dem Abwasser*

	<b>Jahresabgabelimite [Bq/a]</b>	<b>Kurzzeitabgabeli- mrite</b>
Abwässer ohne Tritium bezogen auf LE= 2 *10 <sup>2</sup> Bq/kg	4 * 10 <sup>11</sup>	
Tritium im Abwasser	7*10 <sup>13</sup>	
Maximale Konzentration im Ab- wasser bei der Abgabe		100 LE

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

*Auflage 3.3: Der Sicherheitsbericht ist jährlich auf seine Richtigkeit zu überprüfen und in Zeitabständen von höchstens 4 Jahren zu revidieren.*

*Anmerkung<sup>143</sup>: Im Wechsel von 2 Jahren werden wie in der Vergangenheit die Sicherheitsberichte von KKB 1 und KKB 2 revidiert.*

Die Sicherheitsberichte wurden im Bewertungszeitraum in den geforderten Zeitintervallen dem aktuellen Stand der Anlage angepasst und dem ENSI eingereicht.

*Auflage 3.4: Die NOK hat bis Ende 2007 für die Ausbildung des Betriebspersonals einen für die Anlage Beznau spezifischen Full-Scope-Replica-Simulator zu installieren. Bei der Auslegung und Standortwahl ist zu berücksichtigen, dass dieser Simulator im Rahmen der Möglichkeiten des Softwaremodells auch für Notfallübungen und Lizenzprüfungen eingesetzt werden kann.*

Die HSK hat mit dem Inspektionsbericht „Erstellung und Inbetriebnahme des neuen Anlagensimulators SIMPlus“ vom 2. Juli 2007<sup>49</sup> die Erfüllung der Auflage bestätigt.

*Auflage 3.5: Die NOK muss ihre Anstrengungen fortsetzen, um die Abgaben radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser deutlich zu reduzieren. Als Ziel ist eine Reduktion der flüssigen Abgaben bis zum Jahr 2007 auf mindestens den Medianwert der europäischen Druckwasserreaktoren anzustreben. Dazu ist der HSK ein jährlicher Fortschrittsbericht zu liefern.*

Die Abgabe radioaktiver Stoffe wird für die Anlage, also beide Blöcke gemeinsam, bilanziert. Die Reduktion der Abgaben in flüssiger Form wurde dadurch erreicht, dass die Abwässer zusätzlich mittels Querstrom-Nanofiltration gereinigt werden. Im Jahr 2007 reduzierte das KKB mit diesem vollständig in die Aufbereitung radioaktiver Abwasser (AURA) integrierten Verfahren die flüssigen Aktivitätsabgaben auf einen Wert von 0,69 GBq. Seither liegen die Aktivitätsabgaben unter dem angestrebten Medianwert der europäischen Druckwasserreaktoren von etwa 1 GBq pro Jahr. Durch das gewählte Verfahren wurde die Menge radioaktiver Abfälle aus dem KKB nicht oder nur unbedeutend grösser. Die HSK hat die Erfüllung der Auflage Anfang 2008 bestätigt.

*Auflage 3.6: Die NOK hat bis am 31. März 2005 den Nachweis zu erbringen, dass mit den bestehenden Mitteln Leckagen von Primärkühlmittel, insbesondere im Bereich der für Borsäurekorrosion empfindlichen Komponenten, auch wesentlich unterhalb der Limite der Technischen Spezifikationen rechtzeitig erkannt, lokalisiert und bewertet werden können. Sollte dieser Nachweis nicht möglich sein, ist bis zum gleichen Zeitpunkt ein Konzept zur Ertüchtigung der Leckageüberwachung vorzulegen.*

Das KKB reichte rechtzeitig ein Dokument ein, in welchem die vorhandene Leckageüberwachung und die ergänzenden Massnahmen zur Früherkennung von Leckagen und Borsäurekorrosion erläutert sind. Nach Prüfung des Dokuments forderte die HSK zusätzliche, verbesserte Nachweise für die Leckageüberwachung am Primärkreislauf. Ende 2007 legte das KKB einen Bericht vor, in welchem die Methoden der Leckageerkennung näher untersucht wurden. Das KKB kam zum Schluss, dass auch kleinere Leckagen unterhalb der Grenzen der Technischen Spezifikation rechtzeitig erkannt und örtlich begrenzt werden können. Das ENSI stimmte dem zu und hielt 2009 fest, dass der verlangte Nachweis erbracht wurde. Die Auflage gilt somit als erledigt.

*Auflage 3.7: Die NOK hat rechtzeitig vor Ablauf der 40-jährigen Betriebsdauer, d.h. für KKB 2 bis Ende 2010, die Nachweise zu erbringen, dass die Auslegungsgrenzen der sicherheitstechnisch relevanten Anlageteile auch in einer verlängerten Betriebsdauer nicht erreicht werden. Zeichnet sich ab, dass diese Nachweise nicht erbracht werden können, hat die NOK rechtzeitig Nachrüstmassnahmen durchzuführen.*

*Anmerkung<sup>143</sup>: Der Nachweis ist für KKB 1 bis zum 30. Juni 2008 zu führen.*

Das KKB hat 2008 seine sicherheitstechnische Bewertung einer Betriebsdauer über 40 Jahre<sup>47</sup> für beide Blöcke eingereicht. Das ENSI hat in seiner Stellungnahme<sup>160</sup> festgehalten, dass keine sicherheitstechnischen Einwände gegen den Betrieb über 40 Jahre hinaus bestehen. Die Erfüllung der in dieser Stellungnahme erhobenen Forderungen ist in Kapitel 2.3.3 behandelt. Die Auflage gilt somit als erledigt.

*Auflage 3.8: Die im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse Stufe-1 durchgeführte Erdbebenanalyse (BERA und BESRA) ist so zu überarbeiten und zu aktualisieren, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagekonfiguration entspricht. Insbesondere sind:*

- a) *die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauteile (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen.*
- b) *die Fragilityanalysen mit einem modernen Verfahren insgesamt zu aktualisieren. Diese Überarbeitung, bei der die von der HSK akzeptierten Ergebnisse der neuen Erdbebengefährdungsstudie (Projekt PEGASOS) zu berücksichtigen sind, ist spätestens bis Ende 2007 durchzuführen. Das Vorgehen ist mit der HSK abzustimmen.*

Ende 2007 reichte das KKB eine aktualisierte Erdbeben-PSA ein. In seiner Stellungnahme stellte das ENSI 2009 fest, dass die Erdbeben-PSA die Anforderungen der Auflage erfüllt. Die Auflage gilt somit als erledigt.

*Auflage 3.9: Die NOK hat das Rückstandslager bis Mitte 2005 für Erdbeben der Häufigkeit  $1 \times 10^{-4}/a$  zu requalifizieren und dabei auch auf die radiologischen Folgen eines Erdbebens dieser Häufigkeit einzugehen.*

Mitte 2005 reichte das KKB die Berichte zur Requalifizierung des Rückstandslager-Gebäudes und zu den radiologischen Folgen des zu unterstellenden Erdbebens ein. Ende 2005 wurde eine revidierte Revision des ersten Berichtes eingereicht. Die Prüfung der HSK in 2006 ergab, dass die Analysen des KKB korrekt sind und die Folgedosen vernachlässigt werden können. Die Auflage gilt somit als erledigt.

*Auflage 3.10: Die NOK hat der HSK bis Ende 2005 einen Bericht einzureichen über die Realisierbarkeit einer thermischen Behandlung der Ionenaustauscherharze und der Überführung der anfallenden Asche in eine chemisch stabile Form mit anschliessender Konditionierung ohne Verwendung von organischen Materialien.*

Das KKB reichte den Bericht Ende 2005 ein. Nach Bewertung der existierenden Behandlungsanlagen sowie einer Konzeptbewertung einer entsprechenden Anlage, die für alle schweizerischen Werke zusammen zentral zur Verfügung stünde, kam das KKB zum Schluss, dass eine thermische Behandlung der Ionenaustauscherharze und die Überführung der anfallenden Asche in eine chemisch stabile Form mit anschliessender Konditionierung ohne Verwendung von organischen Materialien zur Zeit nicht möglich sei und sich auch nicht aufdränge. Die HSK akzeptierte Anfang 2006 die Analyse und die abgeleitete Schlussfolgerungen und deklarierte die Auflage als erfüllt.

*Auflage 3.11: Im Brennelementlagerbecken eingelagerte abgebrannte Brennelemente müssen der Trockenlagerung zugeführt werden, sobald ein T/L-Behälter mit der maximal vorgesehenen Anzahl Brennelemente*

*beladen werden kann, dies bei der optimaler Anordnung der Brennelemente im Behälter hinsichtlich Einhaltung der für die Trockenlagerung vorgegebenen Bedingungen.*

Das KKB reichte 2008 den revidierten Bericht über den Stand der Planung für die Trockenlagerung der abgebrannten Brennelemente ein. Nach Prüfung kam die HSK 2008 zum Schluss, dass die Annahmen vom KKB zutreffend sind und akzeptierte die Behälterbeladungskonzepte. Der Bericht wird jährlich fortgeschrieben und vom ENSI hinsichtlich der Auflagenerfüllung beurteilt, zuletzt 2015<sup>50, 51</sup>.

*Auflage 3.12: Die NOK hat der HSK bis Ende 2005 eine systematische Auswertung aller in den letzten zehn Jahren durchgeführten Notfallübungen vorzulegen. Diese Auswertung soll folgende Informationen enthalten: Ziele der Übungen, Kriterien der Beurteilung, Beurteilung pro Übung, Gesamtbeurteilung und Empfehlungen im Hinblick auf künftige Notfallübungen sowie realisierte Verbesserungsmaßnahmen.*

Das KKB reichte die Auswertung fristgerecht ein. Die HSK schloss sich 2006 den Detailkommentaren, der Gesamtbeurteilung und den Schlussfolgerungen des Betreibers an. Die Auflage gilt somit als erledigt.

*Auflage 3.13: Die Auflagen der Sektion Kernenergie betreffend der Sicherung sind gemäss Stellungnahme vom 9. September 2004 zu erfüllen.*

Die Auflage ist der Vollständigkeit halber aufgeführt. Angaben zur Sicherung sind nicht Gegenstand der PSÜ 2012.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass alle vom Bundesrat am 3. Dezember 2004 verfüigten Auflagen erfüllt wurden respektive erfüllt werden, falls es sich um periodisch zu erfüllende Aufgaben handelt.

### **2.3.2 Pendenzen und Forderungen aus der PSÜ 2002**

Die Pendenzen stammen ursprünglich aus dem Gutachten zum Gesuch zur Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des KKB 2. Die Termine gelten, wenn nicht die Gesamtanlage betroffen ist, für den Block 2. Die jeweilig angeführten Anmerkungen präzisieren die Umsetzungstermine für den Block 1.

#### **2.3.2.1 PSÜ-Pendenzen im Bereich Organisation und Personal**

*Pendenz PSÜ-P 1/4.3-1: Die HSK fordert, dass das KKB bei neuen oder geänderten Vorschriften prüft, ob eine systematische Validierung notwendig ist. Die diesbezügliche Entscheidung soll dokumentiert und bei negativem Entscheid (d. h. wenn keine Validierung für nötig befunden wird) begründet werden. Zudem soll diese Prüfung in den Änderungsprozess im Rahmen des Qualitätsmanagementsystems bis Ende 2004 aufgenommen werden.*

Das KKB legte Ende 2004 dar, in welchem Prozess und welchen administrativen Weisungen des KKB das Vorgehen zur Validierung von neuen oder geänderten Vorschriften geregelt ist. Die HSK hat daraufhin die Pendenz im Jahr 2005 geschlossen.

*Pendenz PSÜ-P 2/4.3-2: Die HSK fordert, dass das KKB bis Ende 2005 ein Konzept vorlegt, wie sich die Benutzungsfreundlichkeit der Technischen Spezifikationen so verbessern lässt, dass das Betriebspersonal diese schnell und zweifelsfrei interpretieren kann. Im Rahmen der Konzeptarbeit soll eine systematische Analyse des Ist-Zustandes vorgenommen werden, unter Berücksichtigung von Ergonomie und Gebrauchstauglichkeit. Aufgrund der Ergebnisse sind die Verbesserungsziele und das Vorgehen bei der Entwicklung, Verifikation und Validierung der neuen Technischen Spezifikationen festzulegen. Der Ist-Zustand und die geplanten Veränderungen sind hinsichtlich ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit zu bewerten. Nach Vorliegen dieses Konzepts wird die HSK Anforderungen an das weitere Vorgehen festlegen.*

Das geforderte Konzept wurde vom KKB Ende 2005 eingereicht. Nach Klärung einiger offener Punkte schloss die HSK 2006 die Pendenz. Offen blieb zum Zeitpunkt die Handhabung redaktioneller Änderungen an den Technischen Spezifikationen, zu der die HSK in 2007 ein Verfahren festlegte. Das KKB reichte daraufhin eine Weisung ein, welche das Verfahren zur Durchführung redaktioneller Änderungen an den Technischen Spezifikationen enthält. 2009 akzeptierte das ENSI das in der Weisung beschriebene Vorgehen.

*Pendenz PSÜ-P 3/4.5-1: Um nachzuweisen, dass das Qualitätsmanagement-System (QMS) des KKB den geltenden kernkraftwerksspezifischen QM-Vorgaben entspricht, hat das KKB bis Ende 2005 einen detaillierten Vergleich seines QMS mit den Anforderungen gemäss IAEA Nr.50-C/SG-Q durchzuführen. Das QMS ist mit jeder einzelnen Anforderung aus dem Code, dem Guide Q6 (Procurement) und dem Guide Q13 (Operation) der IAEA Safety Series Nr.50-C/SG-Q (Version 1996) detailliert zu vergleichen. Es sind jeweils die konkreten Arbeitsanweisungen anzugeben, mit denen eine Anforderung behandelt wird. Abweichungen sind zu begründen.*

Das KKB hat zur Erfüllung der Pendenz die Vorgaben der IAEA und den Vergleich mit den eigenen Arbeitsanweisungen in einer Technischen Mitteilung festgehalten. Das ENSI hat daraufhin die Pendenz Anfang 2006 geschlossen.

### **2.3.2.2 PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich Betriebserfahrung der Gesamtanlage**

*Pendenz PSÜ-P 4/5.5.1-1: KKB hat bis Ende 2004 zu beurteilen, ob das gegenwärtige Wiederholungsprüfprogramm für alle Typen von Stossbremsen voll geeignet ist, die Funktion der Stossbremsen im Anforderungsfall zu gewährleisten und Blockierungen zu verhindern. Ansonsten sind geeignete Prüfungen in das Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen.*

Das KKB hat die Wiederholungsprüfprogramme für Stossbremsen entsprechend revidiert, das ENSI hat die Pendenz 2005 geschlossen.

*Pendenz PSÜ-P 5/5.5.1-2: Die Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Prüfkategorien 2.1 und 2.2 (gemäss NE-14, Rev. 5) ist bis spätestens Ende März 2006 für alle Wiederholungsprüfprogramme unter Verwendung der bis Ende 2005 vorliegenden Erkenntnisse aus den Alterungsüberwachungsprogrammen zu überprüfen und, wenn erforderlich, zu revidieren. Der HSK ist bis Mitte 2006 über die Ergebnisse der Überprüfung schriftlich zu berichten.*

Das KKB reichte 2006 die Ergebnisse der Überprüfung der Einteilung von Komponenten der Sicherheitsklasse 2 ein. Die HSK forderte zum Bericht weitere Erläuterungen und eröffnete später Geschäfte zu einzelnen Folgepunkten. Diese Geschäfte wurden in 2009 geschlossen. Damit ist die Pendenz erfüllt.

*Pendenz PSÜ-P 6/5.5.1-3: Die Schweissnaht mit Backing-Ring im JSI-System ist in die Kategorie 2.2 einzustufen, wobei eine volumetrische Prüfung der Naht gefordert ist. Es ist zu überprüfen, ob die Rohrleitungsschnitte des primären Nebenkühlwassersystems im Bereich der Containmentdurchführungen wegen Korrosion in Kategorie 2.2 einzustufen sind. Beide Aktionen sind bis Mitte 2004 zu erledigen.*

Die von KKB vorgeschlagene Lösung bestand in der Elimination der entsprechenden Backing-Ringe im JSI-System 2005 im Block 2 und 2006 im Block 1 und in einem Verzicht auf die Anpassung des Wiederholungsprüfprogramms bis zur Eliminierung der Ringe. Das PRW-System im Bereich der Containmentdurchführungen sollte nach eingehender Prüfung des KKB in der Kategorie 2.1 belassen werden. Das ENSI stimmte dem Vorgehen zu und schloss 2004 die Pendenz.

*Pendenz PSÜ-P 7/5.6.8-1: Das KKB muss der HSK bis Ende 2005 ein umfassendes Konzept zur Überwachung der radiologischen Situation in der kontrollierten Zone vorlegen. Ausgehend von den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-07 bezüglich des operationellen Strahlenschutzes sind Schutzziele zu definieren, deren Einhaltung durch Messeinrichtungen zu überwachen ist. In angemessener Weise zu betrachten sind die Dosisleistung und Kontamination in Räumen sowie Edelgas-, Jod- und Aerosolaktivitätskonzentrationen in der Raumluft einschliesslich ihrer Anzeige, Registrierung und Alarmierung vor Ort und an einer ständig besetzten Stelle wie z.B. dem Kommandoraum. Verbesserungen sind zu identifizieren und deren Umsetzung nach der Freigabe des Konzepts durch die HSK in die Wege zu leiten.*

Das Konzept zur Überwachung der radiologischen Situation in der kontrollierten Zone und ein damit verbundener Umsetzungsplan für die identifizierten Verbesserungsmaßnahmen wurden 2006 vom ENSI freigegeben und die Pendenz geschlossen. Bei der Umsetzung der Verbesserungsmaßnahmen kam es zu Verzögerungen, zwischenzeitlich sind sie jedoch vollständig umgesetzt (vgl. Kapitel 5.11).

*Pendenz PSÜ-P 8/5.6.9-1: Das KKB muss bis Mitte 2005 ein praktikables messtechnisches Konzept für eine kontinuierliche und registrierende Überwachung der Aktivitätskonzentration in der Atemluft während der Brennelementhandhabungen im Sicherheitsgebäude und im Lager für bestrahlte Brennelemente darlegen. Verbesserungen sind zu identifizieren und deren Umsetzung nach der Freigabe des Konzepts durch die HSK in die Wege zu leiten.*

Das von KKB vorgeschlagene Konzept sah eine Nachrüstung des Jodmonitors zur Luftüberwachung des Brennelementlagers vor. Das Konzept wurde 2007 vom ENSI akzeptiert und die Pendenz geschlossen. Die Nachrüstung des Jodmonitors wurde Anfang 2016 abgeschlossen (vgl. Kapitel 5.11).

*Pendenz PSÜ-P 9/5.7.1-1: Die HSK verlangt, dass spätestens ab Anfang 2005 die Strontium-Messungen in der Abluft und die  $\alpha$ -Messungen im Abwasser vom KKB gemäss dem Abgabereglement durchgeführt werden.*

Seit Anfang 2005 führt KKB quartalsweise die genannten Messungen durch und integriert sie in die Berichterstattung. Die HSK konnte sich anlässlich einer Bilanzierungsinspektion davon überzeugen und schloss die Pendenz im Jahr 2005.

*Pendenz PSÜ-P 10/5.8.2-1: KKB muss das Rückstandslager bis Mitte 2005 für Erdbeben der Häufigkeit  $1 \cdot 10^{-4}/a$  requalifizieren und im Rahmen dieser Requalifikation auch auf die radiologischen Folgen eines Erdbebens dieser Häufigkeit eingehen.*

Diese Pendenz wurde in der Verfügung des Bundesrates zur Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des KKB Block 2 als Auflage 3.9 erlassen und ist in Kapitel 2.3.1 behandelt.

### **2.3.2.3 PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten**

*Pendenz PSÜ-P 11/6.5.2-1: Schadensbefunde an RDB-Deckel- und Bodendurchführungen in ausländischen Anlagen in jüngster Zeit haben wichtige Erfahrungen vermittelt. Die Wiederholungsprüfprogramme für die RDB-Deckel- und Bodendurchführungen sind unter Berücksichtigung vorliegender weltweiter Erfahrungen dem Stand der Technik anzupassen. KKB wird aufgefordert, der HSK bis Ende 2004 einen Vorschlag zu unterbreiten.*

Das KKB legte 2004 Vorschläge für die Wiederholungsprüfprogramme mit Massnahmen, welche ab 2005 durchgeführt werden sollen, vor. Die HSK war mit dem Vorschlag und dem weiteren Vorgehen einverstanden und schloss die Pendenz im Jahr 2005.

*Pendenz PSÜ-P 12/6.5.2-2: KKB hat den Nachweis zu erbringen, dass die von Westinghouse berechnete Deckeltemperatur mit einem für diesen Zweck validierten Verfahren bestimmt wurde. Dabei ist die Validierung des Verfahrens der HSK bis Mitte 2004 darzulegen. Sollte dies nicht möglich sein, ist eine repräsentative Betriebstemperatur des RDB-Deckels mittels Temperaturmessungen an verschiedenen Orten des Deckels zu bestimmen, um die Angabe von  $302^{\circ}\text{C}$  zu verifizieren.*

Das KKB nahm eine Analyse vor und kam zum Schluss, dass das Verfahren zur Berechnung der Deckeltemperatur validiert ist, aber dass neu eine mittlere Deckeltemperatur von  $306^{\circ}\text{C}$  bis  $308^{\circ}\text{C}$  zu berücksichtigen ist. Die Pendenz wurde von der HSK im Jahr 2004 geschlossen. Die Auswirkungen der höheren Deckeltemperatur wurden im Rahmen der Pendenz PSÜ-P 11/6.5.2-1 untersucht. Der Einfluss auf die LOCA-Störfallberechnungen wurde im Rahmen der Pendenz PSÜ-P 32/7.10-1 berücksichtigt.

*Pendenz PSÜ-P 13/6.5.3-1: Im KKB liegen Prüfergebnisse von KKB 1 zu zerstörungsfreien und zerstörenden Prüfungen an Teilen der Hauptkühlmittelleitung vor, die der HSK bis Mitte 2004 darzulegen sind (Übersicht der Messungen, Bewertung). Kann aufgrund der vorhandenen Prüfergebnisse kein ausreichender Nachweis erbracht werden, um den rissfreien Zustand der Schweissnähte in austenitischen Gussteilen der Hauptkühlmittelleitungen zu verifizieren, sind an Teilen, die beim Dampferzeugeraustausch herausgetrennt wurden und die für in der Leitung verbliebene Teile repräsentativ sind, zerstörungsfreie und zerstörende Prüfungen in Bezug auf Rissbildung durchzuführen.*

Das KKB reichte die Ergebnisse der Oberflächenprüfungen an den Innenseiten von herausgetrennten Rohrabschnitten aus austenitischem Stahlguss vom KKB 1, der zerstörenden Untersuchungen an herausgetrennten Rohrabschnitten aus beidem Blöcken und der Wiederholungsprüfungen seit dem Dampferzeugerwechsel ein. Bei keiner der Prüfungen wurden Anzeichen für Risse festgestellt. Da die untersuchten Rohrabschnitte bezüglich Ermüdungsausnutzung höher belastet waren als die verbleibenden austenitischen Gussteile, stufte das KKB sie als repräsentativ ein. Die HSK konnte die Argumentation nachvollziehen und schloss die Pendeuz im Jahr 2004.

*Pendeuz PSÜ-P 14/6.5.3-2: KKB hat bis Mitte 2004 darzulegen, inwieweit die Erkenntnisse der geführten LvB-Nachweise in eine Modifikation der Auslegungsbasis eingeflossen sind. Insbesondere sind dabei die Effekte von fluiddynamischen Lasten auf den Reaktorkern sowie die Standfestigkeit und Strukturintegrität der Komponenten des Primärkreislaufs anzusprechen.*

Das KKB identifizierte sechs Themen mit einer denkbaren Abhängigkeit von den Resultaten der Leckvorbruch (LvB)-Nachweise. Für die HSK war daraus ersichtlich, in welchen Fällen das KKB Gebrauch von den Resultaten der LvB-Nachweise macht. Die Pendeuz wurde im Jahr 2005 geschlossen.

*Pendeuz PSÜ-P 15/6.6.4-1: Der Prüfumfang der Typ-C-Tests ist auf alle Leitungen auszudehnen, die in das Reaktorkühlsystem münden, sowie die Leitungen des Druckhalter-Entlastungstanks und des Sicherheitsgebäude-Entwässerungstanks sind zu berücksichtigen. KKB reicht bis Ende 2004 ein Konzept bei der HSK ein.*

Das KKB reichte das verlangte Konzept ein. Die HSK war damit einverstanden und schloss die Pendeuz im Jahr 2006 mit der Forderung, dass das KKB im Bereich der Wasservorlagen und Isoliersperrwasser durch Prüfungen im 2-Jahresrythmus eine ausreichende Dichtigkeit der Armaturen zeigen muss. Das KKB reichte im April 2007 ein Vorschlag ein, welche Armaturen auf Wasserdichtheit zu prüfen und welche Kriterien zur Beurteilung der Prüfergebnisse heranzuziehen sind. Die HSK war mit dem Vorschlag einverstanden.

*Pendeuz PSÜ-P 16/6.6.4-2: In den Technischen Spezifikationen Beznau sind eindeutige und vollständige Angaben über den Prüfumfang, Prüffrequenz und Prüfdruck der Typ-C-Tests festzuschreiben. Sie sind diesbezüglich bis Ende 2004 zu überarbeiten.*

Das KKB reichte 2004 einen Entwurf für die entsprechende Anpassung der Technischen Spezifikationen ein. Die HSK beurteilte diesen grundsätzlich positiv, sah aber Ergänzungsbedarf in einzelnen Punkten. 2007 reichte KKB die aufgrund der Stellungnahme der HSK überarbeiteten Technischen Spezifikationen ein. Nach Freigabe der Änderungen schloss die HSK 2007 die Pendeuz.

*Pendeuz PSÜ-P 17/6.6.4-3: Der Prüfdruck und die Prüffrequenz der Typ-B-Tests sind bis zum 30.06.2004 zu präzisieren und an 10 CFR 50 App. J anzupassen sowie in den Technischen Spezifikationen festzuhalten. Bei Abweichungen zum 10 CFR 50 App J sind diese im Detail zu begründen.*

In 2004 beantragte das KKB, die Prüffrequenz bei 10 Jahren zu belassen. In 2005 stimmte die HSK dem Antrag zu. Die Festlegung von Prüfdruck und Prüffrequenz in der Technischen Spezifikation wurde zusammen mit weiteren Änderungen in 2007 freigegeben. Damit ist die Pendeuz erfüllt.

*Pendeuz PSÜ-P 18/6.6.4-4: Die Primärcontainment-Durchdringungen der Probenahmeleitungen vom Druckhalter-Entlastungstank (A2) und vom Sicherheitsgebäude-Entwässerungstank (A3) zum Gasanalysator sind so auszuführen, dass das Einzelfehlerkriterium erfüllt wird. Die entsprechenden Arbeiten sind spätestens in der Revision 2005 durchzuführen.*

*Anmerkung<sup>143</sup>: Die entsprechenden Arbeiten sind für KKB 1 spätestens in der Revision 2006 durchzuführen.*

Das KKB reichte ein Konzept dazu ein, welches von der HSK akzeptiert wurde. Die Realisierung fand im KKB 2 im Jahr 2005 statt, im KKB 1 im Jahr 2006. Die Pendeuz ist damit erledigt.

*Pendeuz PSÜ-P 19/6.6.4-5: Die Primärcontainment-Durchdringungen der Probenahmeleitungen (G2) zur radiologischen Überwachung der Primärcontainmentluft, welche auch zur Zeit zur Überwachung und Lokalisierung von Primärwasserleckagen eingesetzt werden, sind so auszuführen, dass sie das Einzelfehlerkriterium*

erfüllen und dem Stand der Technik entsprechen. Für den Fall, dass die genannten Leitungen für beide Zwecke nicht mehr genutzt werden, sind sie zurückzubauen. Die entsprechenden Arbeiten sind spätestens in der Revision 2006 durchzuführen.

*Anmerkung<sup>143</sup>: Die entsprechenden Arbeiten sind für KKB 1 spätestens in der Revision 2006 durchzuführen.*

Den Anträgen des KKB von 2004 und 2005 zur Verschiebung der Ertüchtigungen und zum Verzicht auf den Rückbau der nicht mehr genutzten Leitungen stimmte die HSK zu. Die Ertüchtigung des Probenahme- und Messsystems zur Überwachung der Primärcontainmentatmosphäre erfolgte in den Jahren 2007 (Block 2) und 2008 (Block 1). Die Pendenza ist damit erledigt.

Pendenza PSÜ-P 20/6.10.4-1: Bei der von KKB mittelfristig geplanten Qualifizierung der Ultraschallhandprüfung für ferritische Rohrleitungsschweissnähte sind Testkörper zu verwenden, mit denen die bekannten Prüferschwernisse, die an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen des KKB bestehen, (z. B. Wurzeldurchhang, Kantenversatz, Counterbores) realistisch nachgebildet werden.

KKB reichte 2005 ein Konzept für die Qualifizierung der manuellen Ultraschallprüfung von ferritischen und austenitischen Schweissnähten ein. Die HSK stimmte dem zu und schloss die Pendenza 2005.

Pendenza PSÜ-P 21/6.11-1: KKB hat die baulichen Brandschutzmassnahmen in der Primäranlage zu überprüfen und der HSK bis Ende 2005 ein Konzept über die erforderlichen Nachrüstmassnahmen vorzulegen.

Das KKB reichte 2005 das Konzept PRABRA (Brandschutz in den Primäranlagen) ein. Die HSK war damit einverstanden und schloss im Jahre 2006 die Pendenza. Die Umsetzung der Nachrüstmassnahmen wurde vom ENSI freigegeben und 2014 abgeschlossen.

Pendenza PSÜ-P 22/6.11-2: KKB hat die sieben Löschanlagen der Primäranlage in den Nebengebäuden einer Gesamtüberprüfung zu unterziehen und legt der HSK ein Konzept für eine Generalüberholung bis Ende 2005 vor.

Das KKB reichte 2007 auf Basis des Ende 2005 eingereichten Konzepts PRABRA (vgl. Pendenza PSÜ-P 22/6.11-2) den Freigabeantrag für den Ersatz der Nasslöschanlagen ein. Die HSK erteilte 2007 die Montagefreigabe. Anlässlich einer Inspektion 2008 überprüfte die HSK die durchgeführten Arbeiten, stellte fest, dass die Forderung aus der PSÜ grundsätzlich erfüllt war, und schloss die Pendenza.

Pendenza PSÜ-P 23/6.14-1: KKB muss bis Ende 2004 der HSK einen Ergebnisbericht zur Ursachenforschung für die gestiegenen Abgasvolumina vorlegen.

Das KKB legte den geforderten Ergebnisbericht der HSK 2004 vor. Der erhöhte Wasserstoffanteil am Abgasvolumen war auf eine veränderte Fahrweise der Volumenausgleichstanks zurückzuführen. Die neue Füllstandbewirtschaftung hat zur Folge, dass öfters Entlasten und Nachspeisen des Wasserstoff-Polsters notwendig sind. Eine Ursache für den erhöhten Stickstoffverbrauch sind Inspektionen des Sammelstanks KCH 30 und deren Sicherheitsventile, da diese Vorgänge mehrmaliges Spülen eines Volumens von jeweils 100 m<sup>3</sup> erfordern. Zu den Schwankungen im Stickstoffverbrauch trägt auch die Bewirtschaftung des Harztanks bei, weil neben dem Harzvolumen auch Spülwasser mit in den Tank eingebracht wird, das entsprechende Stickstoffvolumina des Gas-Polsters verdrängt. Die HSK konnte die Argumente nachvollziehen und die Pendenza im Jahre 2004 schliessen.

Pendenza PSÜ-P 24/6.15-1: Das Probenahme- und Messsystem zur Überwachung der Primärcontainmentluft ist bis Ende 2006 zu ertüchtigen. Bei der technischen Umsetzung sind auch das Einzelfehlerkriterium für die Primärcontainment-Isolation einzuhalten, Durchdringungen mit kleinem Durchmesser zu nutzen und die Anforderungen gemäss Richtlinie HSK-R-47 insbesondere hinsichtlich der Strömungsgeschwindigkeit zu beachten.

*Anmerkung<sup>143</sup>: Die entsprechenden Arbeiten sind für KKB 1 spätestens in der Revision 2006 durchzuführen.*

Das KKB berücksichtigte die technischen Anforderungen aus dieser Pendenza bei der Ertüchtigung des Probenahme- und Messsystems zur Überwachung der Primärcontainmentatmosphäre in den Jahren 2007 und 2008 (vgl. PSÜ-Pendenza PSÜ-P 19/6.6.4-5). Das Einzelfehlerkriterium für die Primärcontainment-Isolation und

die Anforderungen der Richtlinie HSK-G13, die die Richtlinie HSK-R-47 abgelöst hat, bezüglich der Gesamtübertragungsraten für Partikel waren damit erfüllt. Die Pendeuz wurde 2008 geschlossen.

*Pendeuz PSÜ-P 25/6.15-2: Die hinsichtlich Medium und Umgebungsbedingungen bei Störfällen relevanten Auslegungsbedingungen des Monitors RM-92 sind bis Ende 2004 zu überprüfen. Gegebenenfalls ist der Monitor zu ertüchtigen.*

Nachdem eine zusätzliche Bleiabschirmung im Bereich des Vorverstärkers des Detektors angebracht worden war, hat die HSK die Pendeuz im Jahr 2006 geschlossen.

*Pendeuz PSÜ-P 26/6.15-3: Zur Strahlenmesstechnik ist die Dokumentation bis Ende 2005 zusammenfassend zu verbessern bzw. zu ergänzen. Dabei sind folgende Punkte zu beachten:*

- a) technische Beschreibung, vollständige technische Daten sowie Einsatz- und Umgebungsbedingungen, Kalibrierzertifikate einschliesslich einer Darlegung der Rückverfolgbarkeit auf Referenznormale, Messbereiche und Nachweisgrenzen, Ableitung und Begründung der Grenzwerte und aktueller Standortplan.*
- b) Methoden zur Bilanzierung der Abgaben radioaktiver Stoffe einschliesslich der erreichten Nachweisgrenzen mit der Kaminfortluft und dem Abwasser.*

Das KKB reichte Ende 2005 die verlangte Dokumentation ein. Nach Prüfung der Dokumente hatte die HSK Fragen und Kommentare, welche vom KKB adressiert wurden. Die HSK betrachtete damit die Dokumentation als vollständig und nachvollziehbar und schloss die Pendeuz im Juli 2006.

*Pendeuz PSÜ-P 27/6.15-4: In den Technischen Spezifikationen sind bis Ende 2004 die Prüfintervalle der Strahlenmessgeräte gemäss Richtlinie HSK-R-47 anzupassen.*

Das KKB passte die Prüfintervalle der Strahlenmessgeräte den Vorgaben der Richtlinie an. Die HSK schloss die Pendeuz 2005.

*Pendeuz PSÜ-P 28/6.15-5: Die Richtlinie HSK-R-47 ist bis Ende 2004 vollständig umzusetzen. Der experimentelle Nachweis, dass die Verluste für Aerosole und Partikel zwischen den Eintrittsöffnungen der Probenahmesonden und den Filtern der Messgeräte kleiner 50 % sind, ist für die Aerosolmesssysteme RE-96 und RE-98 im Notstandgebäude, die noch nicht geprüften mobilen Aerosolmonitore und für die Kaminfortluftüberwachung zu erbringen. Bei der Kaminüberwachung ist auch für Jod ein Nachweis zu liefern. Falls die geforderten Nachweise zu den Gesamtübertragungsraten nicht erbracht werden können, sind konstruktive Verbesserungen vorzunehmen.*

Das KKB zeigte nach Terminerstreckung in 2005, dass sämtliche festinstallierten und mobilen Aerosolmess-einrichtungen, die zur Raumluftüberwachung eingesetzt werden, die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-47 hinsichtlich der Gesamtübertragungsraten für Partikel erfüllen. Den Nachweis, dass die Probenentnahmesysteme zur Überwachung der Kaminfortluft die Anforderungen der Richtlinie hinsichtlich der Gesamtübertragungsraten für Partikel erfüllen, konnte das KKB jedoch nicht erbringen. Aus diesem Grund beschloss das KKB, die Messsysteme zu ertüchtigen. Die HSK schloss die Pendeuz 2006. Der Abschluss der Ertüchtigung der Kamininstrumentierung (vgl. Kapitel 5.11) wurde im Rahmen der Umsetzung der Verbesserungs-massnahmen zur Pendeuz PSÜ-7/5.6.8-1 verfolgt.

*Pendeuz PSÜ-P 29/6.16.1-1: Das KKB muss bis Ende 2004 den Status der grünen Bodenmarkierung als Orientierungshilfe geklärt und bereinigt haben. Das Ausgangskonzept muss auf das Fluchtwegekonzept widerspruchsfrei abgestimmt werden.*

Ende 2004 meldete das KKB die Erfüllung der Forderung. Die HSK überprüfte anlässlich einer Inspektion im Jahre 2005 das Fluchtwegekonzept mit positivem Ergebnis und schloss die Pendeuz.

#### **2.3.2.4 PSÜ-Pendenzen zum Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen**

*Pendenz PSÜ-P 30/7.4.1-1: Bis Ende 2004 sind die Störfallvorschriften für Kühlmittelverluststörfälle so zu überarbeiten, dass im Falle kleiner Lecks mit dem Abkühlen resp. Druckabsenken des Primärkreislaufs möglichst rasch begonnen und die maximal zulässige Abkühlrate angestrebt wird.*

Das KKB reichte fristgerecht die überarbeiteten Störfallvorschriften ein. Die HSK schloss 2005 die Pendenz.

*Pendenz PSÜ-P 31/7.9.2.6-1: KKB hat die Abluftanlagen des Brennelementlagers mit Aktivkohlefiltern nachzurüsten. Das Konzept ist der HSK bis zum Oktober 2004 einzureichen. Diese Aktivkohlefilter sind während den Brennelement-Handhabungen in Betrieb zu halten.*

Die HSK akzeptierte im Jahr 2006 das eingereichte Konzept und schloss die Pendenz. Die neue Notlüftung wurde in beiden Blöcken im Jahr 2008 in Betrieb genommen.

*Pendenz PSÜ-P 32/7.10-1: Die Störfallanalysen im Sicherheitsbericht von KKB 2 sind unter Berücksichtigung bereits vorliegender Analysen des Brennelement-Lieferanten bis Ende 2005 (nächste Revision des Sicherheitsberichts) zu aktualisieren. Mögliche Inkonsistenzen bei den Analysen in Bezug auf die aktuelle Anlagenkonfiguration (z.B. neue Dampferzeuger) sowie die Langzeitstrategie für den Brennstoffeinsatz sind im Sicherheitsbericht zu bereinigen. Bei neu durchzuführenden Analysen sind dem heutigen Stand entsprechende Rechenmethoden anzuwenden. Zusätzlich sind bei der Aktualisierung des Sicherheitsberichtes auch die in Kapitel 6 und Kapitel 7 genannten Punkte zu berücksichtigen. Das Vorgehen ist mit der HSK abzustimmen.*

*Anmerkung<sup>143</sup>: Der Sicherheitsbericht von KKB 1 ist bis Ende 2007 (nächste Revision des Sicherheitsberichts) zu aktualisieren.*

Das KKB berechnete die vorgängig vom KKB und der HSK gemeinsam definierten Störfälle neu und reichte die Ergebnisse sowie den aktualisierten Sicherheitsbericht von KKB 2 fristgerecht ein. Die HSK akzeptierte die Dokumente und schloss die Pendenz im Jahr 2006. Der Sicherheitsbericht von KKB 1 wurde ebenfalls fristgerecht aktualisiert.

#### **2.3.2.5 PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich auslegungsüberschreitende Störfälle, PSA**

Wie in der sicherheitstechnischen Stellungnahme zur PSÜ 2002 für das KKB 1<sup>143</sup> vermerkt, ergaben sich aus der Überprüfung der KKB-PSA (Beznau Probabilistic Risk Assessment, BERA-2000) eine Reihe von Pendenzen, die für die Gesamtanlage gelten.

Die PSA der Stufe-1 für den Volllastbetrieb war in folgenden Bereichen zu überarbeiten:

*Analyse der Komponentenzuverlässigkeit (Pendenz PSÜ-P33/8.1.1-1) in Bezug auf*

- a) *die Bildung von Komponentenkollektiven,*
- b) *die Komponenten der Messwerterfassung,*
- c) *Komponentenausfälle als Folge einer gemeinsamen Ursache und*
- d) *den verwendeten generischen Datensatz für die Ermittlung der Wahrscheinlichkeit von CCF.*

*Analyse von Operateurhandlungen (Pendenz PSÜ-P34/8.1.2-1) in Bezug auf*

- a) *die Überprüfung bestehender Vorschriften,*
- b) *Neuaufnahme von analysierten Operateurhandlungen in die Vorschriften,*
- c) *Kalibrierung des handlungsspezifischen Versagenshäufigkeitsindex sowie*
- d) *Beschreibung und Anwendung des Verfahrens für die Bewertung von Abhängigkeiten zwischen Operateurhandlungen.*

*Analyse auslösender interner Ereignisse (Pendenz PSÜ-P35/8.1.3.1-1) in Bezug auf Leckage oder Bruch der Ablass- und der Sperrwasserrücklaufleitung des Chemie- und Volumenregelsystems ausserhalb des Containments,*

*Probabilistische Ereignisablauf- und Systemanalyse (Pendenz PSÜ-P36/8.1.3.2-1) in Bezug auf*

- a) die Versorgung der Notspeisewasserpumpe in Verbindung mit weiteren notwendigen Verbrauchern durch die beiden Flutdieselgeneratoren und*
- b) die Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Reaktordruckbehälters infolge einer Unterkühlungstransiente*

*Probabilistische Analyse externer Überflutungen (Pendenz PSÜ-P37/8.1.5.4-1) in Bezug auf*

- a) die Festlegung in einer Vorschrift einer regelmässigen Überprüfung der Dächer der sicherheitsrelevanten Gebäude zur Verhinderung einer Verstopfung der Dachwasserabläufe sowie*
- b) die Berücksichtigung der Folgen eines sequentiellen Versagens von hintereinander angeordneten Talsperrern und von extremem lokalem Niederschlag*

Die entsprechenden Termine reichten von Ende 2004 bis Ende 2007.

Mit dem Einreichen der geforderten Analysen wurden die Pendenzen fristgerecht erfüllt und sukzessive in den Jahren 2004 bis 2008 geschlossen.

Die PSA der Stufe-2 für den Vollastbetrieb war in dem Bereich

*Containment-Ereignisablaufanalyse (Pendenz PSÜ-P38/8.2.4-1) in Bezug auf den Nachweis der für die Accident-Management-Massnahmen zur Verhinderung eines Kernschadens angesetzten Karenzzeit*

bis Ende 2004 zu ergänzen.

Mit dem Einreichen der geforderten Ergänzung wurde die Pendenz fristgerecht erfüllt und im 2005 geschlossen.

Die PSA der Stufe-1 für den Stillstand- und Schwachlastbetrieb war in folgenden Bereichen zu überarbeiten bzw. zu aktualisieren:

*Probabilistische Analyse von Operateurhandlungen (Pendenz PSÜ-P39/8.3.2.1-1) in Bezug auf*

- a) eine Überprüfung der bestehenden Vorschriften für den Stillstand auf Änderungs- oder Verbesserungsbedarf,*
- b) eine systematische Analyse der Abhängigkeiten zwischen aufeinander folgenden Operateurhandlungen,*
- c) die Quantifizierung der Fehlerwahrscheinlichkeiten für die SLIM-Kalibrierung,*
- d) eine Untersuchung, inwieweit Operateurhandlungen der Kategorie A zu einer Beeinträchtigung der Funktion von Sicherheitseinspeisesystemen, vom Chemie- und Volumenregelsystem vom Steuerluftsystem und vom sekundären Nebenkühlwassersystem führen können, sowie*
- e) die Aktualisierung der Dokumentation der Analyse von Operateurhandlungen.*

*Probabilistische Ereignisablauf- und Systemanalyse (Pendenz PSÜ-P40/8.3.3.2-1) in Bezug auf*

- a) Anpassung an den neuen Revisionszyklus (Hybridzyklus),*
- b) Korrektur von konservativen Annahmen und*
- c) Integration von zwischenzeitlich durchgeführten Anlageänderungen und bestehenden Accident-Management Massnahmen,*

*Probabilistische Erdbebenanalyse (Pendenz PSÜ-P41/8.3.5-1, vgl. Kapitel 2.3.1, Auflage 3.8) insbesondere in Bezug auf*

- a) *das Verfahren zur Auswahl (Screening) der Komponenten und Bauteile und*
- b) *die Aktualisierung der Fragilityanalysen*

*Dokumentation der PSA-Studien (Pendenz PSÜ-P42/8.4-1)*

Die entsprechenden Termine reichten von Ende 2004 bis Ende 2007. Für die Pendenzen PSÜ-P40 b, und c wurde auf Antrag eine Fristerstreckung bis Ende 2009 sowie für die Pendenzen PSÜ-P39 b, c, d, e, PSÜ-P40 a und PSÜ-P42 bis Ende April 2010 gewährt.

Mit dem Einreichen der geforderten Analysen wurden die Pendenzen erfüllt und sukzessive bis Ende 2011 geschlossen.

### **2.3.2.6 PSÜ-Pendenzen aus dem Bereich Notfallschutz**

*Pendenz PSÜ-P 43/9.2-1: Die HSK verlangt bis Ende 2004 die Aufnahme einer Umrechnungsanleitung in die Notfalldokumentation, die eine Abschätzung der freigesetzten Aktivität im Primärcontainment aufgrund der Anzeigen der RABE-Monitore und des Monitors RE-46 für verschiedene Zeiten nach Kritikalitätsende für die Störfalltypen Auslegungs-LOCA und auslegungsüberschreitender Unfall mit Kernschmelzen erlaubt.*

Das KKB erstellte eine Umrechnungsanleitung. Die HSK prüfte das Dokument und konnte die Schlussfolgerungen nachvollziehen. Die Pendenz wurde 2005 geschlossen.

*Pendenz PSÜ-P 44/9.5-1:*

- a) *KKB hat die werkspezifischen SAMG bis Mitte 2005 auf den Stillstandbetrieb zu erweitern.*
- b) *Die Unfallbegrenzungsrichtlinie "UR-R-CA6" ("Einsatzgrenzen für Containment-Druckbegrenzungssysteme") ist unter Berücksichtigung der im Rahmen des PAR-Freigabeverfahrens eingereichten Unfallanalysen zu überarbeiten. Ferner ist von KKB darzulegen, welche Möglichkeiten zur direkten oder indirekten Bestimmung der Gaszusammensetzung im Containment unter Schwerunfallbedingungen existieren. Die Arbeiten sind bis Mitte 2004 durchzuführen.*
- a) *Das KKB erstellte die Erweiterung der KKB-spezifischen SAMG für den Stillstand (SSAMG) sowie verschiedene Anpassungen an den SAMG für den Vollastbetrieb. Die HSK schloss 2006 diesen Teil der Pendenz.*
- b) *Die Unfallbegrenzungsrichtlinie wurde vom KKB auf der Basis von aktualisierten Erkenntnissen revidiert und die zur Verfügung stehenden Einrichtungen zur Bestimmung von Stickstoff, Sauerstoff, Wasserstoff und Kohlenmonoxid erläutert. Die HSK kam zum Schluss, dass die vorhandenen Einrichtungen ausreichend sind und schloss 2004 diesen Teil der Pendenz.*

### **2.3.2.7 PSÜ-Pendenzen für KKB 1**

*PSÜ-Pendenz PSÜ-P 45/6.3-1: KKB hat zu prüfen, ob die Leckageerkennungsleitung der inneren Deckeldichtung des Reaktordruckbehälters mit den heute zur Verfügung stehenden technischen Mitteln repariert oder erneuert werden kann, oder ob die Dichtheit des inneren Dichtringes auf andere Weise kontrolliert und sichergestellt werden kann. Das Ergebnis dieser Abklärung ist bis Ende 2005 vorzulegen.*

Das KKB reichte 2005 ein Konzept mit einer Auswahl aus Lösungsvarianten ein, welches von der HSK akzeptiert wurde. Die Pendenz wurde 2006 geschlossen.

*PSÜ-Pendenz PSÜ-P 46/6.3-2: Die Folgen des Bruchs der Leckageerkennungsleitung für den Korrosionszustand der ferritischen Aussenseite des zylindrischen Teils des RDB sowie die Folgen anderer möglicher Bor-säureeinwirkungen in diesem Bereich sind mit den heute zur Verfügung stehenden technischen Mitteln zu untersuchen. Das Ergebnis einer solchen Untersuchung ist bis Ende 2006 vorzulegen.*

Das KKB informierte 2004, dass es visuelle Inspektionen durchführen werde. Diese würden frühestens während der Revisionsabstellung 2006 für Block 1 und während der Revisionsabstellung 2007 für Block 2 stattfinden. Die HSK war mit dem Vorgehen einverstanden und begleitete die Inspektionen während der Modifikation der Isolationsverschalung in beiden Blöcken. Die visuellen Prüfungen zeigten, dass keine Anzeichen für einen Korrosionsangriff vorlagen. Die formell nur für den Block 1 aufgestellte Pendeuz wurde 2006 geschlossen.

*PSÜ-Pendeuz PSÜ-P 47/6.4-1: KKB hat den Zustand des Containments zu bewerten und geeignete Massnahmen zur messtechnischen Erfassung und zur Verhinderung des weiteren Korrosionsfortschritts zu ergreifen. Massnahmenvorschläge sind bis Ende 2005 vorzulegen.*

Das KKB reichte Ende 2005 ein Massnahmenpaket ein. Die HSK war damit einverstanden und schloss 2006 die Pendeuz.

*PSÜ-Pendeuz PSÜ-P 48/8-1: Übertragbarkeit der PSA-Studien auf KKB 1*

*Zur Bewertung der Übertragbarkeit der für KKB 2 durchgeführten PSA-Studien auf KKB 1 ist im Detail zu untersuchen, welche Unterschiede zwischen den beiden Blöcken bestehen und abzuschätzen, welchen Einfluss diese auf die Kern- und Brennstoffschadenshäufigkeit sowie die Freisetzungshäufigkeit haben. Dabei sind insbesondere*

- a) die Erkenntnisse aus Sonderprüfungen des Containments sowie*
- b) die blockspezifischen Vorkehrungen gegen die Ereignisse interner Brand und Erdbeben*

*zu betrachten. Die Untersuchungsergebnisse sind in die Dokumentation der PSA-Studien aufzunehmen. Der Teil a) der PSÜ-Massnahme ist von KKB bis Ende 2005 durchzuführen. Der Teil b) ist bis Ende 2007 durchzuführen.*

- a) Ende 2005 reichte das KKB die Bewertung der Auswirkungen von Korrosionsschäden auf die Kapazität der Stahl Druckschale unter Unfallbedingungen ein. Nach Prüfung des Dokumentes schloss die HSK 2006 die Pendeuz.*
- b) Das KKB reichte 2008 die Dokumentation zur Übertragbarkeit der Brand- und der Erdbeben-PSA von Block 2 auf Block 1 ein. Die HSK prüfte die Dokumente und schloss die Pendeuz 2008.*

### **2.3.3 Forderungen aus der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb KKB 2008**

#### **2.3.3.1 Forderungen, die beide Blöcke betreffen**

*Forderung 3.3-1. Bauteile von Bauwerken der Bauwerksklasse I, die nicht oder nur erschwert zugänglich sind und bei denen ein Ersatz nicht möglich ist, sind vom KKB für beide Blöcke im Rahmen der bautechnischen Alterungsüberwachung speziell zu erfassen und mögliche Alterungsmechanismen an diesen Bauteilen sind zusammenzustellen. Es ist darzulegen, wie mögliche Schäden erkannt werden und welche Auswirkungen diese Schäden auf die Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit der Bauwerke haben können. Bei der Gefahr von unzulässigen Auswirkungen sind geeignete Massnahmen zur Gewährleistung des Langzeitbetriebes zu entwickeln. Dem ENSI ist ein Vorgehenskonzept zur Erfüllung dieser Forderung bis 31. März 2011 einzureichen.*

Das KKB reichte das Konzept fristgerecht ein. Das Konzept wurde vom ENSI geprüft und als umfassend und zielführend beurteilt. Da im Rahmen von Stellungnahmen zur PSÜ die gleiche Forderung auch an die anderen Werke gestellt wurde oder noch gestellt wird, ist ein Abgleich der Vorgehensweisen der verschiedenen Werke erforderlich. Durch den von der GSKL in der Zwischenzeit eingereichten revidierten Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe, welcher vom ENSI im Januar 2016 freigegeben wurde, ist die Thematik und der Umgang bei schwer zugänglichen Bauteilen nun für alle Werke umfassend behandelt. Die Forderung wurde daraufhin geschlossen.

*Forderung 4.3-1. Im Rahmen der Alterungsüberwachung ist vom KKB jährlich ein aktueller Ermüdungsbericht für alle ermüdungsrelevanten Stellen der Blöcke 1 und 2 zu erstellen und dem ENSI einzureichen (erstmalig*

am 31. Januar 2011 für das Jahr 2010). Der Ermüdungsbericht hat Angaben zur Transientenbuchhaltung und Ermüdungsüberwachung, vor allem zum jeweils aktuellen sowie auf 60 Jahre extrapolierten Erschöpfungsgrad der ermüdungsrelevanten Komponenten zu enthalten. Bei Beanspruchungen, die nicht vollständig durch die Auslegung abgedeckt sind, ist der Medieneinfluss gemäss dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen.

Das KKB reichte den ersten Ermüdungsbericht im Jahr 2011 fristgerecht ein. Das ENSI kam nach Prüfung der Unterlagen 2011 zum Ergebnis, dass die Sicherheit der Anlagen KKB 1 und KKB 2 hinsichtlich Ermüdungsausnutzung mittelfristig nicht gefährdet ist. Die Forderung war damit erstmalig erfüllt. Seitdem liefert das KKB den erforderlichen Bericht in jährlicher Kadenz.

### **2.3.3.2 Forderungen betreffend Block 1**

*Forderung 4.1-1. Das KKB wird aufgefordert, dem ENSI bis zum 1. April 2011 ein Konzept einzureichen, das die Planung sowie die Grundlagen der Prüfung und Auswertung weiterer Probensätze zur Untersuchung des Bestrahlungsverhaltens der RDB-Werkstoffe beinhaltet. Dabei ist die Auswertung der Ergebnisse sowohl nach dem klassischen  $RT_{NDT}$ - wie auch nach dem modernen  $RT_{To}$ -Konzept zu berücksichtigen. Für den Block KKB-1 sind aufgrund des relativ hohen Versprödungsgrades des Schmiederings C erweiterte Untersuchungen vorzunehmen, um die Ergebnisse abzusichern.*

Das KKB reichte das Konzept zur Bewertung des Werkstoffzustandes der Reaktordruckbehälter für den Langzeitbetrieb von 60 Betriebsjahren dem ENSI termingerecht ein. In diesem sind sowohl Basis- als auch Alternativmethoden sowie ergänzende Untersuchungen beschrieben, die für die aktuelle und die langfristige Bewertung des Werkstoffzustandes Anwendung finden sollen. Das Konzept wurde 2011 vom ENSI für den Langzeitbetrieb anerkannt, womit die Forderung erfüllt war.

*Forderung 4.2-1. Aus den Thermoschock-Analysen wurde als maximal zulässige Referenztemperatur  $RT_{PTS} = 93 \text{ °C}$  zur Einhaltung der Bedingungen zum Ausschluss von Sprödbruch für die höchst belasteten Stellen des Reaktordruckbehälters (RDB) des Blocks 1 bestimmt. Für einen Azimutwinkel von  $0^\circ$  werden für den Grundwerkstoff Ring C jedoch Referenztemperaturen von bis zu  $96 \text{ °C}$  an der Oberfläche des RDB nach 60 Betriebsjahren extrapoliert. Es ist daher bis 31. Dezember 2011 von KKB für den RDB des Blocks 1 der Nachweis zu führen, dass die betrachteten Thermoschock-Bedingungen nicht bei einem Azimutwinkel von  $0^\circ$  auftreten können.*

Das KKB reichte fristgerecht den Bericht zur Forderung 4.2-1 ein. Nach eingehender Prüfung kam das ENSI 2012 zum Schluss, dass die Sprödbruchsicherheit des RDB Block 1 für eine Betriebsdauer von 60 Jahren nachgewiesen und damit die Forderung 4.2-1 erfüllt ist. Diese Bewertung basiert auf dem Kenntnisstand von 2012. Neue Erkenntnisse haben sich in der Revisionsabstellung 2015 ergeben, in der Befunde im Grundwerkstoff des RDB festgestellt worden sind (vgl. Kapitel 2.6). Die Auswertung der Befunde durch das KKB wird zurzeit vom ENSI und hinzugezogenen Experten geprüft.

*Forderung 4.5-1. Das KKB wird aufgefordert, bis 30. Juni 2011 Untersuchungen durchzuführen, die auf Basis der in der Vergangenheit herrschenden elektrochemischen Bedingungen die möglichen Korrosionsschäden an der Stahldruckschale des Blocks 1 beurteilen. Dabei sind Szenarien für unterschiedliche Korrosionsprofile und Korrosionsraten den bisherigen Wanddickenmessungen an der Stahldruckschale gegenüberzustellen. Die Annahmen zu den prognostizierten Korrosionsraten sind auf Basis der nachzuweisenden Wirksamkeit der Abhilfemassnahmen und den relevanten Lastfällen für den zukünftigen Betrieb abzusichern. Die Ergebnisse sind dem ENSI einzureichen. Basierend auf diesen Untersuchungen hat das KKB im Hinblick auf den Langzeitbetrieb das weitere Instandhaltungskonzept für die Stahldruckschale festzulegen (u. a. Umfang und Lage der Messstellen, Erfolg der Abhilfemassnahmen, neue direkte Messtechniken).*

Nach einem Antrag auf Fristerstreckung, welcher vom ENSI akzeptiert wurde, reichte das KKB als erstes ein Konzept zur Studie über die Korrosion der Stahldruckschale ein. Das ENSI akzeptierte das Konzept, verlangte aber ergänzende Betrachtungen. Das KKB reichte Ende 2011 eine umfassende Bewertung der Korrosionsvorgänge an der Stahldruckschale von Block 1 ein. Das ENSI nahm 2013 Stellung zur Studie und forderte die

Klärung offen gebliebenen Fragen. Das KKB reichte die überarbeitete Studie Anfang 2014 ein. Bezüglich der Bewertung sei auf Kapitel 4.3.1 verwiesen.

*Forderung 5-1. Der Bewilligungsinhaber des KKB hat eine technische Machbarkeitsstudie zur konsequenten Beherrschung eines Einzelfehlers bei einem „2F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung“ auszuarbeiten und dem ENSI bis 30. Juni 2011 einzureichen.*

Nach einer Fristerstreckung reichte das KKB Ende 2011 die Ergebnisse der aktuellen Störfallanalyse ein. Nach Prüfung der Dokumente kam das ENSI 2012 zum Schluss, dass das KKB den Nachweis der konsequenten Beherrschung eines Einzelfehlers bei einem 2F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung erbracht hat und die Forderung 5.1 erfüllt ist.

*Forderung 5-2. Der Bewilligungsinhaber des KKB hat mithilfe anerkannter Methoden zu überprüfen, inwieweit die sicherheitstechnisch klassierten Anlageteile beider Blöcke den Einwirkungen aus Erdbeben mit ausreichender Sicherheit standhalten. Es sind das im Rahmen des PEGASOS-Projektes ermittelte, mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr zu erwartende Sicherheitserdbeben sowie das Betriebserdbeben zu berücksichtigen.*

*Der Bewilligungsinhaber hat die Aktivitätsinventare der Ausrüstungen zu ermitteln, die basierend auf der oben genannten Untersuchung den Einwirkungen aus dem Sicherheitserdbeben bzw. dem Betriebserdbeben nicht mit ausreichender Sicherheit standhalten. Darauf basierend ist die beim Störfall Erdbeben zu erwartende Gesamtdosis unter realistischen Schadensannahmen zu ermitteln und die Einhaltung der Dosisgrenzwerte gemäss StSV für Störfälle der Kategorie 3 bzw. der Kategorie 2 nachzuweisen.*

*Hierfür ist ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, ggf. beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungsschritte festzulegen sind. Das Konzept ist dem ENSI bis 30. Juni 2011 zur Abstimmung einzureichen.*

Das KKB reichte 2011 ein Konzept für den sicherheitstechnischen Erdbebennachweis ein. Als Folge der Ereignisse in Fukushima im März 2011 hatte das ENSI noch vor Einreichung dieses Konzepts u. a. verfügt, dass die Auslegung des KKB bezüglich Erdbeben unverzüglich erneut zu überprüfen sei. Ergänzend wurden Vorgaben zu den zu berücksichtigenden seismischen Gefährdungsannahmen (vgl. Kapitel 2.1.5) festgelegt. Den entsprechenden vom KKB in 2012 eingereichten Nachweisen lag unter anderem das Konzept aus 2011 zugrunde. In 2013 kam das ENSI zu dem Ergebnis, dass sich das Konzept insgesamt bewährt hat, und dass die Forderung 5-2 erfüllt ist. Gleichzeitig wurde darauf hingewiesen, dass das ENSI die Methodik für den Nachweis der Beherrschung von Erdbeben nach Festlegung einer neuen Erdbebengefährdung weiter konkretisieren wird. Dies ist mit Verfügung vom 26. Mai 2016<sup>46</sup> geschehen (vgl. Kapitel 2.1.5).

## 2.4 Wesentliche Änderungen im Zeitraum 2002 - 2011

Dieses Kapitel enthält eine Liste der wichtigsten organisatorischen und technischen Änderungen, die im KKB während des Überprüfungszeitraums 2002 bis 2011 durchgeführt wurden.

Eine Übersicht über die seit der Inbetriebnahme ausgeführten Nachrüstungen und Requalifikationen von Anlagenteilen ist im Kapitel 1.5 der Sicherheitsberichte für Block 1 und Block 2<sup>6,7</sup> zusammengestellt.

### 2.4.1 Änderungen der Organisation

Im Berichtszeitraum hat das KKB die folgenden freigabe- und meldepflichtigen Änderungen der Betriebsorganisation vorgenommen:

- Bildung des Ressorts KBR-N „Risikomanagement“ aus Teilen des Ressorts KBR-A „Anlagensicherheit“ (2003)
- Einrichtung des Ressorts KBD-B „Betriebswache“ (2003)
- Einrichtung der Funktion des Sicherheitscontrollers (2006)

- Einrichtung der Fachstelle Wirtschaftsinformatik KBD-I (2006)
- Einrichtung des Stabs Kraftwerksleitung (2009)
- Gründung der Geschäftseinheit KG „Bautechnik“ (2009)
- Bildung des neuen Ressorts KBM-G „Bauten“ aus dem Ressort KBG-B „Bauten“ und Teilen des Ressorts KBA-D sowie Integration in die Abteilung Maschinentechnik (2009)
- Neuorganisation der Betriebssanität (2009)
- Einführung der Fachstelle Dokumentation KBM-D in der Fachstelle KBM (2009)
- Herauslösung des Personaldienstes KBA-P aus der Abteilung „Administration“ KBA und direkte Unterstellung der Kraftwerksleitung als Stabstelle (2010)

#### 2.4.2 Technische Anlagenänderungen

Zwischen 2002 und 2011 wurden folgende wichtige Anlagenänderungen und Qualifizierungen durchgeführt, in der Regel dieselben Aktionen in beiden Blöcken gleichzeitig oder mit einer zeitlichen Verschiebung von einem Jahr:

*2002 bis 2005*

- Qualifikation der Stahldruckschale für einen von 2,62 bar auf 3,1 bar erhöhten Auslegungsdruck
- Ersatz des Reaktorschutzsystem, des Safeguardsystems und der Reaktorregelsysteme durch ein gemeinsames digitales rechnerbasiertes Leitsystem (Projekt PRESSURE)
- Ersatz der unterbruchsfreien gesicherten Wechselstromversorgung (Projekt VITAL) und Anpassung an die Anforderungen des neuen Reaktorschutz- und Regelsystems
- Abschluss der Requalifikation der Bauteile des Sicherheitsgebäudes im Hinblick auf seismische Lasten
- Etablierung des Vorgehens zur Milderung der Folgen von auslegungsüberschreitenden Störfällen durch Einführung von Unfallbegrenzungs-Richtlinien und entsprechende Schulung des Notfallstabs (Projekt SAMG)
- Erneuerung der Brandmeldeleittechnik (Projekt SABRA)
- Ersatz der pneumatisch gesteuerten Druckhalter-Sprühventile durch stufenlos elektromagnetisch betätigte Ventile (Projekt Spray)
- Verbesserung der brandschutztechnischen Separation von Kabeln im Containment und im Ringraum (Projekt BRANCO)
- Bereinigung des Fluchtweg- und Interventionskonzepts
- Grundlegende Überarbeitung des Brandschutzkonzepts
- Ersatz der Erdbebeninstrumentierung (Projekt ERDSTURM)
- Erneuerung der Harzkonditionierung zur Erzeugung endlagerfähiger Gebinde unter Berücksichtigung optimaler Betriebsabläufe und minimaler Strahlenbelastungen (Projekt IOKO)
- Verbesserung des Blitzschutzes vom Notstandgebäude durch Beschaltung der Signalleitungen mit Überspannungsableitern (Projekt ZEUS)
- Kühlung der Frischluft zu den Leittechnik- und Apparateräumen, so dass die Raumtemperatur auch an heißen Sommertagen auf 22 bis 24 °C beschränkt ist (Projekt WARA)

- Installation einer Leckageerkennung im Ringraum zur schnellen Detektion des Ortes von möglichen Leckagen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen (Projekt LEE)
- Modernisierung und Ersatz der Turbinenregelung sowie des Turbinenschutzes durch Installation digitaler Leittechnik (Projekt MERKUR)
- Erneuerung der Schwingungsüberwachung der Turbogruppen (Projekt VIBRO)
- Installation von sieben passiven autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren zur Reduktion der Wasserstoffkonzentration in der Containment-Atmosphäre nach auslegungsüberschreitenden Unfällen (Projekt PAR)
- Verbesserung des Nachunfall-Probenahmesystems (Projekt PASS: Post Accident Sampling System)

#### 2006 bis 2011

- Verbesserung der Anlage zur Aufbereitung radioaktiver Abwässer (Projekt NANOFI) durch Installation einer Nanofiltrationsanlage
- Ersatz der Wasserabscheider-Zwischenüberhitzer (Projekt WAZÜ) beider Turbogruppen
- Verbesserung der Brennelementlager-Lüftung (Projekt BELL)
- Errichtung eines anlagenspezifischen Fullscope-Simulators (Projekt SIMPlus) zur Schulung des zugelassenen Betriebspersonals vor Ort
- Ersatz der Baffle Bolts der Kernumfassung
- Ersatz der Zentrierstifte an allen Regelstabführungsrohren im Deckel des Reaktor-Druckbehälters
- Modernisierung der Nasslöschanlagen und brandtechnische Vollüberwachung in den Nebengebäuden der kontrollierten Zone (Projekt PRABRA)
- Ersatz von Leittechnik und Instrumentierung in Nebengebäudeanlagen (Projekt ERNA)
- Sanierung des Oberwasserkanals (Projekt OWAKASA)
- Erdbebensichere Lagerung von Feuerwehrmaterialien, die für Accident-Management-Massnahmen erforderlich sind
- Ersatz der Sicherheitsgebäude-Rundlaufkran-Steuerung / -Katz und Sanierung der Rundlaufkräne

## 2.5 Projekte ab 2012 zur Ertüchtigung des KKB

Im Hinblick auf einen Betrieb bis zu 60 Jahre hat die Betreiberin mehrere Verbesserungen und Modernisierungen vorgesehen, um die Anlagen an den Stand der Technik anzupassen und deren Sicherheit zu erhöhen. Im Folgenden sind die wesentlichen Massnahmen aufgeführt. Die Planung der Betreiberin sah vor, dass im Jahr 2014 in beiden Blöcken lange Revisionsabstellungen stattfinden, während denen sämtliche Grossprojekte abgeschlossen und die neuen Systeme und Komponenten in die Anlage integriert werden. Aufgrund grösserer Herausforderungen im Rahmen des Projektes AUTANOVE (AUTarke NOTstromVErsorgung) wurden die langen Revisionsabstellungen auf das Jahr 2015 verschoben. Weitere Massnahmen erlitten aus anderen Gründen eine Verzögerung. Besonders bedeutend und umfangreich sind folgende Projekte:

- Projekt AUTANOVE: Errichtung einer autarken Notstromversorgung mittels Notstrom-Dieselanlagen, geplant 2014

Im Rahmen dieses Projekts wurde die bisher durch das hydraulische Kraftwerk Beznau und die insgesamt zwei Flutdiesel sichergestellte Notstromversorgung durch zwei Dieselgeneratorgruppen für jeden Block des KKB ersetzt. Diese wurden seismisch qualifiziert und räumlich getrennt in zwei neu errichteten, überflutungssicheren und gegen Trümmerwirkung geschützten Gebäuden aufgestellt. Zu-

sätzlich wurde je eine Notstromschiene pro Block in jeweils einem der neuen Dieselgebäude aufgebaut, von der die sicherheitstechnisch relevanten Verbraucher eines Sicherheitsstranges versorgt werden. Darüber hinaus wurden eine seismisch qualifizierte Nachspeisung der Notspeisewassertanks aus einem Grundwasserbrunnen sowie eine zusätzliche seismisch qualifizierte Sperrwasserpumpe, die aus dem Notstand-Reaktorschutz angesteuert wird und über die neu aufgebaute Notstromschiene elektrisch versorgt wird, errichtet.

Das Projekt wurde im 2015 mit einem abschliessenden Funktionstest (Notstromfall bei 30% Reaktorleistung) für den Block 2 abgeschlossen. Die Erkenntnisse aus der Inbetriebnahme aus dem Block 2 werden im Block 1 umgesetzt. Für den den Block 1 ist geplant, die Integration im 2016 abzuschliessen.

- Projekt HERA: Ersatz der Reaktordruckbehälterdeckel wegen ungünstiger Betriebserfahrungen mit der verwendeten Konstruktion der Lippendichtschweissnähte in ähnlichen Anlagen, geplant 2014

Mit den neuen Deckeln wurde die Anfälligkeit für Primärwasser-Spannungsrissskorrosion erheblich reduziert. Das Projekt betraf die Herstellung von zwei neuen RDB-Deckeln inklusive Kontrollstabantriebsdruckgehäusen mit integrierten Klinkenmechanismen und Thermoelementdurchführungen. Auch das Zubehör im Umfeld der Deckel (thermische Isolation, Kühlung der Antriebsspulen, radiologische Abschirmung, Deckelentlüftungsventile, etc.) wurde ersetzt.

Das Projekt wurde im 2015 abgeschlossen.

- Projekt NABELA: Nachrüstung einer zusätzlichen Brennelementlagerbeckenkühlung und -bespeisung, Niveau/Temperaturmessung und Gebäudeentlastung als Folgemaßnahme aufgrund des Unfalls von Fukushima, geplant 2014

Das ENSI stimmte einer wegen technischer Gründe beantragten Terminverschiebung des Projektabschlusses auf Ende 2017 zu.

Weitere wesentliche Massnahmen sind:

- Einbindung von zwei Accident-Management-Dieselaggregaten (je 890 kW) durch vorbereitete Anschlüsse (2012, Beschaffung im 2011)
- Sanierung der Rechenreinigungsanlage am Kühlwassereinlauf (2013)
- Genereller Entwässerungsplan Areal KKB: Anpassung der Entwässerung an die aktuell gültigen Vorschriften der Siedlungsentwässerung (2013)
- Ersatz der Ladepumpenantriebe „Varidrive“ durch Frequenzumrichter-gesteuerte Antriebe (geplant 2013/2014, durchgeführt 2015)
- Ersatz der Sicherheitsgebäude-Umluftkühler (geplant 2013/2014, durchgeführt 2015)
- Erdbebenertüchtigung Nebengebäude A (geplant 2013/2014, durchgeführt 2015)
- Erneuerung und Erweiterung des Anlageninformationssystems ANIS (Projekt NEXIS, geplant 2014, durchgeführt 2015)
- Ertüchtigung BE-Lagergebäude: Ersatz einer Mauerwerkswand durch eine Betonwand und Einbau neuer Betonwände (geplant 2013/2014, durchgeführt 2014/2015)
- Anpassungen im Reaktorschutz- und -Regelsystem im Rahmen der Umsetzung der Projekte AUTANOVE und NEXIS (geplant 2014, durchgeführt 2015)
- Austausch der Frischdampfleitungen Bögen 4 und 5 innerhalb des Sicherheitsgebäudes (geplant 2014)

Die vom ENSI geforderte Bewertung der Wanddicke der Frischdampfleitungen Bögen führte zum Ergebnis, dass der Zustand der Frischdampfleitungen Bögen akzeptiert werden kann, vorausgesetzt, dass die

periodischen Messungen der Wanddicke fortgesetzt werden. Das KKB hat das Instandhaltungskonzept daraufhin im 2014 zurückgezogen, die Frischdampfleitungsbögen werden belassen.

- Ersatz Körperschall-Messsystem (2014)
- Ersatz aller Steuerelemente (2014)
- Ersatz der Kommandoraumlüftungsaggregate (nach 2015)
- Ersatz der Nuklearinstrumentierung für den Leistungsbereich (ab 2016)

## **2.6 Wesentliche neue Erkenntnisse nach dem 31. Dezember 2012**

### *Sonderprüfungen am Grundmaterial der Reaktordruckbehälter von Block 1 und 2*

Als Folge der Entdeckung von Herstellungsfehlern in den Reaktordruckbehältern (RDB) der belgischen Anlagen Doel-3 und Tihange-2 wurden 2015 auf der Grundlage einer WENRA-Empfehlung Ultraschallprüfungen am Grundmaterial der RDB von Block 1 und 2 durchgeführt. Vorgängig zu den Prüfungen waren die Unterlagen zur Herstellung der beiden Druckbehälter analysiert worden. Bei den Prüfungen am Grundmaterial des RDB von Block 1 wurden Befunde festgestellt, die bewertungspflichtig sind. Die Untersuchungen und Bewertungen der Befunde hinsichtlich Strukturintegrität des RDB werden in der vorliegenden Stellungnahme zur PSÜ 2012 nicht behandelt.

## 3 Organisation und Personal

### 3.1 Organisation des KKB

#### 3.1.1 Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse

##### Angaben des KKB

Das KKB ist ein Unternehmen der Axpo Holding AG. Die Axpo Holding AG ist ein Schweizer Energieunternehmen und zu 100 % im Eigentum der Nordostschweizer Kantone bzw. deren Kantonswerke. Das KKB ist innerhalb der Holdingstruktur der Tochtergesellschaft Axpo Power AG zugeordnet und dort in den Geschäftsbereich „Division Kernenergie“ eingegliedert. Die Division Kernenergie ist eine von fünf Organisationsbereichen der Axpo Power AG. Das KKB wird als Geschäftseinheit durch die Divisionsleitung geführt. Zu den Mitgliedern der Divisionsleitung zählt auch der Leiter für den technischen Betrieb des KKB.

Die übergeordnete Verantwortung für einen sicheren, geordneten und wirtschaftlichen Betrieb des KKB liegt bei der Geschäftsleitung und beim Verwaltungsrat der Axpo Holding AG. Die Organisation, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen dieser Führungsorgane sind im Organisationsreglement des Axpo Konzerns geregelt. Im Verhaltenskodex der Axpo Holding AG ist die Verpflichtung zu Gesetzestreue, Integrität und Ethik festgeschrieben. Basierend darauf ist der Vorrang der Sicherheit und des Schutzes von Mensch und Umgebung als eines von zwölf Geschäftsprinzipien der Axpo Holding AG abgeleitet. Die Geschäftsprinzipien beschreiben Grundregeln und sind Teil der arbeitsvertraglich festgelegten Pflichten, die von allen Mitarbeitenden der Axpo Holding AG im Rahmen ihrer täglichen Arbeit zu beachten sind.

Die Geschäftsleitung der Axpo Power AG ernennt den Leiter für den technischen Betrieb des KKB (Kraftwerksleiter) und überträgt diesem die Verantwortung für den sicheren, geordneten und wirtschaftlichen Kraftwerksbetrieb. Der Leiter der Division Kernenergie unterstützt und kontrolliert den Kraftwerksleiter in dessen Bestreben, jederzeit einen sicheren und geordneten Kraftwerksbetrieb zu garantieren. Er räumt dem Kraftwerksleiter die zur Übernahme seiner Verantwortung notwendige Handlungsfreiheit ein, stellt ihm die notwendigen finanziellen und personellen Mittel bereit und hört ihn bei allen Entscheidungen, die das KKB betreffen, an.

Die Geschäftseinheiten Kernbrennstoff (KN) sowie Bautechnik (KG) der Division Kernenergie sind dem KKB für spezifische Aufgaben im Zusammenhang mit der Brennstoffbewirtschaftung bzw. der Bearbeitung von bautechnischen Angelegenheiten im KKB zugewiesen. Um die Schnittstellen zwischen dem KKB und den Geschäftseinheiten KN und KG zu präzisieren, ist das Kraftwerksreglement im Jahr 2014 folgendermassen ergänzt worden:

- Die Sicherstellung der Qualitätskontrolle der Leistungen der Geschäftseinheit KN erfolgt durch KBR. Ein Vertreter der Geschäftseinheit KN nimmt jeweils an den für KN relevanten Sitzungen der Kraftwerksorganisation teil. Die Schnittstellen mit der Betriebsorganisation im Hauptprozess „Kernbrennstoff“ sind im integrierten Managementsystem (IMS) der Division Kernenergie definiert.
- Bei sämtlichen Tätigkeiten, welche die Sicherheit der Kernanlage beeinflussen können, ist der Kraftwerksleiter gegenüber dem Leiter der Geschäftseinheit KG weisungsbefugt. Damit sind die betroffenen Stellen der Geschäftseinheit KG de facto Teil der Betriebsorganisation.

##### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 22 KEG

Art. 30 KEV

Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>

## Beurteilung des ENSI

Die übergeordnete Organisation der Axpo Holding AG erfüllt die massgebenden Vorgaben des KEG, des KEV und der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>.

### 3.1.2 Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen

#### Angaben des KKB

##### *Organisationsstruktur*

In der Struktur der Kraftwerksorganisation sind die Anforderungen

- einer klaren Gliederung nach kraftwerksüblichen Funktionen,
- von eindeutigen Zuständigkeitsbereichen und abgestuften Verantwortungen in den Organisationseinheiten und
- der Wahrnehmung der Kontroll- und Qualitätssicherungsaufgaben durch die zuständigen Organisationseinheiten

berücksichtigt.

Die Struktur der Kraftwerksorganisation sowie die Verantwortlichkeiten, die zur Gewährleistung eines sicheren und geordneten Kraftwerksbetriebs notwendig sind, sind im Kraftwerksreglement geregelt. Dazu gehört die Beschreibung der internen Kraftwerksorganisation, der Aufgaben der verschiedenen organisatorischen Einheiten, der Verantwortung und Zuständigkeiten des leitenden Personals sowie der Aufgaben und Kompetenzen von für die Sicherheit wichtigen Stellen (z. B. Pickettingenieur, Schichtchef). Das Kraftwerksreglement wird vom Leiter der Division Kernenergie genehmigt und vom Kraftwerksleiter in Kraft gesetzt.

Die Aufbauorganisation ist in Linien- und Stabsfunktionen unterteilt. Sie setzt sich zusammen aus der Kraftwerksleitung, den Stabstellen und acht Abteilungen. Letztere sind: Administration, Betrieb, Dienste, Elektrotechnik, Maschinenteknik, Reaktor und Sicherheit, Überwachung sowie der Stab KBV. Je nach Grösse der Abteilungen sind diese weiter in Ressorts, Gruppen und Equipen unterteilt.

Personaldienst und Support Strategische Gross-Projekte sind als Stabstellen organisiert und sind direkt dem Kraftwerksleiter unterstellt. Zusätzlich sind Beauftragte für besondere sicherheitsrelevante Aufgaben eingesetzt, welche dem Kraftwerksleiter direkt rapportieren.

Die Linienorganisation wird für die Bearbeitung abteilungsübergreifender Fragestellungen von einer prozess- bzw. projektorientierten Organisation (Matrixorganisation) ergänzt und überlagert. Projektteams, Arbeitsteams, Arbeitsgruppen, Ausschüsse, Kommissionen und Organe des Prozessmanagements sind entsprechend der Matrixstruktur organisiert. Projekte werden gemäss den Anweisungen für Projektorganisation und -management abgewickelt.

##### *Verantwortung und Kompetenzen*

Der Kraftwerksleiter ist für den sicheren, geordneten und wirtschaftlichen Kraftwerksbetrieb verantwortlich. Ebenso ist er für die Qualifikation sowie Aus- und Weiterbildung des Eigenpersonals verantwortlich. Bei seiner Abwesenheit übernimmt der ernannte Stellvertreter die vollumfängliche Funktion des Kraftwerksleiters in den Belangen, die in direktem Zusammenhang mit dem Betrieb des Kernkraftwerks stehen und die nicht aufgeschoben werden können. Ausserhalb der Normalarbeitszeit übernimmt der Pickettingenieur die Stellvertretung des Kraftwerksleiters in allen Belangen, die eine unverzügliche Entscheidung erfordern.

Für alle Stellen existieren Stellenbeschreibungen, in denen neben dem Anforderungsprofil das Stellenziel, die Haupt- und Nebenaufgaben sowie die Entscheidungskompetenzen festgelegt sind. Für bestimmte Führungspositionen sowie für Stellen, die für die Sicherheit eine besondere Bedeutung haben, sind in der Stellenbeschreibung weitere sicherheitsbezogene Kompetenzen (z. B. Sach- und Fachkenntnisse, persönliche Voraussetzungen) aufgeführt.

## Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 22 KEG

Art. 30 KEV

Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>

## Beurteilung des ENSI

Die Verantwortung für die für die Sicherheit erforderlichen Tätigkeits- und Sachbereiche wird durch die Organisation des KKB wahrgenommen. Das dazu notwendige Personal ist in überblickbare Organisationseinheiten eingeteilt. Die interne Organisation des KKB, die Festlegung der Verantwortung und Kompetenzen sowie die Stellvertreterregelung erfüllen die massgebenden Vorgaben des KEG, des KEV und der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>.

### 3.1.3 Führungsaufgaben

#### Angaben des KKB

##### *Führungsgrundsätze*

Gestützt auf die Unternehmenspolitik und als Orientierung für die tägliche Arbeit in der Axpo Power AG sind die drei Werte: sympathisch, gestaltend, qualitätsbewusst (vgl. Kapitel 3.2) bestimmend. Wegweisend für Führungsaufgaben in der Division Kernenergie und damit im KKB ist der davon konkretisierte Wert: Führung durch Vorbild. Er verpflichtet die Vorgesetzten des KKB bei der Erfüllung ihrer Aufgaben und ihrem Handeln die folgenden Führungsgrundsätze zugrunde zu legen:

- Vorgesetzte übernehmen eine besondere Verantwortung für die Unternehmenskultur
- Vorgesetzte gewinnen Mitarbeitende durch ihr vorbildliches Verhalten und Handeln
- Vorgesetzte treffen weitsichtige und nachvollziehbare Entscheidungen
- Vorgesetzte schaffen Vertrauen durch klare Ziele und entsprechendes Feedback

Auch im Kraftwerksreglement ist festgehalten, dass die Vorbildfunktion in Bezug auf sicherheitsgerichtetes Handeln zur Verantwortung und Zuständigkeit des leitenden Personals gehört.

##### *Führungsinstrumente*

Ein wichtiges Führungsinstrument der Vorgesetzten ist das Mitarbeitergespräch (vgl. Kapitel 3.4.1). Aus der WANO Peer Review 2004 resultierte, dass die Erwartungen der Führungskräfte an die Mitarbeitenden nicht klar definiert sind und diese somit auch nicht ausreichend konsequent von den Mitarbeitenden eingefordert werden. Dieser Aspekt wurde in der Follow-up Review 2007 immer noch als verbesserungswürdig bewertet. Daraufhin startete das KKB 2010 ein Projekt, mit welchem erreicht werden sollte, dass alle Mitarbeitenden die an sie gestellten Erwartungen kennen und entsprechend verantwortungsbewusst handeln. Als Resultat aus diesem Projekt liegt mittlerweile für jede Abteilung eine Broschüre vor, in welcher die Erwartungen an die Mitarbeitenden formuliert sind (vgl. Kapitel 3.3).

Die Thematik der Personalführung hat auch durch das von der WANO propagierte Konzept „Managers in the field“ (MiF) im Betrachtungszeitraum an Bedeutung gewonnen. Mit diesem Führungsinstrument zeigen die Vorgesetzten ihren Mitarbeitern und Fremdmitarbeitern ihre persönliche Verpflichtung für das Primat der Sicherheit beim Betrieb eines Kernkraftwerks. Das Konzept wird in Kernkraftwerken ausserhalb der Schweiz bereits umgesetzt und so konnte das KKB, durch die Teilnahme an mehreren WANO-Überprüfungen, umfangreiche Erfahrung dazu sammeln. Dabei wurde erkannt, dass dieses Instrument im KKB nur nutzbringend eingesetzt werden kann, wenn es vorgängig an die Kultur des KKB angepasst wird. Vor der flächendeckenden Einführung von „Managers in the field“ im KKB wurde zuerst ein Pilotprojekt durchgeführt. Die damit gemachten Erfahrungen wurden ausgewertet und für die Weiterentwicklung des Instruments bewertet (vgl. Kapitel 3.3).

## **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Die Ausgestaltung und Umsetzung der Führungsaufgaben erfüllt die massgebenden Anforderungen der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>.

#### **3.1.4 Interner Sicherheitsausschuss**

##### **Angaben des KKB**

Die interne Sicherheitskommission (ISK) – dies ist die von KKB verwendete Bezeichnung für den internen Sicherheitsausschuss – unterstützt die Kraftwerksleitung bei der Sicherstellung der nuklearen Sicherheit und bei der Bewertung des Anlagenbetriebs unter Berücksichtigung internationaler Erfahrungen. Gegenüber der Kraftwerksleitung hat die ISK eine beratende Funktion.

Die ISK setzt sich aus dem Kraftwerksleiter und dessen Stellvertreter sowie den Abteilungsleitern und einem externen Vertreter zusammen. Weitere Personen können zu ständigen Mitgliedern ernannt werden oder werden fallweise beigezogen. Die Sitzungen finden regelmässig mindestens vier Mal pro Jahr statt. Zusätzliche Sitzungen können bei Bedarf oder auf Antrag eines Mitglieds einberufen werden. Die Sitzungen werden protokolliert, wobei von Beschlüssen abweichende Meinungen festgehalten werden.

##### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Kap. 6.3.1 der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>

##### **Beurteilung des ENSI**

Die Aufgabenstellung, Zusammensetzung und Arbeitsweise des internen Sicherheitsausschusses entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>.

## **3.2 Safety Policy (Sicherheitsstrategie) des KKB**

### **Angaben des KKB**

In der Axpo Holding AG existiert ein alle Konzernstufen umfassendes Vorschriftensystem, welches eine Rangordnung der Vorschriften (Normenhierarchie), an welcher sich die Mitarbeitenden orientieren können, mit einschliesst. Die Normenhierarchie folgt dem generellen Prinzip, dass Vorschriften der tieferen Stufe Ausführungen einer höheren Ebene konkretisieren und ihnen dabei nicht widersprechen dürfen.

Die Sicherheitsstrategie orientiert sich an Sicherheits-Grundprinzipien, insbesondere:

- sich an hohen Sicherheits-Standards messen
- stetige Optimierung des Krisenmanagements
- laufende Verbesserung der Sicherheit
- aktive Förderung der Sicherheitskultur
- offene und transparente Information

Von diesen Sicherheits-Grundprinzipien werden Handlungsrichtlinien für die Geschäftstätigkeit der Axpo Power AG abgeleitet bzw. in das Vorschriftensystem integriert. Dieses Vorschriftensystem bildet wiederum einen Bestandteil des integrierten Management-Systems des KKB (vgl. Kapitel 3.5). Es ist in Tabelle 3.2-1 dargestellt.

**Tabelle 3.2-1: Übersicht über Dokumente, welche die Sicherheitsstrategie des KKB regeln**

Dokument	Erlass-Ebene	Adressat	Inhalt betreffend nukleare Sicherheit
Vision und Mission	Konzernleitung (Vorgaben des Verwaltungsrates)	Gesamtkonzern	Der Axpo Konzern stellt eine sichere, umweltgerechte und wettbewerbsfähige Stromversorgung sicher.
Leitbild	Konzernleitung	Gesamtkonzern	Verantwortung und Sicherheitsbewusstsein prägen das Handeln der Axpo-Mitarbeitenden gegenüber Mensch und Umwelt.
Verhaltenskodex	Konzernleitung	Gesamtkonzern	Vorrang von Sicherheit und Schutz von Mensch und Umwelt.
Nukleare Sicherheits-Charta	Leitung Division Kernenergie	Division Kernenergie	Selbstverpflichtung beim Betrieb nuklearer Anlagen eigenverantwortliche Massnahmen zu treffen, um die Sicherheit kontinuierlich zu verbessern.
Vision, Mission und Werte der Division Kernenergie	Leitung Division Kernenergie	Division Kernenergie	Versorgung der Kunden wird durch einen sicheren, zuverlässigen, wirtschaftlichen und nachhaltigen Anlagenbetrieb gesichert.
Kraftwerksreglement	Leitung Division Kernenergie und Kraftwerksleiter	KKB	Zuverlässige Produktion von Strom unter Gewährleistung des Schutzes von Mensch, Umwelt und Rechtsgütern innerhalb und ausserhalb des Areals.

Auf der Grundlage des hierarchisch übergeordneten Dokumentes „Vision und Mission“ und des Leitbildes hat die Axpo Power AG drei Werte festgelegt, die allen Mitarbeitenden als Orientierung für ihre tägliche Arbeit dienen sollen. Diese Werte sind: qualitätsbewusst, sympathisch, gestaltend. Im Dokument „Vision, Mission, Werte der Division Kernenergie“ sind diese für die Division Kernenergie konkretisiert.

Die Nukleare Sicherheits-Charta beschreibt die Selbstverpflichtung der Division Kernenergie, beim Betrieb nuklearer Anlagen eigenverantwortlich Massnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung der Sicherheit zu treffen. Der Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen ist dabei besondere Beachtung zu schenken. Die Charta gilt als Basis für alle Mitarbeitenden bei der Erfüllung ihrer täglichen Aufgaben.

Im Kraftwerksreglement sind die Organisation und Verantwortlichkeiten, um jederzeit einen sicheren und geordneten Kraftwerksbetrieb zu gewährleisten, geregelt. Als übergeordneter Auftrag (Mission) ist darin die zuverlässige Produktion von Strom unter Gewährleistung des Schutzes von Mensch, Umwelt und Rechtsgütern innerhalb und ausserhalb des Areals festgeschrieben. Die Umsetzung dieses Auftrags wird insbesondere durch den Grundsatz, dass der nuklearen Sicherheit bei allen Aktivitäten im KKB oberste Priorität einzuräumen ist, unterstützt. Dabei wird darauf geachtet, dass das Sicherheitsbewusstsein auf allen Organisationsstufen so gefördert wird, dass den Anliegen, die mit dieser Priorität in Verbindung stehen, die nötige Aufmerksamkeit geschenkt wird.

### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 22 KEG

Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>

## Beurteilung des ENSI

Die Sicherheitsstrategie richtet sich am Primat der Sicherheit aus. In verschiedenen Dokumenten, angepasst an die jeweiligen Konzernstufen ist dargelegt, wie sich die Axpo Holding AG bzw. das KKB dieser Bedeutung der Sicherheit und der sich daraus ableitenden Verantwortung verpflichtet. Die Sicherheitsstrategie des KKB erfüllt damit die Vorgaben des KEG und der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>.

## 3.3 Sicherheitskultur

### Angaben des KKB

Sicherheitskultur wird im KKB in Anlehnung an internationale Standards<sup>52</sup> als „die Gesamtheit von Merkmalen und Einstellungen bei Organisationen und Individuen, die als oberste Priorität durchsetzt, dass Sicherheitsfragen von Kernkraftwerken die ihrer Bedeutung entsprechende Aufmerksamkeit erhalten“ verstanden.

#### *System zur Aufrechterhaltung und Weiterentwicklung der Sicherheitskultur im KKB*

Die Aufrechterhaltung und Weiterentwicklung der Sicherheitskultur erfolgt durch ein alle Hierarchiestufen des KKB umfassendes System. Die Basis dieses Systems bildet die Sicherheitsstrategie, welche die gesamte Axpo Holding AG umspannt (vgl. Kapitel 3.2). Wichtige Systemelemente sind:

- Festlegen und Kommunizieren von Anforderungen und Erwartungen

Im Verhaltenskodex der Axpo Holding sind die für alle Mitarbeitenden verbindlich geltenden Grundregeln eindeutig und verständlich festgelegt. Diese Regelungen verdeutlichen allen Mitarbeitenden, wie sie sich in bestimmten Situationen wertegetreu zu verhalten haben. Die Regelungen sind Teil der arbeitsvertraglich geregelten Pflichten der Mitarbeitenden.

- Bereitstellung von Ressourcen für die Sicherheit

In der Nuklearen Sicherheits-Charta ist die Selbstverpflichtung der Axpo Holding AG gegenüber dem Kraftwerksleiter festgelegt, die für seine Verantwortung für die Sicherheit notwendigen personellen, technischen und finanziellen Mittel durch das Management der Axpo Holding AG zu gewährleisten.

- Unternehmensinterne Kommunikation

Informations- und Kommunikationsregeln sind verbindlich im Kraftwerksreglement festgelegt. Diese sollen allen Mitarbeitenden des KKB ermöglichen, jederzeit selbständig im eigenen Verantwortungsbereich handeln zu können. Verschiedene Kommunikationsmittel, insbesondere formal festgelegte Sitzungen, ad-hoc Informationen durch die Kraftwerksleitung in der Kantine, Anschlagbretter und Intranet, stehen dazu zur Verfügung. Im KKB ist man sich bewusst, dass eine offene Kommunikation ein wichtiges Schlüsselement einer guten Sicherheitskultur ist und dass diese nicht alleine durch schriftliche Anweisungen und Regelungen erfolgen kann, sondern hauptsächlich durch die Vorgesetzten, ihre persönliche Einflussnahme und ihr eigenes Verhalten aufrecht erhalten wird.

- Selbstverpflichtung der Führungskräfte

In verschiedenen Dokumenten, insbesondere im Dokument „Vision, Mission, Werte der Division Kernenergie“ verpflichten sich die Führungskräfte, basierend auf der Nuklearen Sicherheits-Charta der nuklearen Sicherheit erste Priorität zu geben und die Sicherheitskultur zu fördern.

- Anforderungen und Erwartungen der Führungskräfte an die Mitarbeitenden

Vom Eintritt der Mitarbeitenden in das KKB über die gesamte Betriebszugehörigkeit vermitteln Führungskräfte Anforderungen und Erwartungen an ihre Mitarbeitenden. Dazu kennt das KKB verschiedene Instrumente. Neben der formalen Einweisung und den informellen persönlichen Gesprächen werden Erwartungen an Mitarbeitende auch in Broschüren-Form mitgeteilt. Das „Handbuch für das Betriebspersonal“, welches Erwartungen an den Betrieb enthält, entspricht einer solchen Broschüre.

Sie wurde 2006 eingeführt und 2009 überarbeitet. Um eine KKB-weite Harmonisierung der Anforderungen und Erwartungen zu erreichen, wurde 2010 entschieden, für alle Abteilungen solche Broschüren zu entwickeln (vgl. Kapitel 3.1.3). Seit Ende 2012 liegen diese abteilungsspezifischen Broschüren im KKB vor.

- „Managers in the Field (MiF)“

Das von der WANO propagierte Konzept „Managers in the Field“ (MiF) ist ein Führungsinstrument, das in der Kernkraftwerksgemeinschaft international in den letzten Jahren an Bedeutsamkeit gewonnen hat. Das KKB konnte durch die Teilnahme an mehreren WANO-Überprüfungen umfangreiche Erfahrung dazu sammeln. Dabei wurde erkannt, dass dieses Instrument im KKB nur nutzbringend eingesetzt werden kann, wenn es vorgängig an die Kultur des KKB angepasst wird. Diese Anpassung geschah im Rahmen eines Pilotprojekts (vgl. Kapitel 3.1.3).

- Massnahmen zur Förderung der Sicherheitskultur

Zu den Massnahmen zur Förderung der Sicherheitskultur gehören insbesondere die Instrumente zur sicherheitsgerichteten Arbeitsdurchführung bzw. zur Vermeidung von Fehlern. Dazu wurde 2007 die Weisung „Fehlervermeidungstechniken im Kernkraftwerk Beznau“ verfasst. In dieser Weisung sind eine Reihe von Instrumenten zur Fehlervermeidung und ihre jeweilige Anwendung beschrieben. Zu diesen Instrumenten zählen insbesondere Pre-Job-Briefing, PEER-Checking, Gebrauch und Befolgung von Vorschriften, Selbstüberwachung entsprechend dem Konzept STAR (Stop, Think, Act, Review) und unabhängige Überprüfung.

- Hilfsmittel zur Entscheidungsfindung in betrieblichen Situationen

Eine weitere Massnahme zur Förderung der Sicherheitskultur steht im Zusammenhang mit der Förderung der systematischen Entscheidungsfindung. Mit Hilfe der in einer Weisung beschriebenen Vorgehensweise FORDEC (Facts, Options, Risks, Decision, Execution, Check) steht dem KKB seit April 2007 ein Hilfsmittel bei der Entscheidungsfindung in betrieblichen Situationen zur Verfügung.

### *Lernen aus Erfahrung*

Das Lernen aus Erfahrungen ist seit 2007 in der Weisung „Erfassung und Auswertung der internen Betriebserfahrung (Abweichungen und Ereignisse)“ geregelt. Entsprechend dieser Weisung ist im KKB ein dreifach abgestufter Betriebserfahrungs-Rückflussprozess festgelegt. Dieser Prozess besteht aus der Erfassung und Auswertung von (1) Vorkommnissen, die einer ENSI-Meldepflicht unterstehen, von (2) Vorkommnissen, die nicht meldepflichtig sind sowie von (3) Abweichungen von Erwartungen. Die Durchführung der Human Factors-Analyse ist ebenfalls in der genannten Weisung geregelt. Sie erfolgt durch ein Gremium unter Einbezug einer in Arbeits- und Organisationswissenschaften ausgebildeten und qualifizierten Fachperson.

Die Erfassung der internen Betriebserfahrung ist grundsätzlich von allen Mitarbeitenden im KKB wahrzunehmen. Die Auswertung erfolgt durch ein Arbeitsteam, das aus Vertretern aller Abteilungen sowie einer Human Performance Fachperson und einer externen Fachperson zusammengesetzt ist. Die Dokumentation und Nachverfolgung der Betriebserfahrung erfolgt anhand einer Betriebserfahrungs-Datenbank. Diese kann von allen Mitarbeitenden eingesehen werden. Ausgewählte Ereignisberichte werden allen Mitarbeitenden über das Intranet zugänglich gemacht.

Das KKB zählt auch das Lernen aus positiver Erfahrung zum Lernen aus Erfahrung. Möglichkeiten positive Erfahrung auszutauschen sind u. a. über die Aussprache zu den Kraftwerksabstellungen oder bei den Mitarbeiterorientierungen gegeben. In diesem Zusammenhang erfolgte 2009 eine Mitarbeiterinformation zum Thema der menschlichen Stärken.

### *Selbst- und Fremdbeurteilung der Sicherheitskultur*

Die Selbst- und Fremdbewertung der Sicherheitskultur erfolgt im KKB über verschiedene Kanäle. Die wichtigsten davon sind:

- Selbstbewertung

Die jährliche Bewertung des Integrierten Managementsystems (iMS, vgl. Kapitel 3.5) stellt einen übergeordneten zusammenfassenden Bestandteil der Selbstbewertung des Managementsystems dar. Im Rahmen dieser Selbstbewertung führen die Prozesseigner, unterstützt durch die Linie, eine Bewertung ihres Prozesses durch. In diesem Kontext erfolgt auch eine regelmässige Selbstbewertung des Funktionierens der Sicherheitskulturförderung, welche einen Führungsprozess innerhalb des iMS darstellt.

- Sicherheits-Controlling

Eine bedeutende Massnahme zur Förderung der Sicherheitskultur ist die Einführung des Sicherheits-Controllings im Jahr 2006. Diese von der Linienorganisation unabhängige Stelle ermöglicht sowohl eine qualitative wie auch eine quantitative Bewertung der Sicherheit. Die Grundlage des Sicherheits-Controllings bilden die in der Nuklearen Sicherheits-Charta festgelegten Grundsätze. Das Sicherheits-Controlling repräsentiert eine „externe Sicht“, mit welcher insbesondere betriebliche Praktiken sowie implizite Normen, die sich in jeder Organisation entwickeln, identifiziert und in Bezug auf die Sicherheit bewertet werden können. Aufgabe des Sicherheits-Controllings ist es auch, Diskussionen über die Sicherheit anzustossen bzw. einzufordern. Es ist zudem auch die Ombudsstelle für Sicherheitsfragen der Mitarbeitenden.

Das Sicherheits-Controlling erarbeitet eine 10-Jahresplanung zur Förderung der Sicherheitskultur. Als Input dienen die Erkenntnisse aus der Tätigkeit des Sicherheits-Controllings, Ergebnisse aus Audits sowie nationalen und internationalen Betriebserfahrungen und Forschungsergebnisse. Die Tätigkeit des Sicherheits-Controllings beinhaltet die Auswertung von für die Sicherheit relevanten Informationen aus Gesprächen mit Mitarbeitenden, Anlagenrundgängen, gezielter Hinterfragung und Überprüfung von festgelegten Prozessen, Beobachtungen von Arbeitsabläufen, Teilnahme an Sitzungen und Verfolgung der Korrespondenz mit der Behörde.

Quartalsweise berichtet das Sicherheits-Controlling dem Kraftwerksleiter sowie dem Leiter der Axpo Division Kernenergie. Es präsentiert die Ergebnisse zur nuklearen Sicherheit vor der internen Sicherheitskommission sowie jährlich auch der Geschäftsleitung der Axpo AG, der Konzernleitung sowie dem Verwaltungsrat der Axpo Holding.

- Indikatoren

Die Bewertung des iMS erfolgt u. a. mit Hilfe von Sicherheitsindikatoren. Diese sind festgelegte Kenn- und Messgrössen, welche einen Vergleich über verschiedene Zeiträume ermöglichen. Im KKB kommen verschiedene Indikatorensätze zur Anwendung. Ein expliziter Indikatorensatz zur Messung der Sicherheitskultur ist im KKB nicht vorhanden.

- Audits

Interne Audits dienen dazu, die Wirksamkeit des iMS zu überprüfen.

- Fremdbewertung

Eine bedeutende Fremdbewertung der Sicherheitskultur findet durch die WANO Peer Review statt. Solche Reviews wurden im KKB in den Jahren 2004 sowie 2011 durchgeführt. Im Jahre 2007 erfolgte ein Follow-up zur Review von 2004.

## **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien ENSI-G07<sup>285</sup> und ENSI-G09<sup>53</sup>

## **Beurteilung des ENSI**

Im IMS sind Massnahmen zur Beobachtung, Beurteilung und Förderung einer guten Sicherheitskultur festgelegt. Zu diesen Massnahmen gehören beispielsweise die betriebsübergreifende Auswertung der Betriebserfahrung oder die verschiedenen Instrumente zur Bewertung betrieblicher Praktiken. Eine Fremdbewertung der Sicherheitskultur erfolgte durch die Teilnahme an WANO-Überprüfungen. Mit dem Sicherheitscontrolling verfügt das KKB über eine von der Linienorganisation unabhängige Stelle zur Bewertung der Sicherheit.

Der Umgang des KKB mit Fragestellungen im Bereich der Sicherheitskultur erfüllt die Vorgaben der Richtlinien ENSI-G07<sup>285</sup> und ENSI-G09<sup>53</sup>.

## **3.4 Personal des KKB**

### **3.4.1 Personalpolitik**

#### **Angaben des KKB**

Für den Betrieb eines Kernkraftwerks ist qualifiziertes und motiviertes Personal eine wichtige Voraussetzung. Zur Aufrechterhaltung dieser Voraussetzung sind für die Personalrekrutierung, Mitarbeiterbetreuung sowie Personalförderung und -entwicklung Instrumente entwickelt und Massnahmen bereitgestellt worden. Für jede Stelle besteht eine Stellenbeschreibung mit Anforderungsprofil, Stellenziel, Haupt- und Nebenaufgaben sowie Entscheidungskompetenzen. Für Führungspositionen und Stellen mit hoher Bedeutung für die Sicherheit wird das Anforderungsprofil mit zusätzlichen Kompetenzen (z. B. Sach- und Fachkenntnisse, persönliche Voraussetzungen, charakterliche Eigenschaften) spezifiziert.

Für die Beurteilung der Eignung von Bewerbern für die Besetzung einer Stelle werden neben den Bewerbungsunterlagen und dem Vorstellungsgespräch weitere Entscheidungsgrundlagen, wie beispielsweise Referenzauskünfte herangezogen. Vor der Besetzung von Stellen, insbesondere mit Führungsfunktionen oder Schlüsselstellen sowie für das Betriebs- und Bewachungspersonal wird bei der Fachstelle für Personensicherheitsüberprüfungen des Eidg. Departement für Verteidigung, Bevölkerungsschutz und Sport VBS eine Personensicherheitsprüfung durchgeführt.

Das jährlich durchzuführende Mitarbeitergespräch ist ein wichtiges Führungsinstrument des Vorgesetzten. Während diesem Gespräch werden die besonderen Fähigkeiten und beruflichen Pläne besprochen sowie die Leistung durch den Vorgesetzten beurteilt. Zur Beurteilung werden folgende Kompetenzen beigezogen: Fachkompetenz, Leistungserbringung und Methodenkompetenz, Persönlichkeitskompetenz und soziale Kompetenz. Bei Führungskräften wird auch die Führungskompetenz beurteilt. Die Beurteilung dieser Kompetenzen dient unter anderem als Grundlage für eine leistungsorientierte Entwicklung des Gehalts.

Die Fluktuationsrate ist mit Werten von 2,8 - 7,8 % niedrig bzw. trotz der teilweise grossen Anzahl von (regulären und vorzeitigen) Pensionierungen gleichbleibend tief. Austritte infolge von Kündigungen erfolgten in seltenen Fällen. Das KKB interpretiert die geringe Fluktuation mit einer hohen Bindung und Identifizierung der Mitarbeitenden mit dem Unternehmen.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 24 KEG

Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

Die Personalpolitik des KKB sowie deren Umsetzung erfüllen die Vorgaben des KEG und der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>.

### **3.4.2 Personalplanung**

#### **Angaben des KKB**

Der Personalbestand erhöhte sich im Berichtszeitraum von 473 auf 543 Mitarbeitende. Der Grund für diesen Anstieg liegt vor allem bei der Schaffung neuer Stellen infolge diverser Grossprojekte.

Obwohl die wirtschaftliche Entwicklung im Betrachtungszeitraum die Rekrutierung insbesondere von qualifiziertem Fachpersonal erschwerte, konnte der geplante Bedarf quantitativ, qualitativ sowie weitgehend zeitgerecht bereitgestellt werden. In diesem Zeitraum waren durchschnittlich mehr als ein Viertel der Mitarbeitenden mehr als 20 Jahre im KKB beschäftigt. Dies bedeutet, dass in den kommenden Jahren Know-how durch Pensionierungen verloren geht. Um dies zu kompensieren, wurde durch gezielte Massnahmen der Mitarbeitergewinnung die Anzahl junger, erfahrener Mitarbeitender erhöht.

Parallel werden die Mitarbeitenden durch das Aufzeigen von Entwicklungsperspektiven und weiteren motivierenden Massnahmen so weit möglich eng an das Unternehmen gebunden. Hierzu ist geplant, gehaltswirksame Fachlaufbahnen einzuführen. Für einen Teil des zulassungspflichtigen Personals werden zudem spezielle Verträge abgeschlossen (PI, Schichtchefs). Zusätzlich wird das nötige Know-how auch mit umfassenden Weiterbildungsmassnahmen ergänzt.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

Der Personalbestand für sicherheitsrelevante Tätigkeiten ist langfristig geplant. Im Berichtszeitraum konnte trotz Erschwernissen bei der Rekrutierung von qualifiziertem Fachpersonal, der geplante Personalbestand zeitgerecht bereitgestellt werden. Die Erhöhung des Personalbestandes steht im Zusammenhang mit der Schaffung neuer Stellen infolge der Grossprojekte AUTANOVE und HERA.

Per Ende 2015 sind diese Grossprojekte fertiggestellt und für den folgenden Normalbetrieb wird weniger Personal benötigt. Das KKB hat daher 2015 begonnen, sein Personal wieder abzubauen. Ziel des Personalabbaus ist es, den Personalbestand auf den Stand von 2006 zurückzuführen. Parallel dazu hat das KKB eine Personalplanung bis 2013 erstellt. Diese Planung wird periodisch überprüft. Das zulassungspflichtige Personal ist von den genannten Abbaumassnahmen ausgenommen.

Die Personalplanung des KKB erfüllt die Vorgaben der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>.

### **3.4.3 Aus- und Weiterbildung**

#### **3.4.3.1 Allgemeine Ausbildung**

#### **Angaben des KKB**

##### *Neueintretende*

Die allgemeine Ausbildung für Neueintretende ist in eine Basis-, Vertiefungs-, Erweiterungs- und Repetitionsausbildung (Wiederholungsschulung) gegliedert. Innerhalb von ca. 12 Monaten nach Arbeitsaufnahme der Neueintretenden wird im Rahmen der Basisausbildung kernkraftwerksspezifisches Wissen (u. a. allgemeine Kenntnisse, Sicherheitskultur, nukleare Sicherheit, konventionelle Sicherheit, Arbeitssicherheit, Notfallvorsorge, Qualitätssicherung im KKB, Sicherung und Strahlenschutz) vermittelt. Verantwortlich für die Organisation der allgemeinen Ausbildung ist die Stelle KBP (zentrale Planung). Für die Einführung neuer Mitarbeitender am Arbeitsplatz sind die Abteilungsleiter verantwortlich. Zusätzlich zur obligatorischen Grundausbildung werden dazu anhand einer Aufgabenanalyse individuelle Einarbeitungsprogramme ausgearbeitet, die einen umfassenden Know-How-Transfer ermöglichen.

### *Instandhaltungspersonal*

Das Instandhaltungspersonal hat in seiner Tätigkeit einen direkten Einfluss auf den Anlagenbetrieb und die Sicherheit. Deshalb wird grosser Wert auf den Aufbau und den Erhalt des internen Knowhow durch die Aus- und Weiterbildung des Instandhaltungspersonals gelegt. Es ist erforderlich, dass das Instandhaltungspersonal die Zusammenhänge seiner Tätigkeit in Bezug auf die Gesamtanlagenfahrweisen und hinsichtlich der sicherheitstechnischen und qualitativen Anforderungen kennt. Hierzu steht dem Instandhaltungspersonal eine breite Palette von Aus- und Weiterbildungsangeboten zur Verfügung. Daneben dienen auch Pre-Job-Briefings der Vermittlung von erforderlichen, tätigkeitsspezifischen Wissensinhalten. So werden die beteiligten Personen in der Vorbereitung dazu geführt, sich vertieft mit den möglichen Konsequenzen ihrer Tätigkeiten zu befassen. Entsprechende Schulungsunterlagen über die Arbeitsvorbereitungen sind in jeder Instandhaltungsgruppe vorhanden.

### *Technisch-wissenschaftliches Personal*

Das technisch-wissenschaftliche Personal liefert mit der Erstellung von Analysen und Konzepten die Grundlage für die Ausführung von Prozessen, die den Anlagenbetrieb unterstützen. Dabei sind auch der Stand von Wissenschaft und Technik aktuell zu verfolgen und gegebenenfalls erforderliche Massnahmen für die Anlagen abzuleiten. Die Umsetzung der teils komplexen und fachübergreifenden Aufgaben erfordert sowohl vertiefte Fachkenntnisse, als auch ein übergreifendes Verständnis der Gesamtanlage. Die diesbezüglichen Anforderungen werden durch ein umfangreiches Ausbildungsangebot über interne und externe Schulungen abgedeckt. Die Grundlage hierfür ist das Axpo-Reglement „Externe Aus- und Weiterbildung“. Eine detaillierte Beschreibung der Ausbildungsanforderungen und der Prozesse für technisch-wissenschaftliches Personal für die Erfüllung der Richtlinie ENSI-B10<sup>54</sup> ist im neuen „Kraftwerksausbildungshandbuch“ enthalten.

Für die Erfassung des Bedarfs und für die Festlegung der erforderlichen Ausbildungsmassnahmen ist im iMS ein Prozess installiert, welcher eine hohe Qualität der Ausbildung absichert.

Wegen der teilweise hohen Komplexität der Fragestellungen und der hierfür erforderlichen spezifischen analytischen Fähigkeiten kann das notwendige Wissen oft nicht in Kursen erworben werden. In diesen Fällen hat das Training on the job mit längeren Begleitfristen durch erfahrene Mitarbeiter eine grosse Bedeutung.

### *Führungskräfte*

Die Führungsausbildung der Führungskräfte (Kader) wird auf Unternehmensebene durch den Axpo Konzern koordiniert und organisiert. Für die untere Führungsstufe (Gruppen-, Equipen- und Teamchefs) ist der Besuch eines Führungsseminars mit einer eher praxisorientierten Ausrichtung obligatorisch. Grundlage für diese Führungsschulung ist das situative Führen. Neben den Führungskursen werden diverse Kaderschulungen angeboten, wie Konfliktmanagement, Präsentationstechnik, Rhetorik, Zeitmanagement, Verhandlungstraining. Das Aus- und Weiterbildungsangebot wird in einer jährlichen Broschüre publiziert.

Die Personalentwicklung im Führungsbereich erfolgt auf Axpo-Ebene im Rahmen des Management Developments. Das Management Development führt mit Mitarbeitenden mit hohem Förderpotenzial ein Development Center zur Eignungsabklärung durch. Anschliessend werden die ausgewählten Mitarbeitenden mit Entwicklungs- und Förderprogrammen stufengerecht auf ihre Aufgabe vorbereitet.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 36 KEV

Art. 35, 36 und 37 VAPK

Kapitel 4.1.2, 4.2, 4.4 und 6 der Richtlinie ENSI-B10<sup>54</sup>

## **Beurteilung des ENSI**

Das KKB stellt mit der systematischen Ausbildung von neueintretenden Mitarbeitern sicher, dass sich diese innerhalb der ersten zwölf Monate im KKB die für ihre Tätigkeit notwendigen, anlagespezifischen Grundqualifikationen aneignen können. Die Grundausbildung umfasst explizit auch sicherheitsrelevante Kenntnisse (Sicherheitskultur, nukleare und konventionelle Sicherheit, Arbeitssicherheit).

Nach erfolgter Grundausbildung wird sowohl beim Instandhaltungs- als auch beim technisch-wissenschaftlichen und Führungspersonal durch systematische Weiterbildungen und Wiederholungsschulungen ein andauernd hohes Ausbildungsniveau sichergestellt.

Die allgemeine Aus- und Weiterbildung im KKB erfüllt die Vorgaben der KEV, der VAPK und der ENSI-B10<sup>54</sup>.

### **3.4.3.2 Ausbildung des Betriebspersonals**

#### **Angaben des KKB**

##### *Ausbildungsgang*

Nach Eintritt durchläuft jeder neue Schichtmitarbeitende eine einjährige Grundausbildung, durch die er befähigt wird, die Funktion als Anlagenoperator (C-Operator) auszuüben. Der jeweilige Ausbildungsstand wird mit Lernfortschrittskontrollen sowie in einer KKB-internen Abschlussprüfung nachgewiesen. Nach zwei Jahren Betriebszugehörigkeit absolviert der Mitarbeitende die Ausbildung zur Berufsanerkennungsprüfung für KKW-Anlagenoperatoren. Er darf nach bestandener Prüfung den geschützten Titel „Kernkraftwerksanlagenoperator mit eidgenössischem Fachausweis“ tragen.

Bei entsprechender Eignung und Qualifikation kann der Anlagenoperator eine Weiterbildung zum Reaktoroperator (B-Operator) absolvieren. Die insgesamt etwa 2,5 Jahre dauernde Ausbildung umfasst eine fünfzehnmonatige Ausbildung an der Reaktorschule des PSI zum Kernkraftwerkstechniker sowie einen internen Technologiekurs und eine Ausbildung am Kompakt- und Full-Scope-Simulator. Der Fachkundenachweis muss im Rahmen einer Zulassungsprüfung vor dem ENSI erbracht werden. Danach werden Reaktoroperatoren in der ersten Phase ihrer Tätigkeit als B-Operatoren eingesetzt. Nach zwei bis drei Jahren Betriebserfahrung als B-Operatoren und Absolvierung eines internen Vertiefungskurses kann dieser nach einer internen Prüfung zum A-Operator befördert werden. Diese Funktion erlaubt eine zeitlich begrenzte Stellvertretung des Schichtchefs.

Bewährte A-Operatoren erhalten die Gelegenheit nach weiteren zwei bis drei Jahren Berufserfahrung und entsprechender Eignung die Ausbildung zum Schichtchef zu durchlaufen. Dazu gehören ein interner Vertiefungskurs, ein Training am Kompakt- und Full-Scope-Simulator sowie eine Grundausbildung in Führungstechnik und Führung in ausserordentlichen Situationen. Der Fachkundenachweis muss im Rahmen einer Zulassungsprüfung vor dem ENSI erbracht werden.

Pikettingenieur-Kandidaten müssen ein Diplom einer Universität oder Fachhochschule mit technischer Ausrichtung besitzen. Sie durchlaufen den zeitlich auf ca. 5 Jahre gerafften Ausbildungsweg bis zum Schichtchef und können nach zweijähriger Schichtcheftätigkeit nach einem Vertiefungskurs sowie einer gezielten Führungs- und Notfallausbildung den Fachkundenachweis im Rahmen einer Zulassungsprüfung vor dem ENSI erbringen.

##### *Wiederholungsschulung und Requalifikation*

Zulassungspflichtiges Personal muss seinen Kenntnisstand in periodischen Requalifikationen am Simulator unter Beweis stellen. Die erforderlichen Ausbildungsmassnahmen werden in Form periodischer, mehrtägiger Kurse durchgeführt. Diese beinhalten sowohl theoretische Ausbildungen als auch Simulatortraining. Pro Jahr werden mehrere Kurse von einigen Tagen Dauer durchgeführt.

### *Ausbilder-Weiterbildung*

Der Fachkundeerhalt der Ausbilder umfasst die Ausübung der Schichtchef- bzw. Pickettingenieur-Funktion mit allen entsprechenden Weiterbildungsveranstaltungen und Repetitionsschulungen, zusätzlich unterstützt durch die fachtechnische Lehrtätigkeit und Erfahrungen mit menschlichen Verhaltensaspekten am Simulator. Zur didaktischen Weiterbildung besuchen sich die Ausbilder der Betriebsausbildung gegenseitig und unterrichten im Team. Zusätzlich erfolgt der Erfahrungsaustausch mit den anderen Schweizer Kernkraftwerken über die GSKL-Arbeitsgruppe Betriebsausbildung. Durch die Teilnahme der Simulatorinstruktoren an Fachkonferenzen/Workshops, durch die Zusatzausbildung an anderen Simulatoren sowie durch den Erfahrungsaustausch mit Betreibern anderer Anlagen der gleichen oder ähnlichen Bauart wird sichergestellt, dass neue internationale Erkenntnisse und Erfahrungen in die Ausbildung einfließen.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 6, 7 und 8 VAPK

Art. 35 VAPK

Kapitel 5 und 6.1 der Richtlinie ENSI-B10<sup>54</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Das ENSI nimmt an sämtlichen Zulassungsprüfungen teil und führt jährliche Inspektionen zum Ausbildungsprogramm durch. Zusätzlich hat das ENSI auch Gelegenheit, die Arbeitsweise der Schichtmannschaft anlässlich von Notfallübungen zu beobachten. Im Rahmen dieser Aktivitäten konnte sich das ENSI vor Ort von der hohen Qualität der Ausbildung des Betriebspersonals überzeugen.

Die Ausbildung des Betriebspersonals im KKB erfolgt systematisch. Wiederholungsschulungen stellen unter anderem sicher, dass Erkenntnisse aus internen und externen Betriebserfahrungen einfließen. Damit erfüllt die Ausbildung die Vorgaben der VAPK und der ENSI-B10<sup>54</sup>.

## **3.4.4 Simulatoreausbildung**

### **Angaben des KKB**

Das Simulatortraining für das Betriebspersonal des KKB erfolgte bis 2006 einerseits am Kompaktsimulator am Standort KKB und andererseits am generischen Full-Scope-Simulator (Grosssimulator) in Waltz Mill (USA) beim Lieferanten der Primäranlage Westinghouse. Beide Simulatoren verfügten über identische Prozesssoftware.

Das Mensch-Maschine-Interface (MMI) des Kompaktsimulators war jedoch auf die wichtigsten Bedienelemente reduziert. Damit eignete sich der Kompaktsimulator lediglich für die Verbesserung des Verständnisses der Prozessabläufe bei Transienten und Störfällen. Die schrittweise Abarbeitung der entsprechenden Notfallvorschriften konnte nur in dem Umfang der nachgebildeten Bedienelemente trainiert werden. Durch die generische Auslegung und Gestaltung des Full-Scope-Simulators in Waltz Mill bedingt, wurden die Anforderungen bzgl. der anlagenspezifischen Modellierung und des anlagenspezifischen MMI nicht optimal erfüllt. Das führte zu der Entscheidung, einen anlagenspezifischen Simulator zu beschaffen.

Auf dem Kraftwerksareal wurde das bestehende Mehrzweckgebäude für die Aufnahme des neuen Simulators erweitert. Neben der Nachbildung des Kommandoraumes wurde in einem separaten Raum der Notstandsleitstand nachgebildet. Die im Kommandoraum vorhandenen Systeme inklusive Anlageninformationssystem ANIS wurden am Simulator abgebildet. Bei der Auslegung des neuen Simulators wurde das Ziel, diesen auch für Notfallübungen und Lizenzprüfungen einzusetzen, berücksichtigt. Insbesondere durch die Nachbildung des Notstandsleitstandes können auch seltene Ereignisse mit den entsprechend der Notstandsfunktion reduzierten Systemverfügbarkeiten geschult werden. Durch die örtliche Nähe zur Realanlage ist der Einbezug der Anlagenoperateure sowie die Einbindung der Pickettingenieure oder ggf. des Notfallstabes und des Technical Support Centers möglich, wodurch die Zusammenarbeit und Kommunikation innerhalb der ganzen Schichtgruppe und mit der Notfallorganisation geschult werden kann. Darüber hinaus konnte die Trainingszeit für das

zulassungspflichtige Personal am Simulator in etwa verdoppelt werden und für die Anlagenoperateure überhaupt ermöglicht werden.

Der werkseigene Simulator hat seit seiner Inbetriebnahme zum Wissens- und Erfahrungsaufbau sowie zur Vertiefung und Festigung des Wissens im Rahmen diverser Simulatorurse beigetragen und wird auch fortan die gesamtheitliche anlagenspezifische Ausbildung des Betriebspersonals unterstützen.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 6, 7, 8, 34 und 35 VAPK

Kapitel 5.4.2 der Richtlinie ENSI-B10<sup>54</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Das ENSI führt regelmässige Inspektionen des Ausbildungs- und Requalifikationsprogramms des KKB durch. Dabei konnte sich das ENSI davon überzeugen, dass die Simulatoreausbildung im KKB sorgfältig und systematisch durchgeführt wird. Der anlagenspezifische Full-Scope-Simulator ermöglicht seit 2007 eine realitätsnahe Grund- und Wiederholungsschulung des zulassungspflichtigen Personals, insbesondere auch in Hinblick auf die Schulung von Teamarbeit, richtigem Arbeitsverhalten und Kommunikation.

Die Simulatoreausbildung im KKB erfüllt die Vorgaben der VAPK und der ENSI-B10<sup>54</sup>.

## **3.4.5 Fremdpersonal**

### **3.4.5.1 Beauftragung**

#### **Angaben des KKB**

Das KKB ist vor allem für die Arbeiten während der geplanten Kraftwerksabstellungen (Revisionen) auf die Unterstützung durch geeignetes Fremdpersonal angewiesen. Dieses wird auf dem Kraftwerksareal von einem jeweils bestimmten KKB-Mitarbeitenden eingewiesen und betreut. Der Betreuer ist dabei u. a. verantwortlich für:

- die Überprüfung der zur Ausführung der Tätigkeit erforderlichen fachlichen Qualifikation und objektiven Tauglichkeit des zugeteilten Fremdpersonals
- die Sicherstellung der für die Ausführung der Tätigkeit erforderlichen spezifischen Ausbildungen

Nach Beendigung des Einsatzes werden die Fremdmitarbeitenden durch deren Betreuer hinsichtlich der Erfüllung der Funktion/Tätigkeit, der Qualität der Arbeiten und der Einhaltung der Vorschriften bewertet. Diese Bewertung ist unter anderem die Basis für eine Einschätzung hinsichtlich eines eventuellen Wiedereinsatzes. Auf Grund der langjährigen, guten Zusammenarbeit zwischen dem KKB und den verschiedenen Fremdfirmen steht für die Arbeitseinsätze mehrheitlich Fremdpersonal mit mehrjähriger Erfahrung im KKB zur Verfügung.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 13 VAPK

Kapitel 6.4 der Richtlinie ENSI-B10<sup>54</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Die Beauftragung des Fremdpersonals im KKB erfüllt die Vorgaben der VAPK.

### **3.4.5.2 Instruktion und Betreuung**

#### **Angaben des KKB**

Das Fremdpersonal erhält vor der Arbeitsaufnahme eine entsprechend seines Einsatzgebietes angepasste Sofort- und Grundausbildung. Fremdpersonal, das im KKB eingesetzt wird, wird generell in folgenden spezifischen Themen und Bereichen ausgebildet und geschult:

- Arbeitssicherheit
- Elektrounfallverhütung
- Materialverwaltung
- Sorgfalt am Arbeitsplatz / Eintrag von Fremdkörpern
- Umweltmanagement
- Abfallentsorgung
- Instruktion und Rundgang in der Primärgarderobe

Die Dauer der Ausbildung für Fremdmitarbeitende, die während der geplanten Revisionsabstellung zum Einsatz kommen, beträgt fünf Stunden und ausserhalb dieser Periode 1,5 Stunden. Die Teilnahme wird kontrolliert und dokumentiert.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 13 VAPK

Kapitel 6.4 der Richtlinie ENSI-B10<sup>54</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

Bei Inspektionen zum Umgang des KKB mit Fremdfirmen hat das ENSI festgestellt, dass das KKB über klare interne Vorgaben zur Instruktion und Betreuung von Fremdfirmen verfügt und dass diese Vorgaben eingehalten werden. Durch Eintrittsschulungen wird sichergestellt, dass externe Mitarbeiter über das notwendige Wissen für einen sicheren Einsatz im KKB verfügen.

Die Instruktion und die Betreuung des Fremdpersonals im KKB erfüllen die Vorgaben der VAPK und der ENSI-B10<sup>54</sup>.

## **3.5 Managementsystem des KKB**

#### **Angaben des KKB**

##### *Entwicklung des iMS*

Seit den 1980er-Jahren sind verschiedene international akzeptierte Normen und funktionspezifische Standards für Managementsysteme entwickelt worden. Im Zuge dieser Entwicklungen hat sich das Managementsystem im KKB vom Qualitätssicherungsprogramm zu einem iMS bzw. einem iMS-Prozessmanagement entwickelt. Das iMS-Prozessmanagement unterstützt die Verknüpfung von Linien- und Prozessaufgaben u. a. bei Querschnittsthemen wie beispielsweise Änderungswesen, Beschaffungswesen, Personalwesen und Lenkung von Dokumenten. Es dient damit als Führungsmittel und unterstützt die Umsetzung der Werte der Division Kernenergie. Der Kraftwerksleiter führt innerhalb der Division Kernenergie die Funktion des Beauftragten der Divisionsleitung für das iMS aus. Damit ist sichergestellt, dass die Verantwortung für die Umsetzung durch die Divisionsleitung und die Kraftwerksleitung wahrgenommen wird und die erforderlichen Handlungskompetenzen vorhanden sind.

Die Entwicklung vom Qualitätssicherungsprogramm zum iMS-Prozessmanagement ist folgendergestalt. 2008 wurde im Rahmen des Organisationsprojektes PROVIS (Prozesse visualisieren) mit externer Unterstützung

die Dokumentation neu visualisiert und prozessorientiert strukturiert. Die Hauptziele des Projektes bestanden darin, alle bereits bestehenden und relevanten Prozesse zu identifizieren, ihre Gültigkeit und organisatorische Einbettung zu überprüfen, sie zu visualisieren und zu dokumentieren sowie sie wo notwendig zu optimieren.

Ein effektives und effizientes Prozessmanagement setzt voraus, dass alle Geschäftsprozesse sauber definiert, benutzungsorientiert dokumentiert und bewusst in die Organisation eingebettet sind. In der Division Kernenergie erfüllt das iMS diese Funktion. Die Bedürfnisse für eine benutzungsorientierte Anwendung des Prozessmanagements sind anlässlich der zweimal jährlich stattfindenden Workshops, die mit den Prozesseignern durchgeführt werden, erarbeitet worden. Sie dienen im Projekt PROVIS als Spezifikationsgrundlage der elektronischen Lösung des iMS.

Die aus dem Projekt PROVIS hervorgegangene elektronische Lösung des iMS wurde der HSK im November 2008 vorgestellt. Seither wird sie im KKB benutzt und inhaltlich laufend vervollständigt und optimiert. 2011 wurde beispielsweise die seit 2005 in Kraft stehende Unternehmenspolitik überarbeitet und den neuen Leitlinien der Axpo AG angeglichen. Damit ist das iMS ebenfalls zum erklärten Führungsinstrument der Division Kernenergie geworden. In den Dokumenten „Vision, Mission, Werte der Division Kernenergie“<sup>55</sup> und „Verbindlichkeitserklärung“<sup>56</sup> ist das Bekenntnis der Divisionsleitung zum iMS als Führungsinstrument ebenfalls festgeschrieben.

#### *Aufbau des Managementsystems (iMS)*

Die im iMS dokumentierten Prozesse (Prozesssystem) sind zu verschiedenen Prozesskategorien zusammengefasst. Diese Prozesskategorien sind: Führungs- und Unterstützungsprozesse, Produktionssicherstellung, Marktleistung und Kernbrennstoff. In den drei Letztgenannten sind die Kernkompetenzen des KKB zusammengezogen. Das iMS ist derart konzipiert, dass bei dessen konsequenter Anwendung die aktuellen Anforderungen der Normen

- ISO 9001 Qualitätsmanagementsystem
- ISO 14001 Umweltmanagementsystem
- ISO 14025 Umweltdeklaration der EPD (Environmental Product Declaration)
- OHSAS, 18001 Arbeitssicherheitsmanagement (Occupational Health and Safety Assessment Series)
- EKAS, Richtlinie 6508 (Eidgenössische Koordinationskommission für Arbeitssicherheit)
- Safety Requirements der IAEA GS-R-3

erfüllt werden.

#### *Vergleich des integrierten Managementsystems mit den Sicherheitsstandards der IAEA*

Im Betrachtungszeitraum wurde die IAEA-Vorgabe ‚SAFETY SERIES No. 50-C/SG-Q‘<sup>57</sup> durch die neuen „IAEA Standards, Safety Requirements No. GS-R-3“ als Referenz für ein Managementsystem ersetzt. 2010 führte das KKB daher einen Vergleich des iMS mit dem IAEA-Dokument GS-R-3 durch. Bei diesem Vergleich wurden die Anforderungen der einzelnen Kapitel der GS-R-3 mit den relevanten Prozessen und Vorgabedokumenten im iMS bewertet und danach beispielhafte Referenzen aufgelistet. Der Korrelationsgrad der Anforderungen wurde subjektiv mit Hilfe einer Skala, die gut-durchschnittlich-schlecht umfasst, beurteilt. Bei diesem Vergleich zeigte sich, dass der Abdeckungsgrad der Artikel gemäss IAEA GS-R-3 durch die Prozesse im iMS der Division Kernenergie rund 90 % mit gut bzw. durchschnittlich beurteilt wurden. Damit ist der Abdeckungsgrad des iMS mit dem IAEA GS-R-3 – gesamtheitlich betrachtet – hoch und das iMS besitzt einen hohen Reifegrad, welcher jedoch noch verbessert werden kann. Das KKB plant die erkannten Verbesserungsmöglichkeiten in verschiedenen PROVIS-Folgevorhaben anzugehen.

#### *Stufengerechte Anwendung von Managementsystem-Anforderungen*

Aus den Anforderungen der IAEA (IAEA Standards, Safety Requirements No. GS-R-3, Vienna, 2006) an ein Managementsystem ist ersichtlich, dass die Massnahmen im Management gestaffelt festzulegen sind. Dabei

muss berücksichtigt werden, dass die dazu jeweils notwendigen Ressourcen einer Kernanlage angemessen unter Beachtung folgender Aspekte eingesetzt werden:

- Bedeutung und Komplexität des Produkts oder der Aktivität
- Risiken und Intensität der potenziellen Auswirkungen hinsichtlich Sicherheit, Gesundheit, Sicherung, Qualität und wirtschaftlicher Belange des Produkts oder der Aktivität
- mögliche Konsequenzen von Ausfällen bzw. Fehlverhalten relevanter Komponenten, Systeme oder Fehlhandlungen

Unter Berücksichtigung dieser Aspekte entwickelte das KKB für die Festlegung der Anforderungen im Managementsystem eine Risikomatrix. In dieser Matrix sind die im iMS beschriebenen Geschäftsprozesse entsprechend ihrer Risikoabschätzung einem dreistufigen Referenzniveau (hoch-mittel-tief) zugeordnet.

### *Überprüfung des Managementsystems*

Im KKB wird die Wirksamkeit des Managementsystems überwacht und die Eignung der Prozesse gemessen. Dazu gehören auch die Überprüfung der Erreichung der damit beabsichtigten Ergebnisse und die Erkennung von Verbesserungsmöglichkeiten. Die Überprüfung des Managementsystems erfolgt im KKB auf zwei Arten. Einerseits werden unabhängige Überprüfungen wie Zertifizierungen, Inspektionen durch die Behörden und Peer Reviews durchgeführt. Die Zertifizierung des iMS wird regelmässig durch Re-Zertifizierungen der externen Zertifizierungsstelle „Schweizerische Vereinigung für Qualitäts- und Management-Systeme SQS“ durchgeführt. Im Betrachtungszeitraum resultierten dabei aus keiner von dieser Zertifizierungsstelle durchgeführten Prüfung Auflagen auf Grund von substantiellen Schwachstellen oder Abweichungen. 2004 sowie 2011 durchlief das KKB ein WANO Peer Review. 2007 erfolgte das erste Follow-up dazu. Obwohl das Managementsystem nicht im Zentrum der Beobachtungen stand, haben sich die Peers immer wieder auf die bestehenden Prozessbeschreibungen abgestützt und die von ihnen definierten Potenziale für Verbesserungen stehen teilweise in indirektem Zusammenhang mit dem Managementsystem.

Andererseits erfolgt die Überprüfung des Managementsystems durch Selbstbewertung. Dazu gehört insbesondere das Auditwesen, welches im KKB eine langjährige und gut verankerte Tradition hat. Dabei werden insbesondere interne und externe Audits unterschieden. Interne Audits dienen der Selbstüberprüfung durch autorisierte Stellen innerhalb der Division Kernenergie. Externe Audits dienen der Überprüfung von Auftragnehmern (z. B. Lieferanten) durch das KKB. Jährlich wird ein Auditplan erstellt. Die Auditleitung wird von KKB-Mitarbeitenden mit einer entsprechenden Auditorenausbildung übernommen. Situativ wird die Auditleitung auch auf spezialisierte externe Stellen übertragen. Audits werden mit einem Bericht abgeschlossen. Darin sind u. a. das erkannte Handlungspotenzial sowie die Umsetzungsterminierung festgehalten. Das Controlling der Massnahmenumsetzung ist im iMS festgelegt.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 31 KEV

Richtlinien ENSI-G07<sup>285</sup> und ENSI-G09<sup>53</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Im Berichtszeitraum hat sich das Qualitätsmanagementsystem im KKB zu einem integrierten Managementsystem iMS entwickelt. Das iMS verbindet die ursprünglich getrennten Systeme zur Lenkung und Kontrolle der vielfältigen Geschäftsprozesse zu einem Führungsinstrument, das alle Aspekte und Aufgaben des Managements ganzheitlich umfasst sowie ebenso zu einem Instrument zur Unterstützung des Wissenserhalts und -Transfers im KKB.

2013 hat das KKB einen erneuten Vergleich des IAEA GS-R-3 mit dem iMS durchgeführt. Aus dieser Analyse resultierte ein Abdeckungsgrad von 98 %. Zwischen 2010 und 2013 haben somit verschiedene Aktivitäten (z.B. Verbesserungen des Prozesssteuerungsteams, Umsetzung von Massnahmen aus internen und externen

Audits) zu einer deutlichen Erhöhung der Korrelation bzw. zu einer nahezu vollständigen Übereinstimmung von IAEA GS-R-3 und iMS geführt.

Das ENSI hat in seinen Inspektionen und aufgrund der obigen Angaben festgestellt, dass das KKB sowohl die Anforderungen von Art. 31 KEV an ein Qualitätsmanagement für den Betrieb als auch die Vorgaben aus den Richtlinien ENSI-G07 und ENSI-G09 an ein Managementsystem erfüllt.

### 3.5.1 Vorschriften und Arbeitsunterlagen

Für den Betrieb der Anlagen ist im KKB ein hierarchisch strukturiertes System von Vorschriften vorhanden, welches zwischen administrativen und technischen Regelungen unterscheidet. In diesem Kapitel sind nur Vorschriften für den Betrieb der Anlage in den Sicherheitsebenen 1 und 2 des Defence in Depth Konzeptes beschrieben. Vorschriften, die in Störfall-Situationen zur Anwendung kommen, sind im Kapitel 8.3 der PSÜ behandelt.

#### Angaben des KKB

##### *Administrative und Technische Regelungen*

Die administrativen Regelungen definieren Ziele, Zuständigkeiten, Abläufe sowie weitere Prozessmerkmale. Die administrativen Regelungen sind in die Hierarchiestufen

- Reglemente
- Administrative Weisungen
- Arbeitsvorschriften und Handbücher

unterteilt. Die Reglemente regeln die wesentlichen Massnahmen der Bereiche Kraftwerksorganisation, Strahlenschutz, Betriebsfeuerwehr, Sanität und Sicherung. Die Administrativen Weisungen legen die Vorgaben der sicherheitsrelevanten Kraftwerksprozesse fest.

Die technischen Regelungen sind in die folgenden Hierarchiestufen eingeteilt:

- Technische Spezifikationen für den Reaktorbetrieb
- Vorschriften für den Betrieb der Anlage und ihrer Systeme
- Regelungen zur Ausführung von Tätigkeiten

Zu den Vorschriften für den Betrieb der Anlage und ihrer Systeme gehören die Betriebsvorschriften, die Routinevorschriften sowie die Störfallvorschriften. Betriebsvorschriften regeln den bestimmungsgemässen Betrieb. Sie sind in Fahrvorschriften und Systemvorschriften unterteilt und sind darauf ausgerichtet, den Anlagebetrieb innerhalb der Grenze zu führen, die zur Einhaltung der begrenzenden Betriebsbedingungen zu beachten sind und in den Technischen Spezifikationen festgelegt sind. Routinevorschriften enthalten Anweisungen zur Durchführung von wiederkehrenden Funktionsprüfungen, die als Nachweis der Betriebsbereitschaft der Komponenten/Systeme der Kraftwerksanlage dienen. Die Störfallvorschriften dienen zur Beherrschung von Betriebsstörungen. Sie regeln die zu treffenden Massnahmen bei Störungen an Komponenten oder Systemen und die betrieblichen Massnahmen, um die Auswirkungen auf die Anlage minimal zu halten. Die symptom- und ereignisorientierten Verfahren zur Wiederherstellung stabiler Anlagezustände sind auf die Erfordernisse der Technischen Spezifikation ausgerichtet. Zu den Regelungen zur Ausführung von Tätigkeiten gehören Arbeitsvorschriften und Bedienungsvorschriften sowie Checklisten für Anlagenrundgänge der Operateure.

##### *Neuerstellung und Überarbeitung von Vorschriften*

Die Neuerstellung oder Überarbeitung von Vorschriften erfolgt aufgrund von Nachrüstungen an der Kraftwerksanlage, Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung und Vorkommnissen, Erfahrungsrückfluss vom Lieferanten der Kraftwerksanlage, Erkenntnissen aus PSA-Studien, behördlichen Forderungen sowie Empfehlungen aus Peer Reviews. Die Änderung und Neuerstellung von Vorschriften ist in Administrativen Weisungen, welche detaillierte Leitlinien mit entsprechenden redaktionellen Vorgaben enthalten, geregelt. Damit wird die

formale Gleichartigkeit der Vorschriften sichergestellt. Dies ist für die Handhabungssicherheit der Endbenutzer von wesentlicher Bedeutung.

Im Betrachtungszeitraum bzw. seit 2002 wurden im KKB insgesamt 90 Betriebs-, Routine- oder Störfallvorschriften neu erstellt. Die Gründe dazu liegen mehrheitlich in der Einführung neuer Systeme oder Funktionen und im Zusammenhang mit Nachrüstprojekten sowie bei Massnahmen aus Ereignissen und Peer Reviews.

#### *Verifikation und Validierung von Vorschriften*

Mit der Verifikation der Vorschriften wird die Korrektheit des Vorschriftentextes geprüft. In den Verifikationsprozessen sind die verantwortliche Stelle der Betriebsführung sowie die zuständigen sachgebietspezifischen Stellen der Fachabteilung involviert.

Die Validierung von Vorschriften dient grundsätzlich zum Nachweis der Gebrauchstauglichkeit und damit zur Sicherstellung einer fehlerfreien Anwendung. Dem Validierungsprozess unterliegen alle Vorschriften, soweit diese die Hauptsysteme betreffen oder von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, bzw. grundsätzlich veränderte Anforderungen an das Betriebspersonal stellen.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 7 und 31 KEV

ENSI-G07<sup>285</sup> und ENSI-G09<sup>53</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Das KKB unterscheidet zwischen administrativen und technischen Regelungen. Die Vorgehensweise bei Änderung und Neuerstellung von diesen Regelungen ist im Managementsystem beschrieben. Technische Regelungen werden verifiziert und validiert. Damit werden die technische Richtigkeit sowie eine benutzerkonforme bzw. ergonomische Gestaltung sichergestellt.

Die Vorschriften und Arbeitsunterlagen des KKB erfüllen die Anforderungen aus den Beurteilungsgrundlagen.

## **3.5.2 Betriebsaufzeichnungen**

### **Angaben des KKB**

Betriebsaufzeichnungen sind während des laufenden Normalbetriebes und des anomalen Betriebes systematisch erzeugte und gespeicherte Aufzeichnungen der relevanten Betriebsparameter sowie von Ereignissen. Sie umfassen Betriebsaufschreibungen, Schichtjournal und Wachjournal. Umfang und Art der Betriebsaufzeichnungen haben sich im Berichtszeitraum gegenüber der vorhergehenden Berichtsperiode nur marginal verändert:

- Für verschiedene Fabrikate von Papierschreibern in den Hauptkommandoräumen und bei peripheren Schalt- und Überwachungsstellen konnten keine Ersatzteile mehr beschafft werden. Deshalb wurden in den Jahren 2006 und 2007 eine grosse Anzahl Papierschreiber durch papierlose, elektronische Schreiber ersetzt.
- Auf Verlangen des ENSI wurde die Nachvollziehbarkeit der Datenauswertung der Leckageüberwachung des Primärsystems JRC verbessert und die Ablage der Daten neu geregelt.

Betriebsaufzeichnungen werden periodisch und aufgabenspezifisch ausgewertet (Soll-/Ist- Wertvergleich, Einhaltung von Tech-Spec-Werten). Bei festgestellten Abweichungen der Istwerte von definierten Sollwerten (z. B. Prüfanforderungen in Prüfprotokollen) der überwachten Parameter werden Instandhaltungsmeldungen ausgelöst und wenn notwendig entsprechende Massnahmen eingeleitet.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 41 KEV

Kapitel 4.2 der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>

## Beurteilung des ENSI

Die Betriebsaufzeichnungen des KKB erfüllen die Anforderungen aus den Beurteilungsgrundlagen.

### 3.5.3 Technische Spezifikation

#### Angaben des KKB

Die Technischen Spezifikationen für den Reaktorbetrieb beschreiben die verschiedenen Anlagenzustände und die dazu gehörigen begrenzenden Betriebsbedingungen. Weiterhin sind darin Prüfanforderungen zum Nachweis der Betriebsbereitschaft der Systeme und Komponenten sowie Massnahmen für die Fälle, in denen die begrenzenden Betriebsbedingungen nicht erfüllt sind, beschrieben.

Die Technischen Spezifikationen sind nach Systemen gegliedert und aktuell wie folgt aufgebaut:

- 10 Definitionen
- 20 Sicherheitsgrenzen, Einstellwerte
- 30-310 Begrenzende Betriebsbedingungen und Massnahmen
  - 30 Grundlagen und Voraussetzungen
  - 31 Reaktivität
  - 32 Leistungsverteilung
  - 33 Instrumentierung
  - 34 Reaktorkühlsystem
  - 35 Sicherheitseinspeisesystem
  - 36 Sicherheitsgebäude
  - 37 Ergänzende Systeme
  - 38 Stromversorgung
  - 39 Brennelementwechsel (Zusatzanforderungen)
  - 310 Ausnahme für Physiktests und Stabfallzeitmessungen
- 40 Abgabelimiten
- 50 Prüfanforderungen

Die Einhaltung der in den Technischen Spezifikationen enthaltenen Anforderungen wird mit Betriebs- und Routinevorschriften für den ungestörten Betrieb geregelt.

#### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie ENSI-G09<sup>53</sup>

Anforderungen 4.8 bis 4.10 des IAEA Safety Standard SSR-2/2<sup>292</sup>

#### Beurteilung des ENSI

Die Technischen Spezifikationen für den Reaktorbetrieb des KKB enthalten die Sicherheitsgrenzen sowie die Auslösegrenzwerte der Sicherheitssysteme. Die begrenzenden Betriebsbedingungen und die Anforderungen an die durchzuführenden wiederkehrenden Prüfungen für den sicheren Betrieb sind ebenso festgelegt. Bei Abweichungen vom Normalbetrieb sind klare Anweisungen gegeben, wie die Anlage wieder in einen in den Technischen Spezifikationen definierten Zustand zu bringen ist. Das ENSI beurteilt die Technischen Spezifikationen des KKB als vollständig im Sinne der Anforderungen 4.9 und 4.10 gemäss IAEA Safety Standards SSR-2/2<sup>292</sup> sowie im Sinne der Richtlinie ENSI-G09<sup>53</sup>.

Durch zahlreiche Änderungen der Technischen Spezifikationen für den Reaktorbetrieb hat das KKB diese kontinuierlich dem Anlagenzustand angepasst. Erfahrungen aus Ereignissen und neue Erkenntnisse bezüglich Sicherheit sind auch in die Technischen Spezifikationen eingeflossen.

Die HSK hatte im Rahmen der PSÜ-2002 das KKB aufgefordert, ein Konzept zur Verbesserung der Benutzungsfreundlichkeit und zur eindeutigen Interpretierbarkeit der Technischen Spezifikationen vorzulegen (Pendenz PSÜ-P 2/4.3-2, vgl. Kap. 2.3.2). Die Analyse des KKB führte zu einer Reihe redaktioneller Änderungen sowie zu einer Restrukturierung und damit zu einer Vereinfachung und besseren Verständlichkeit. Im 2008 erstellte das KKB die Administrative Weisung AW-R-05<sup>58</sup>, welche u. a. das Verfahren zur Prüfung und Dokumentation der redaktionellen Änderungen der Technischen Spezifikationen regelt. Das ENSI stimmte 2009 diesem Verfahren zu. Änderungen an den Technischen Spezifikationen werden seitdem gemäss der Vorschrift AW-R-05<sup>58</sup> durchgeführt.

Anforderung 4.8 aus dem Dokument IAEA Safety Standards SSR-2/2<sup>292</sup> und der Richtlinie ENSI-G09<sup>53</sup> sind somit auch erfüllt.

Eine bedeutende Änderung der Technischen Spezifikationen nach dem Überprüfungszeitraum erfolgte aufgrund der Integration der neuen Notstromversorgung im Rahmen des Projekts AUTANOVE (vgl. Kap. 2.5) in die Anlage. Insbesondere entfielen die Bedingungen zur Verfügbarkeit der Einspeisungen vom Wasserkraftwerk sowie die zu treffenden Massnahmen bei deren Nichterfüllung. Sie wurden ersetzt durch entsprechende Vorgaben für die neue Notstromversorgung. Die geänderten Technischen Spezifikationen wurden vom ENSI geprüft und freigegeben.

## 4 Betriebsführung und Betriebsverhalten

### 4.1 Betriebsablauf und Betriebsverhalten

#### 4.1.1 Methodik der Betriebsauswertung

Die interne Betriebsauswertung und damit die Bearbeitung von Vorkommnissen (Ereignisse und Befunde) sind im IMS-Prozess „kontinuierliche Verbesserung“ festgelegt. Dieser Prozess ist systematisch aufgebaut.

Die Administrative Weisung „Erfassung, Auswertung interner Betriebserfahrungen“<sup>59</sup> regelt die Details zur internen Betriebsauswertung. Diese Weisung enthält u.a. Vorgaben zum Inhalt und zur Struktur von Ereignisberichten, Flussdiagramme, aus welchen der Ablauf der Bearbeitung meldepflichtiger Vorkommnisse ersichtlich ist, und die Risikomatrix. Letztere dient zur Risikoabschätzung von Vorkommnissen und ist eine Entscheidungshilfe zur Vorkommniseinstufung (meldepflichtige Ereignisse, nicht-meldepflichtige Vorkommnisse, Abweichungen von Erwartungen).

Die täglich stattfindende Morgensitzung wird genutzt, um Vorkommnisse, Ereignisse und Abweichungen zeitnah zu thematisieren und das weitere Vorgehen festzulegen.

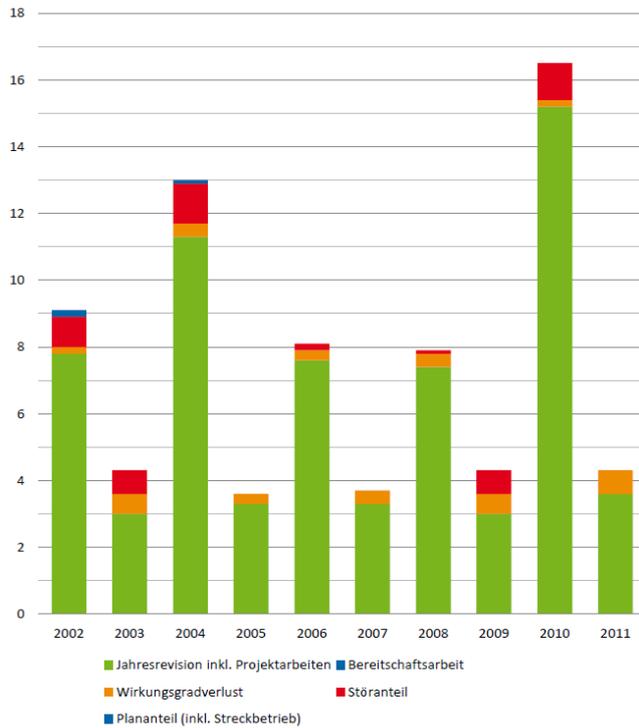
#### 4.1.2 Betriebsablauf, Verfügbarkeit, Arbeitsausnutzung und Performanceindikatoren

##### Angaben des KKB

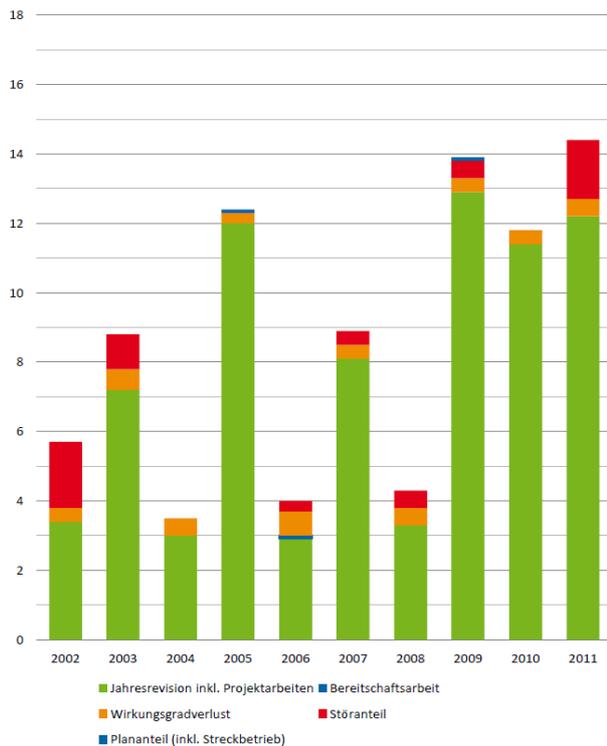
Der Betriebsablauf wird anhand der jährlichen Lastdiagramme beschrieben<sup>60</sup>.

In den Abbildungen 4.1-1 und 4.1-2 sind die Arbeitsnichtverfügbarkeiten von 2002 bis 2011 von Block 1 und 2 dargestellt. Seit 2001 werden beide Blöcke im Hybridzyklus betrieben, was die alternierenden Revisionsanteile an der Arbeitsnichtverfügbarkeit erklärt. Besonders hervorzuheben sind folgende Projektarbeiten, die Einfluss auf einige der Revisionszeiten hatten:

- Im Jahr 2004 fand in Block 1 der Ersatz der Leittechnik in der Sekundäranlage statt. Revisionsdauer: 42 Tage
- Im Jahr 2004 fand in Block 2 der Ersatz der Leittechnik in der Sekundäranlage statt. Revisionsdauer: 42 Tage
- Im Jahr 2010 wurden in Block 1 bei Arbeiten an den Reaktoreinbauten Kernumfassungsschrauben (Baffle Bolts) und Zentrierstifte (Split Pins) ausgetauscht. Revisionsdauer: 60 Tage
- In den Jahren 2009 und 2010 wurden in Block 2 bei Arbeiten an den Reaktoreinbauten Kernumfassungsschrauben (Baffle Bolts) und Zentrierstifte (Split Pins) ausgetauscht. Revisionsdauer 2009: 46 Tage; 2010: 37 Tage
- Durch den Ersatz der Frischdampfleitungen und Sanierung der Hauptleitungen des primären Nebenkühlwassersystems in Block 2 wurde die Revisionsabstellung im Jahr 2011 auf fast 50 Tage ausgelehnt.



**Abbildung 4.1-1: Arbeitsnichtverfügbarkeiten der Jahre 2002 bis 2011 von Block 1 in %**

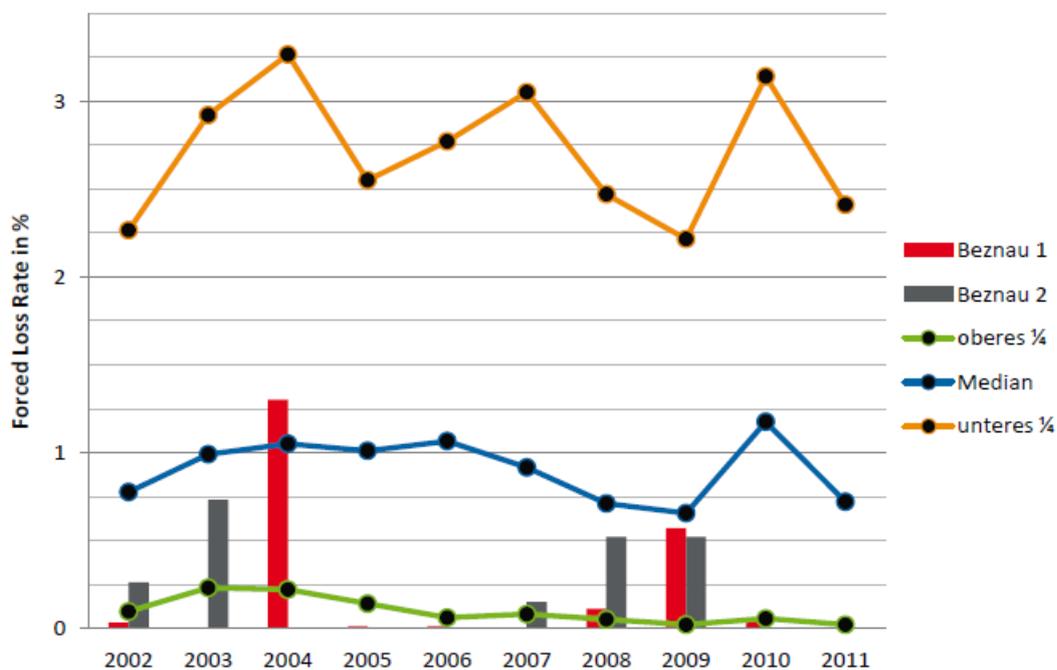


**Abbildung 4.1-2: Arbeitsnichtverfügbarkeiten der Jahre 2002 bis 2011 von Block 2 in %**

Seit der Einführung des „WANO-Performance-Indicator-Programms“ 1990 werden die WANO-Performanceindikatoren quartalsweise ermittelt und mit den weltweit gemeldeten Werten verglichen. Im Folgenden werden einige der Indikatoren beschrieben. In den Abbildungen 4.1-3 bis 4.1-10 sind diese zusammen mit dem Medianwert und, soweit bekannt, mit dem 25 % Fraktile (beste 25 %) der weltweiten Druckwasserreaktoren dargestellt.

### Störungsbedingte Arbeitsnichtverfügbarkeit

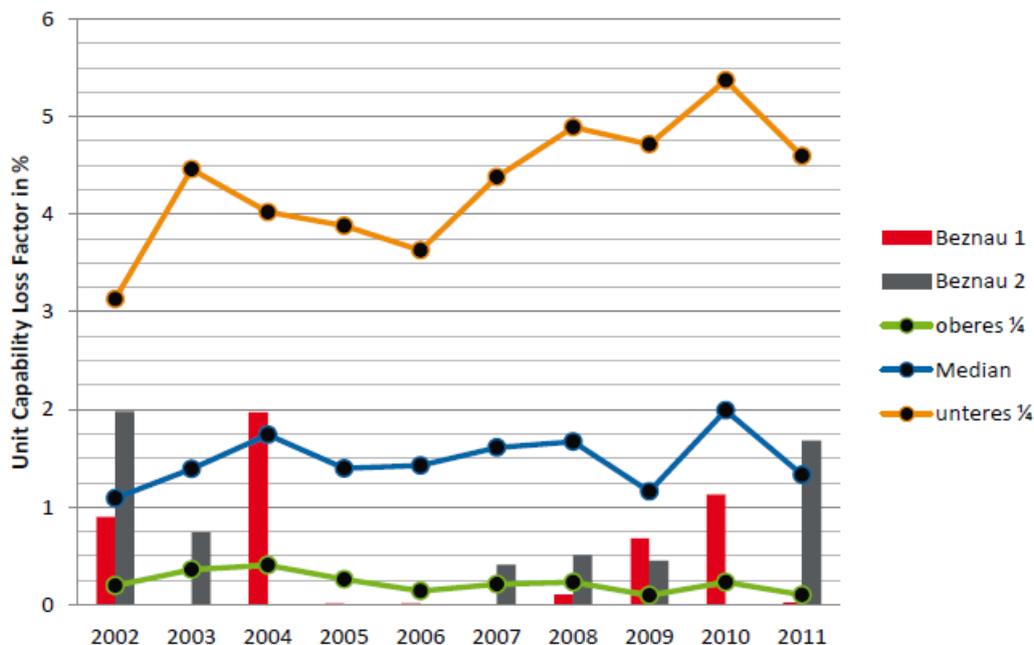
Die störungsbedingte Arbeitsnichtverfügbarkeit in Prozent pro Betriebsjahr (Abbildung 4.1-3) beinhaltet alle Lastreduktionen und Reaktorschnellabschaltungen sowie alle Produktionsunterbrechungen aus Gründen der Störungsbehebung. Die Werte sind im Verhältnis zum Referenzwert der Anlage abzüglich der geplanten Arbeitsnichtverfügbarkeit (Brennelementwechsel und Revision) berechnet. 2004 und 2009 lag die störungsbedingte Arbeitsnichtverfügbarkeit im Block 1 im Bereich des Medians, Im Block 2 war dies 2003, 2008 und 2009 der Fall. In den übrigen Jahren lagen die Werte mehrheitlich in den besten 25 % des internationalen Vergleichs. Der hohe Wert für Block 1 im Jahr 2004 ist begründet durch zwei Reaktorschnellabschaltungen infolge von Störungen im Hauptspeisewassersystem. Der hohe Wert für Block 2 im Jahr 2003 wurde durch mehrere Reaktorschnellabschaltungen aus verschiedenen Gründen verursacht.



**Abbildung 4.1-3: Störungsbedingte Arbeitsnichtverfügbarkeit**

### Ungeplante Arbeitsnichtverfügbarkeit

Die ungeplante, d. h. vier Wochen vorher nicht geplante Arbeitsnichtverfügbarkeit (Abbildung 4.1-4) beinhaltet die Summe aller Arbeitsnichtverfügbarkeiten – auch den störungsbedingten Anteil - ausser solchen, die nicht vom Betreiber zu verantworten sind (z.B. Produktionsvorgaben bzw. Reduktionsvorgaben vom Netzbetreiber). Die ungeplante Arbeitsnichtverfügbarkeit war bis auf Block 1 im Jahr 2004 und Block 2 in den Jahren 2002 und 2011 tiefer als der Medianwert aller ausgewerteten Druckwasseranlagen weltweit. In ungefähr der Hälfte der Jahre von 2002 bis 2011 lagen die Werte in den besten 25 % des internationalen Vergleichs. Der hohe Wert für Block 1 in 2004 ist begründet durch zwei Reaktorschnellabschaltungen durch Störungen im Hauptspeisewassersystem. Der hohe Wert für Block 2 in 2002 ist auch begründet durch einen Schaden an der Wellendichtung einer Reaktorhauptpumpe.



**Abbildung 4.1-4: Ungeplante Arbeitsnichtverfügbarkeit**

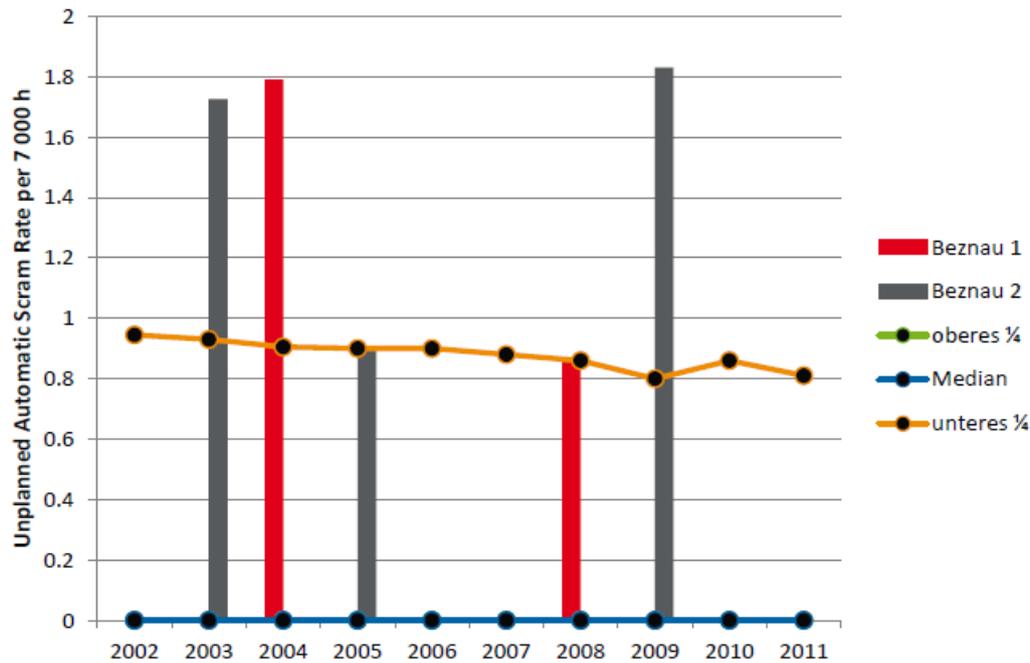
#### *Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen*

Die Anzahl ungeplanter, automatisch ausgelöster Reaktorschnellabschaltungen pro Betriebsjahr (Abbildung 4.1-5) wird auf einen Referenzwert von 7000 Stunden Kritikalität bezogen und mit den tatsächlichen Stunden der Kritikalität relativiert. In diesem WANO-Indikator werden von Hand ausgelöste Abschaltungen nicht berücksichtigt. Es ist ein Indikator für das allgemeine Sicherheitsniveau der Anlage.

In Block 1 kam es 2004 zwei Mal zu Reaktorschnellabschaltungen verursacht durch Störungen im Speisewassersystem, welche das Ansprechen des Reaktorschutzgrenzwertes „Dampferzeugerniveau tief“ ausgelöst hatten. Im Jahr 2008 wurde eine manuelle Reaktorschnellabschaltung nach Ausfall der unterbrechungsfreien Stromversorgung ausgelöst. Im Jahr 2008 wurde eine weitere Reaktorschnellabschaltung beim Anfahren der Anlage nach der Revisionsabstellung ausgelöst.

Im Block 2 ereigneten sich im Jahr 2003 drei Reaktorschnellabschaltungen. Die erste wurde durch das Fehlöffnen einzelner Frischdampfventile beim Start der Pumpen der Hydraulik-Ölversorgung verursacht, die zweite beim monatlichen Funktionstest der Reaktortripschalter. Die letzte war die Folge einer Handschnellabschaltung der Turbogruppe 21 aufgrund eines vorherigen Ausfalls einer Speisewasserpumpe und der nicht erfolgreichen automatischen und manuellen Umschaltung auf die Reservepumpe, wobei die letzte dieser Abschaltungen gemäss den Vorgaben der WANO nicht gewertet wird. 2005 erfolgte eine Reaktorschnellabschaltung beim Anfahren der Turbogruppe 22 nach der Revision durch „Niveau hoch“ im Vorwärmer 2 bei ca. 17% Reaktorleistung. Im Jahr 2007 kam es während des Abfahrens zur Revisionsabstellung zur Reaktorschnellabschaltung bei 12% Reaktorleistung durch „Dampferzeugerniveau hoch“. Dieses Ereignis wird gemäss WANO-Regelung nicht gewertet. Im Jahr 2009 erfolgten zwei Reaktorschnellabschaltungen. Ursache war in beiden Fällen eine Störung an einem Speisewasserventil, die zu einem tiefen Dampferzeugerniveau geführt hatte.

Verglichen mit der vorhergehenden Dekade wurden zwischen 2002 und 2011 nur in wenigen Jahren eine bzw. zwei Reaktorschnellabschaltungen ausgelöst. Zwischen 1992 und 2001 waren 13 Reaktortrips in Block 1 und 14 in Block 2 ausgelöst worden. Im internationalen Vergleich fallen das Betriebsjahr 2004 beim Block 1 und die Betriebsjahre 2003 und 2009 beim Block 2 mit je zwei Reaktorschnellabschaltungen auf. Die Auswertung der Reaktorschnellabschaltungen wird im Rahmen der Vorkommnisanalyse durchgeführt.



**Abbildung 4.1-5: Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen**

#### *Leistungsbereitschaft von Sicherheitssystemen*

Als Indikator für die Leistungsbereitschaft der Sicherheitssysteme wird die Nichtverfügbarkeit der zwei wichtigsten Sicherheitssysteme (Hochdruck-Sicherheitseinspeisung in das Reaktorkühlsystem und Notspeisewassereinspeisung in die Dampferzeuger) zusammen mit der Notstromversorgung der Sicherheitssysteme bewertet. Tiefe Werte stehen für eine hohe Betriebsbereitschaft der Sicherheitssysteme.

Abbildung 4.1-6 stellt die Nichtverfügbarkeit der Hochdruckeinspeisesysteme dar. Beide Blöcke reihen sich in das hohe internationale Niveau (Mittelwert aller Anlagen) ein. Mit zwei Ausnahmen von Block 2 in den Jahren 2003 und 2005 gab es in beiden Blöcken keine solchen Nichtverfügbarkeiten zu verzeichnen. Die Werte in 2003 und 2005 liegen noch unter dem Medianwert aller Anlagen. Die Ursache war im Jahr 2003 die Kontrolle einer EIN-Spule im Leistungsschalter und der Tausch eines Pumpenlagers an je einer Sicherheitspumpe und im Jahr 2005 ein Erdschluss an einer Hochdruck-Sicherheitspumpe.

In Abbildung 4.1-7 wird die Nichtverfügbarkeit der Hilfs-, Not- und Notstands-Speisesysteme dargestellt. Mit den Ausnahmen von Block 1 im Jahr 2005 und Block 2 in den Jahren 2005 und 2011 gab es keine solchen Nichtverfügbarkeiten zu verzeichnen. Der Wert für Block 2 in 2005 liegt deutlich über dem internationalen Niveau. Die Ursache war das Nichtanlaufen einer Hilfsspeisewasserpumpe bei einem Probelauf. Dies wurde im Rahmen der Vorkommnisanalyse als seltenes Einzelereignis bewertet.

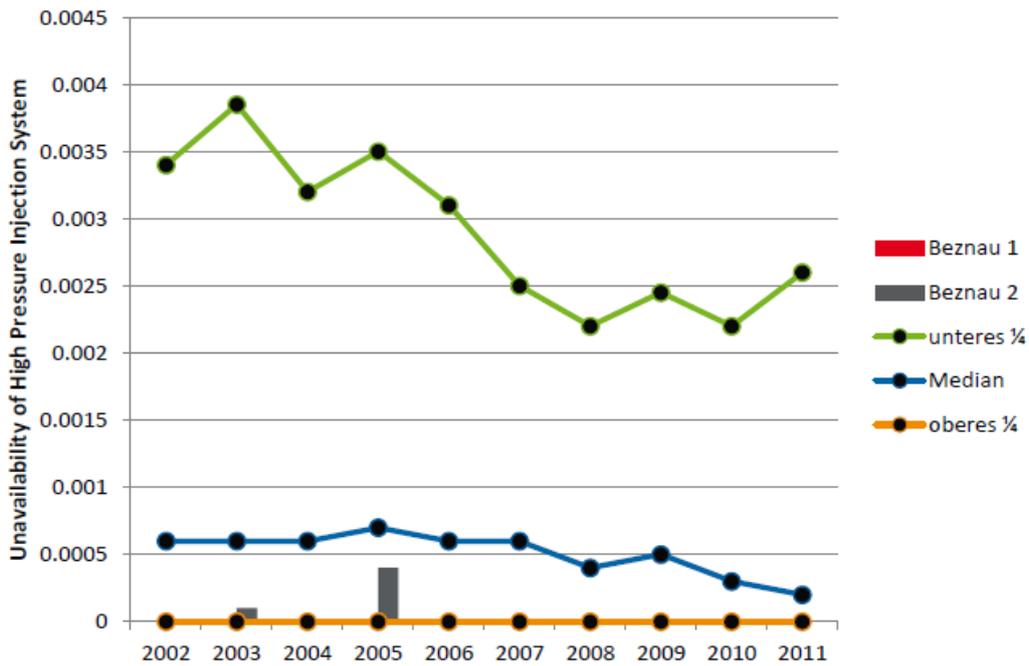


Abbildung 4.1-6: Nichtverfügbarkeit der Hochdruckeinspeisesysteme

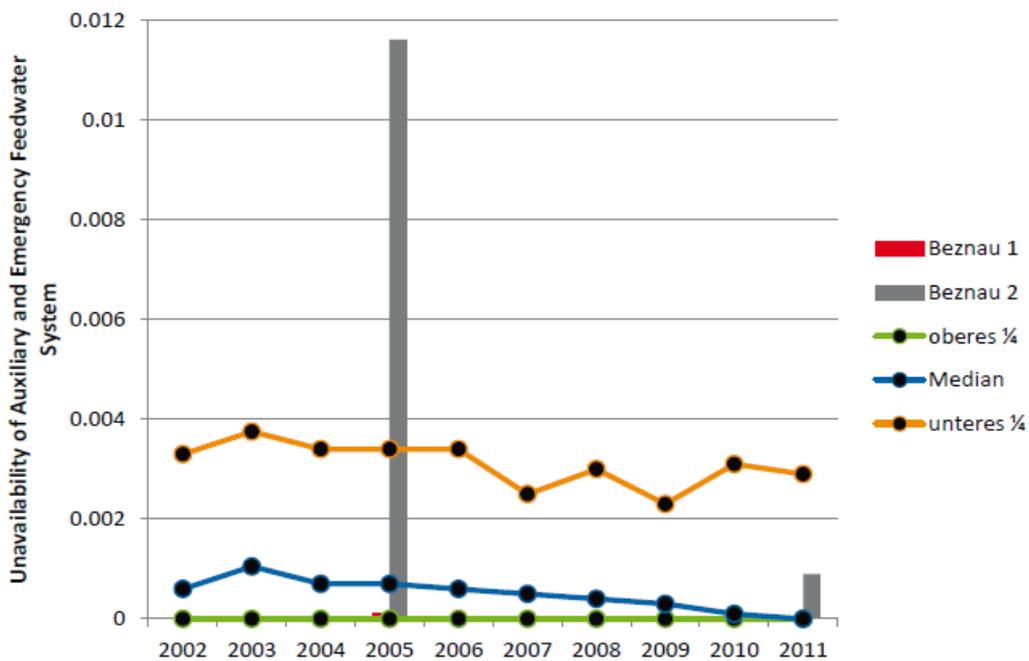
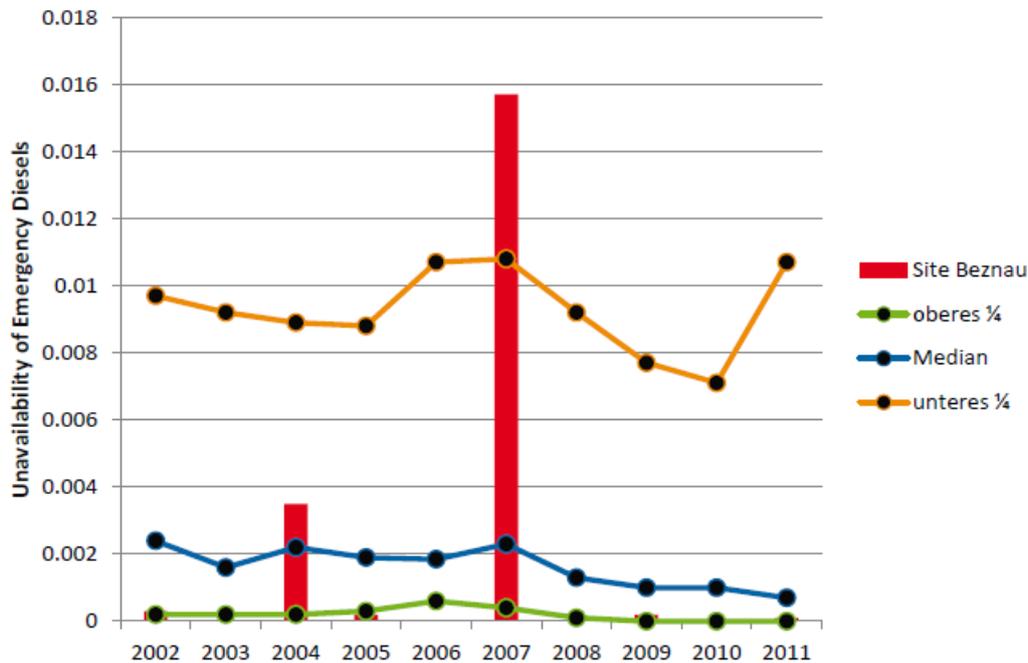


Abbildung 4.1-7: Nichtverfügbarkeit der Hilfs-, Not- und Notstands-Speisesysteme

In Abbildung 4.1-8 wird die Nichtverfügbarkeit der Notstromsysteme dargestellt. Die Notstromversorgungssysteme zeigen im internationalen Vergleich überwiegend eine geringe Nichtverfügbarkeit. Ausnahmen sind die Betriebsjahre 2004 und 2007. Der hohe Wert der Nichtverfügbarkeit in 2007 ist begründet durch eine Schutzabschaltung des Notstanddiesels im Block 1 bei einer Generatorleistungserhöhung während des Notstanddieselbetriebes, welche eine halbtägige Ausfallzeit verursachte. Aufgrund der gemeinsamen Stromversorgungen in diesem Bereich und der gleichzeitigen Wartungsarbeiten am Notstandsdiesel im Block 2 wird diese

Nichtverfügbarkeitszeit für beide Blöcke angesetzt. Das Ereignis war Anstoss für die Ergänzung der Notstromversorgung mit zusätzlichen Notstromdieseln (Projekt AUTANOVE).

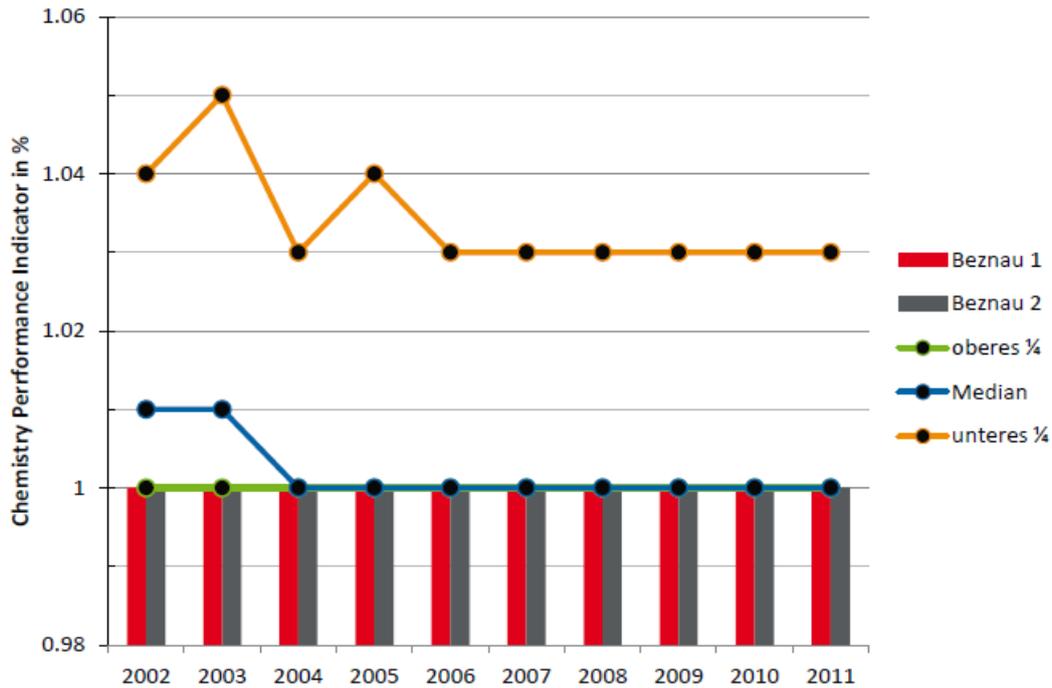


**Abbildung 4.1-8: Nichtverfügbarkeit der Notstromsysteme**

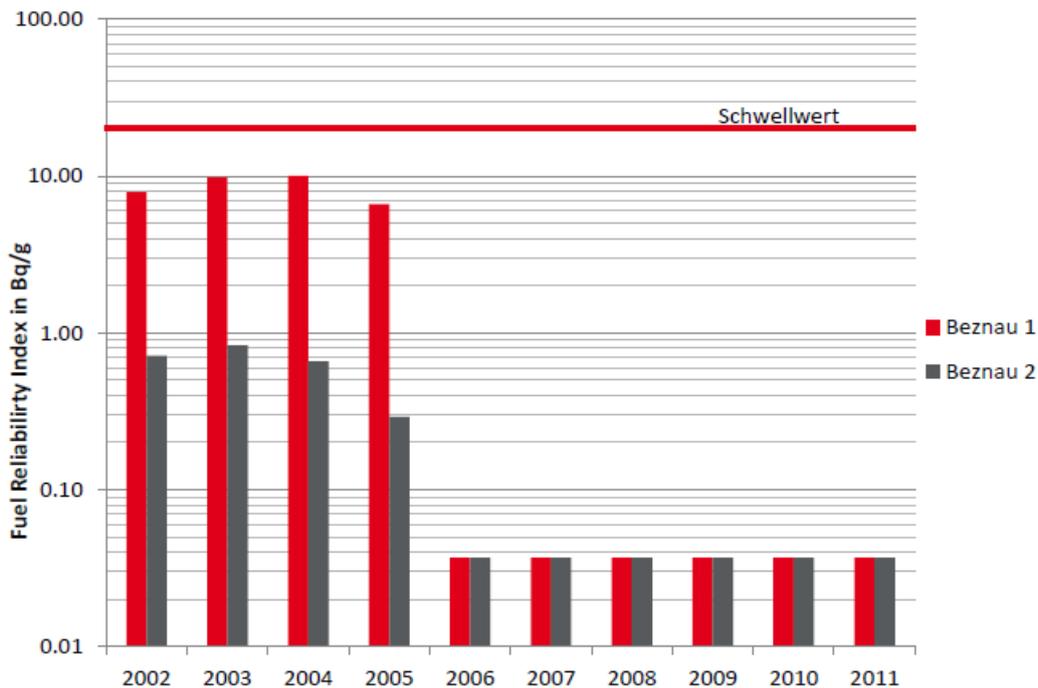
Der Chemieindex-Indikator (vgl. Abbildung 4.1-9) vergleicht die Konzentration definierter chemischer Substanzen (Verunreinigungen) mit anlagenspezifischen – hier Druckwasserreaktoren - Referenzwerten. Dies bildet die Grundlage zur Beurteilung des potentiellen Korrosionsrisikos für die Dampferzeuger. Der Chemieindex vergleicht die Konzentration bestimmter Verunreinigungen im Verhältnis zu Grenzwerten, die für bestimmte Dampferzeugermaterialien festgelegt sind. Eine Erhöhung des Indikators bedeutet eine Verschlechterung der chemischen Betriebsbedingungen für die Dampferzeuger. Der Chemieindex für beide Blöcke hatte zwischen 2002 und 2011 durchgehend einen Wert von 1. Im internationalen Vergleich befinden sich beide Blöcke auf dem Niveau der 25% besten Druckwasserreaktoren der Welt. Details hierzu sind im Kapitel 4.5 aufgeführt.

Mit dem Indikator „Brennelementzuverlässigkeit“ (Abbildung 4.1-10) wird die Hüllrohrintegrität der Brennelemente bewertet. Diese zeigt wiederum die Zuverlässigkeit der Brennelemente auf. Basis dafür ist die im Reaktorkühlmittel gemessene Spaltprodukt-Aktivität von Iod-131. Diese wird im Vergleich zu einem Referenz-Betriebszustand der Anlage betrachtet. Es handelt sich um einen Schwellwertindikator, d.h. für Werte unterhalb 19 Bq/g liegen keine Brennelementschäden vor. Für Block 2 ist zwischen 2002 und 2011 durchgehend ein Wert von < 1 Bq/g ermittelt worden. Im Block 1 hat sich der positive Trend der vorangegangenen Betriebsjahre weiter fortgesetzt. Ab 2006 wird auch für Block 1 ein Wert von < 1 Bq/g berechnet. Der erhöhte Wert bis 2005 wird auf das Vorhandensein von Trampuran, verursacht durch frühere Brennelementschäden mit Brennstoffaustrag, zurückgeführt.

Zusammenfassend zeigt die Analyse der beschriebenen Störungen und Transienten, dass es sich um Ereignisse mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung handelt. Die Anzahl und die Dauer der Störungen zeigt eine im Laufe der Berichtsperiode sinkende Tendenz. Dies ist das Ergebnis der eingeleiteten technischen und organisatorischen Massnahmen, welche sich in einem hohen Sicherheitsstandard der wiederkehrenden Systemprüfungen und Wartungsprogramme widerspiegeln.



**Abbildung 4.1-9: Chemieindex** (Die Werte sind Absolutwerte, in Folge eines Übertragungsfehlers vom KKB irrtümlich als „in %“ bezeichnet.)



**Abbildung 4.1-10: Brennelementzuverlässigkeit**

*Probabilistische Bewertung der Betriebserfahrung*

Für die PSÜ 2012 hat das KKB eine Zusammenstellung der probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung für den Zeitraum 2002 bis 2011 durchgeführt. Anhand des anlagenspezifischen PSA-Modells wurde der Einfluss von unvorhergesehenen Reaktorabschaltungen sowie von Komponentenunverfügbarkeiten infolge

Instandsetzungen, Wartung oder Funktionstests auf das Risiko ermittelt. Als Risikokennwerte wurden die bedingte Kernschadenshäufigkeit und die inkrementelle Kernschadenswahrscheinlichkeit verwendet. Da zwischen den beiden KKB-Blöcken Querverbindungen von Sicherheitssystemen bestehen, haben Unverfügbarkeiten während des Brennelementwechsels respektive der Revisionsabstellung einen Einfluss auf die Sicherheit des in Betrieb stehenden Blockes. Diese Einflüsse wurden berechnet und ausgewiesen.

Für diese Untersuchung wurde das PSA-Modell BERA2009 ( $CDF = 1,71 \cdot 10^{-5}$  pro Jahr) verwendet. Auf Basis der oben erwähnten Risikokennwerte wurden folgende probabilistische Sicherheitsindikatoren für jedes Kalenderjahr bestimmt:

- Die maximale Risikospitze im Kalenderjahr
- Das akkumulierte Anlagenrisiko im Kalenderjahr

Für den Zeitraum 2002 bis 2011 wurde die maximale Risikospitze im KKB 1 im Jahr 2007 mit der gleichzeitigen Unverfügbarkeit der 50 kV-Einspeisung zu Notstand Block 1 und Block 2 und der latenten Unverfügbarkeit des Notstanddiesels 19XMA 3000 (INES-1-Vorkommnis 07-1003) während der Revisionabstellung von Block 2 verursacht. Ebenfalls im Jahr 2007 wurde im KKB 1 infolge des genannten Vorkommnisses das höchste akkumulierte Anlagenrisiko ausgewiesen.

Die Trends bei den Werten der probabilistischen Sicherheitsindikatoren wurden analysiert. Über die 10 betrachteten Kalenderjahre konnte kein steigender Trend bei diesen Werten festgestellt werden.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 7 Bst. a und Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV

Anforderungen 2.12 bis 2.14 gemäss IAEA Safety Standard SSR-2/1<sup>61</sup>

Richtlinie ENSI-A06

### **Beurteilung des ENSI**

Der Betriebsverlauf und die Arbeitsnichtverfügbarkeiten zeigen eine hohe Zuverlässigkeit beider Blöcke hinsichtlich Sicherheit und Produktion. Beide Blöcke wurden in der Betriebsperiode 2002 - 2011 gemäss der geltenden Bewilligung und bis auf wenige Ausnahmen mit voller Leistung betrieben. Die Betriebsergebnisse deuten auf eine sicherheitsorientierte Betriebsführung und auf eine insgesamt effiziente Planung der Revisions- und Instandhaltungsarbeiten hin. Es traten keine Hüllrohrschäden auf, was ein Hinweis für einen schonenden Anlagenbetrieb ist. Betriebsverlauf und Anlagenzustand sind als gut zu beurteilen. Im internationalen Vergleich, wie die WANO-Indikatoren zeigen, reihen sich beide Blöcke innerhalb der besseren 50% und teilweise innerhalb der besten 25% der Druckwasserreaktoren der Welt ein. Das KKB wird gemäss den Anforderungen in Art. 7 Bst. a KEV betrieben.

Die gemäss Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV geforderte risikotechnische Bewertung erfolgt nach den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A06, Kap. 6.6.1. Insbesondere wurden die in der Richtlinie ENSI-A06 definierten probabilistischen Sicherheitsindikatoren ermittelt und deren Trend für den betrachteten Zeitraum 2002 bis 2011 bewertet. Die Berichterstattung entspricht den Anforderungen gemäss Richtlinie ENSI-A06, Anhang 3. Bezüglich der Bewertung des Vorkommnisses 07-1003 sei auf Kapitel 4.2.2 verwiesen.

Die Auswertung des Betriebsverlaufs aus Sicht der gestaffelten Sicherheitsvorsorge zeigt, dass mit Ausnahme des Vorkommnisses 09-2003 (vgl. Kapitel 4.6.5 und 9.2) die Abweichungen vom Normalbetrieb keine Verletzung eines grundlegenden Schutzziels zur Folge hatten. Die grösste Anzahl der Störungen konnte auf der Sicherheitsebene 2 beherrscht werden, im Falle der Reaktorschnellabschaltungen in den Jahren 2003, 2004, 2005, 2008 und 2009 durch den Reaktorschutz auf der Sicherheitsebene 3. Die geringe Anzahl Störungen, die sich in einer hohen Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit widerspiegeln, sind wichtige Indikatoren für die Wirksamkeit der Betriebssysteme auf der Sicherheitsebene 1 zur Vermeidung von Abweichungen von Normalbetrieb. Dies deutet auf einen guten Zustand der Anlage und auf eine hohe Qualität der Betriebsführung

hin. Die Prinzipien der gestaffelten Sicherheitsvorsorge werden konsequent durchgesetzt. Somit sind die Anforderungen 2.12 bis 2.14 gemäss IAEA Safety Standard SSR-2/1 hinsichtlich den Betrieb des KKB erfüllt.

Die HSK hat die Betriebssicherheit des KKB in den Jahren 2004, 2006, 2007, 2008 als gut und 2005 als hoch bewertet. 2009 wurde die Betriebssicherheit als ausreichend eingestuft. Grund hierfür war eine Überschreitung der zulässigen Strahlenexposition von zwei Mitarbeitern bei Inspektionsarbeiten im Block 2 (vgl. Kapitel 4.2.2). Seit 2010 wurde das Beurteilungssystem leicht angepasst. Der Zustand und das Verhalten der Anlage wurden für beide Blöcke in den Jahren 2010 und 2011 als gut befunden. Der Zustand und das Verhalten von Mensch und Organisation wurden 2010 für Block 1 mit gut und für Block 2 im Jahr 2010 und für beide Blöcke im Jahr 2011 mit hoch bewertet.

## **4.2 Erfahrungen aus Vorkommnissen**

### **4.2.1 Methodik der Vorkommnisbearbeitung**

#### **4.2.1.1 Bearbeitung interner Vorkommnisse**

##### **Angaben des KKB**

###### *Prozess*

Von zentraler Bedeutung für die Bewertung von Betriebserfahrungen im KKB ist eine administrative Weisung, die die Prozesse zur Erfassung, Auswertung und zur Berichterstattung für „meldepflichtige Vorkommnisse“, „nicht meldepflichtige Vorkommnisse“ und „Abweichungen von Erwartungen“ bis hin zur Bearbeitung von Korrekturmassnahmen beschreibt. Abgestuft nach Risikopotential werden die Vorkommnisse in folgende Kategorien eingestuft:

- Meldepflichtiges Vorkommnisse (nach ENSI-B03)
- Nicht meldepflichtiges Vorkommnis (unerwünschter Zustand oder Vorgang innerhalb des zulässigen Betriebsbereichs mit erhöhtem Risikopotential oder mit Bedarf an spezifischen Abklärungen und/oder Folgemassnahmen)
- Abweichungen von Erwartungen (Nichterfüllung einer Erwartung im technischen, menschlichen oder organisatorischen Bereich mit geringem Risikopotential, die nicht meldepflichtig ist)

Bei der Analyse werden nicht nur der Ereignisablauf, sondern auch die Einflussfaktoren/Ursachen ermittelt, die das Ereignis ausgelöst, den Ablauf begünstigt oder anderweitig beeinflusst haben. Es wird eine ganzheitliche Ereignisanalyse durchgeführt, welche die Suche nach den zu Grunde liegenden Ursachen (root causes) und verborgenen Defiziten im Zusammenwirken von technischen Abläufen, menschlichem Handeln und administrativ-organisatorischen Aspekten vorurteilsfrei ermöglicht. Es wird sichergestellt, dass alle Aspekte technischer, organisatorischer und menschlicher Natur berücksichtigt werden. Nach der Identifizierung der Schwachstellen erfolgt eine Bewertung, auf deren Grundlage geeignete Gegenmassnahmen abgeleitet werden.

Um eine ausgewogenen Beurteilung aus Sicht aller Fachgebiete zu erreichen, wird der Entwurf jedes Ereignisberichtes an alle Abteilungen zur Vernehmlassung verteilt. Änderungen und Massnahmen werden im Rahmen der Abteilungsleitersitzungen diskutiert und beschlossen.

Die im Ereignisbericht festgelegten Massnahmen werden als Fachaufträge an die zuständigen Stellen weitergeleitet. Mit Hilfe der SOL-Datenbank wird ihre Umsetzung in die Praxis terminlich überwacht. Als letzte Instanz beurteilt die Interne Sicherheitskommission (ISK) die ausgeführten Massnahmen auf Vollständigkeit sowie Angemessenheit und kontrolliert die Erledigung der Fachaufträge.

### *SOL-Datenbank*

In der Anlage Beznau wird das computerstützte Analyseverfahren SOL (**S**icherheit durch **O**rganisationales **L**ernen) zur Auswertung und Verwaltung von Vorkommnissen eingesetzt. Das SOL-Verfahren ermöglicht Vorkommnissenanalysen mit angemessenem Untersuchungsumfang und notwendigem Tiefgang praktikabel und ökonomisch durchzuführen. SOL unterstützt den Anwender bei der Sammlung vorkommnisrelevanter Informationen sowie bei der Analyse von Ursachen und beitragenden Faktoren. Vorkommnisberichte werden automatisch abgefasst und in ein Textverarbeitungsprogramm übertragen.

Die Software ist als Datenbank konzipiert und erlaubt eine effiziente Verwaltung von Vorkommnissen und Massnahmen sowie eine vereinfachte statistische Aufbereitung. Von der Datenbank aus kann direkt auf die hinterlegten Dokumente wie Vorkommnismeldungen, Vorkommnisberichte etc. zugegriffen werden. Der Datenbestand wurde sukzessive auch um Vorkommnisse vor der Einführung der SOL-Datenbank vervollständigt.

Interne Vorkommnisberichte, die im Zuge der Vorkommnisauswertung erstellt werden (z.B. Erfahrungsberichte, Vorkommnis- und Folgemassnahmenberichte) werden auch als Dokumente in das Dokumentenmanagementsystem im Betriebsführungssystem abgelegt. Diese Berichte stehen somit sowohl in der SOL-Datenbank als Instrument, das der Vorkommnisbearbeitung dient, als auch in einem qualifizierten Archivierungssystem zur Verfügung. Externe Vorkommnisberichte werden ausschliesslich in der SOL-Datenbank gespeichert.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 30 Abs. 3 KEV

Kapitel 5.11 und 6.5 der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Das KKB verfügt über Prozesse und Werkzeuge, die eine kontinuierliche und systematische Erfassung, Analyse und Bewertung von internen Betriebserfahrungen ermöglichen. Anlässlich einer Inspektion im Jahr 2008 konnte sich das ENSI auch davon überzeugen, dass das gemäss Art. 30 KEV geforderte Gremium zur Bearbeitung von Ereignissen und Befunden mit Ursachen im Bereich menschliche Faktoren den gesetzlichen Anforderungen entspricht.

Die Bearbeitung interner Vorkommnisse im KKB erfüllt die Anforderungen der KEV und der Richtlinie ENSI-G07.

#### **4.2.1.2 *Bearbeitung externer Vorkommnisse***

##### **Angaben des KKB**

Aufgrund der gesetzlichen Anforderungen mit der potentiellen Möglichkeit einer sofortigen behördlichen Ausserbetriebnahme der Anlage ist der Prozess der Erfahrungsauswertung im KKB zweigliedrig aufgebaut. Für externe Vorkommnisse mit einer höheren INES-Einstufung als 1 muss eine sofortige Überprüfung der Anlage auf Auslegungsfehler erfolgen. Für alle anderen Vorkommnisse wird der Standardprozess verfolgt.

##### *Standardvorgehen*

Das standardmässige Vorgehen wird von einem Arbeitsteam koordiniert. In erster Linie wird eine Information und Analyse erstellt, die alle beteiligten Abteilungen auf breiter Basis mit einschliesst, um zu nachhaltigen Verbesserungsmaßnahmen zu gelangen.

Mit dieser Vorgehensweise wird sichergestellt, dass neue Erkenntnisse aus dem Betrieb von Kernanlagen systematisch hinsichtlich ihrer Relevanz auf die eigene Anlage analysiert und bei Erfordernis Massnahmen zur Verbesserung der Betriebsführung bzw. des Designs abgeleitet und umgesetzt werden. Diese technischen Analysen werden jedoch erst dann durchgeführt, wenn die Informationen über den Sachverhalt vollständig und in gesicherter Form vorliegen. Mit dieser Verfahrensweise werden die sicherheitstechnischen und behördlichen Forderungen zur vertieften Analyse von Vorkommnissen in anderen Anlagen abgedeckt.

### *Dringliche Überprüfung von externen Vorkommnissen*

Gemäss der Ausserbetriebnahmeverordnung ist vom Inhaber der Betriebsbewilligung die Auslegung des eigenen Kernkraftwerks unverzüglich zu überprüfen, wenn in einem anderen in- oder ausländischen Kernkraftwerk Ereignisse oder Befunde eingetreten sind, die nach der internationalen Störfall-Bewertungsskala INES der Kategorie 2 oder höher zugeordnet werden. Die Veranlassung zur Überprüfung im KKB erfolgt durch das Ressort KBR-A (Anlagensicherheit) mittels Information des Kraftwerksleiters. Der Kraftwerksleiter beauftragt daraufhin die zuständige Fachabteilung mit der Überprüfung. Das Ergebnis der dringlichen Überprüfung wird unverzüglich dem ENSI mitgeteilt.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 36 Abs. 3 KEV

Kapitel 6.5 der Richtlinie ENSI-G07<sup>94</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Das KKB verfügt über Prozesse, die eine systematische Auswertung von Betriebserfahrungen vergleichbarer Anlagen ermöglichen. Dabei werden die Übertragbarkeit der Erkenntnisse aus den Ereignissen auf das KKB geprüft und allfällige Massnahmen abgeleitet.

Die Bearbeitung externer Vorkommnisse im KKB erfüllt die Vorgaben der KEV und der Richtlinie ENSI-G07.

## **4.2.2 Auswerteergebnisse interner Vorkommnisse**

### **Angaben des KKB<sup>115</sup>**

#### *Umfang der Bewertung interner Erfahrungen*

Im der PSÜ zugrundeliegenden Zeitraum von 2002 bis 2011 gab es total 90 meldepflichtige Vorkommnisse zu verzeichnen. Davon betrafen 38 den Block 1, 43 den Block 2, und 9 waren für beide Blöcke relevant. Die Anzahl Vorkommnisse pro Jahr liegt zwischen 5 (2006) und 13 (2008), der Mittelwert beträgt 9. Vorkommnisse, die ausschliesslich nach Kapitel 5.3 der Richtlinie ENSI-B03<sup>191</sup> meldepflichtig waren, sind hier nicht erfasst, da sie zwar von öffentlichem Interesse sind, aber keine sicherheitstechnische Bedeutung haben.

133 nicht meldepflichtige Vorkommnisse traten im Beurteilungszeitraum auf, was einen Mittelwert von 13,3 pro Jahr ergibt. Die Jahreswerte liegen zwischen 6 (2002) und 18 (2007, 2010). In 2007 führte das KKB „Abweichung von Erwartungen“ als eine weitere Kategorie von Vorkommnissen ein. Von 2007 bis 2011 wurden 377 Abweichungen von Erwartungen erfasst, dies sind im Mittel 75,4 pro Jahr, mit Werten zwischen 50 (2010, 2011) und 116 (2007). Zu den nicht meldepflichtigen Vorkommnissen und den Abweichungen von Erwartungen werden abgesehen von den zahlenmässigen Übersichten keine weiteren Angaben gemacht.

#### *Meldepflichtige Vorkommnisse*

In Tabelle 4.2-1 sind die 90 meldepflichtigen Vorkommnisse aufgeführt. Die ID-Nr. der Vorkommnisse codiert das Jahr, den Block und die Nummer des Vorkommnisses in diesem Jahr und Block. Der besseren Übersicht halber sind der betroffene Block und das Ereignisdatum nochmals separat in einer Spalte aufgeführt. Der Titel beschreibt den Sachverhalt und enthält insbesondere die Bezeichnung der betroffenen Komponenten. Die Einstufung nach INES wird für Vorkommnisse aus allen Jahren angegeben. Je ein Vorkommnis wurde mit INES 2 bzw. INES 1 eingestuft, die übrigen mit INES 0. Unter der Rubrik „HSK-Einstufung“ ist für Vorkommnisse aus den Jahren 2002 bis 2008 die Einstufung gemäss der damals gültigen Richtlinie HSK-R-15<sup>188</sup> angegeben. Sämtliche Vorkommnisse sind mit U (unklassiert) oder B (niedrigste Stufe klassierter Vorkommnisse, d. h. solche von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung, die vom Betreiber und von der Aufsichtsbehörde erfasst und ausgewertet werden, damit eine frühzeitige Erkennung von eventuellen Schwachstellen ermöglicht wird) eingestuft. Für Vorkommnisse ab 2009 wird in der Rubrik „ENSI-Einstufung“ das für die Meldepflicht massgebliche Kriterium der Richtlinie ENSI-B03<sup>191</sup> genannt. In der Spalte „PSÜ-Einstufung“ wird der Bezug zur systematischen Bewertung der Vorkommnisse nach Ursachen (vgl. Tabelle 4.2-2) hergestellt.

**Tabelle 4.2-1: Übersicht über die meldepflichtigen Vorkommnisse mit sicherheitstechnischer Bedeutung innerhalb der Bewertungsperiode**

ID-Nr.	Block	Datum	Titel	Einstufung			
				INES	HSK	ENSI	PSÜ
02-1001	1	09.01.2002	Bruch einer 3/8"-Impulsleitung an der Durchflussmessblende 10JSI FE 0880 in der Mindestmengenleitung der Sicherheitseinspeisepumpen JSI 1-A bis C	0	U	-	C2.1
02-1002	1	01.05.2002	Geschlossene Handarmatur 19JSI 0953 in der Treibwasserleitung der Notstandsrezirkulation nach der Durchführung von periodischen Prüfungen	0	B	-	C2.1
02-1005	1	25.07.2002	Vorsorgliches Abkühlen der Anlage für die Instandsetzung einer Leckage an einer Dichtung der Umsteuerleitung der Frischdampf-Schnellschlussarmatur (FDSSA) 11LDF VOV 5612-A	0	U	-	C2.1
02-1006	1	09.07.2002	Ausfall der Borsäurepumpe 10KCH 0010-A im Mindestmengenbetrieb	0	U	-	C2.1
02-1008	1	31.12.2002	Ausfall des Speisegerätes für die Regeleinrichtung des Druckhalter-Sprühventils 10JRC PCV 0455-B während des Abfahrens der Turbogruppe TG-12	0	U	-	C2.2
02-2001	2	27.05.2002	Vorsorgliche Abstellung der Anlage zum Austausch des Stromwandlers 22BG IM 0400 (Phase S) in der Anspeisung zum Schalter 22BG IS 0400 nach Erdschlussalarm an der Eigenbedarfschiene 22BG 0000	-	U/Ö	-	D2
02-2004	2	11.08.2002	Wiederholter Ausfall der Borsäurepumpe 20KCH 0010-A im Mindestmengenbetrieb	0	-	-	C2.1
02-2005	2	12.08.2002	Schaden an der Wellendichtung der Reaktorhauptpumpe 20JRC 0018-B führt zur Verzögerung des Anfahrens der Anlage nach dem Brennelementwechsel	0	U	-	C2.1
02-2006	2	05.12.2002	Schalterfall 24BFL IS 0800 beim Handstart der Nebenkühlwasserpumpe 20PRW 0001-C beim monatlichen Probelauf	0	B	-	C2.2

ID-Nr.	Block	Datum	Titel	Einstufung			
				INES	HSK	ENSI	PSÜ
03-1001	1	21.05.2003	Unbeabsichtigte Abgabe von Rückstandsgas (KWD) über die neue Verbindungsleitung zum Styrol-Mischtank 10KWD 8157 bei der Inbetriebnahme der Harzabfüllstation	0	B	-	B
03-2001	2	29.01.2003	Reaktortrip nach Fehlöffnung einzelner Frischdampf-Abblaseventile beim Start der Pumpen der Hydraulik Ölversorgung 20LDA	0	B/Ö	-	C1.1
03-2003	2	19.03.2003	Reaktortrip durch unbeabsichtigte Auslösung des Tripschalters 20JRS IS 0072-RTB beim monatlichen Funktionstest der Reaktor-Tripschalter gemäss Routinevorschrift	0	B/Ö	-	C1.3
03-2006	2	14.08.2003	Lagerschaden an Hilfsspeisewasserpumpen 21/22LSN 0001/2 während Reaktorschutzprüfung gemäss RV-B-CL.-A vor dem Wiederaufstart der Anlage nach der Revisionsabstellung	0	U	-	C2.1
03-2007	2	19.08.2003	Handauslösung Turbinenabschaltung TG-21 und Reaktortrip nach Ausfall Hauptspeisewasserpumpe 21LSP 0001 beim Belasten der Anlage bei 12% Nuklearleistung nach der Revisionsabstellung RA 03-2	0	B/Ö	-	C1.1
03-2008	2	09.09.2003	Nichtverfügbarkeit des Notstand-Abluftventilators 29KHV 2614-A für störungsbedingten Austausch der Lager	-	U	-	C2.2
03-2010	2	06.10.2003	Trip Turbogruppe 21 durch Bedienungsfehler bei Prüfung des Schmieröldruckschalters 21MTR PC 1237 gemäss Routinevorschrift RV-B-MTR-E	0	U/Ö	-	D2
04-0001	1/2	12.12.2003	Fehlende Kanaltests gemäss Tech-Specs-Prüfanforderung PA 35.1.20b bei der Instrumentierung der Druckspeicher JSI 6 und 7	0	U	-	D3
04-0004	1/2	29.10.2004	Eingeschränkter Betriebsbereich der Kamin Aktivitätsmessungen 10/20KRM RM 73/83 nach Austausch der Probenahmeleitungen	0	U	-	C2.3

ID-Nr.	Block	Datum	Titel	Einstufung			
				INES	HSK	ENSI	PSÜ
04-1001	1	02.05.2004	Trip TG-12 durch Niveau hoch im Vorwärmer 12LKH 0002 nach Störung in der pneumatischen Niveauregelung 12LKV LC 1524	0	U/Ö	-	D2
04-1003	1	25.05.2004	Reaktortrip durch DE-Niveau tief nach Ausfall der Speisewasserpumpe 10LSP 0002	0	B/Ö	-	C1.1
04-1005	1	10.07.2004	Reaktortrip durch DE-Niveau tief nach Störung an Ventil 12LSH FCV 0498-A (Speisewasserhauptventil)	0	B	-	C1.1
04-1006	1	23.08.2004	Ventil 10JSI MOV 0884-B im Rezirkulationskreislauf lässt sich nach Routineprüfung nicht vollständig schliessen	0	U	-	C2.1
04-2001	2	20.01.2004	Fehlender Fingerzapfeneinsatz im Brennelement 7311 an der Position G11 im Reaktorkern (30. Zyklus) nach Revisionsabstellung 2003	0	U	-	C2.3
05-1001	1	10.04.2005	Befund über Riss in Schweissnaht am Entlüftungsventil 10KCH 0369-B des Kugelresonators der Ladepumpe 10KCH 0007-B	0	U	-	C2.1
05-1002	1	14.04.2005	Störung der Regelung der Turbogruppe 12 führt zu einer kurzzeitigen Lastreduktion und zum Öffnen von Abblaseventilen	0	U/Ö	-	D2
05-1003	1	09.05.2005	Befund über Haarrisse am Zylinderblock der Ladepumpe 10KCH 0007-C	0	U	-	C2.1
05-2001	2	13.01.2005	Nichtverfügbarkeit der Sicherheitseinspeisepumpe 20JSI 0001 -B für Abklärung der Ursache einer erhöhten Pumpen-Lagertemperatur	0	U	-	C2.1
05-2002	2	11.05.2005	Befund über Erdschluss in der elektrischen Anspeisung der Sicherheitseinspeisepumpe 20JSI 0001-B	0	U	-	C2.2
05-2006	2	24.08.2005	Bewertungspflichtige Anzeige in der Schweissnaht B9 der Druckspeicher-einspeiseleitung JSI XP2087 an 6" T-Stück	0	U	-	C2.1

ID-Nr.	Block	Datum	Titel	Einstufung			
				INES	HSK	ENSI	PSÜ
05-2007	2	10.09.2005	Reaktortrip beim Anfahren der Turbo- gruppe 22, nach Revisionsabstellung 2005-2, durch Schutzauslösung "Ni- veau hoch" Vorwärmer 2, TG 22, bei 17% Reaktorleistung	0	B/Ö	-	C1.1
05-2008	2	19.08.2005	Trübung und Verunreinigung des Reak- torbeckenwassers durch Rückstände von Formierpapier und Holzleim wäh- rend der RA 05-2	-	U	-	D3
05-2009	2	03.11.2005	Hilfsspeisewasserpumpe 22LSN 0002 läuft bei Probelauf gemäss RV-B-LSN- A nicht an	0	B	-	C2.1
06-1001	1	17.01.2006	Turbinen-Cutback ausgelöst durch Stabfall Abschaltstab Position H02	0	B	-	D2
06-1002	-	10.01.2006	Absturz Harzgebände H-3117	-	U	-	D3
06-1004	1	06.07.2006	Leichte Leckage an Schweissnaht der Mindestmengenleitung der Sprüh- pumpe 10JCS 0002-A	0	U	-	C2.1
06-1005	1	14.09.2006	Bewertungspflichtige Anzeige im Be- reich Rohrbogen Nr. 3 der Frischdampf- leitung von Dampferzeuger B	0	B	-	C2.1
06-1006	1	18.12.2006	Sicherungsausfall Abluftventilator 19KHV 2614-A	0	U	-	C2.2
07-0001	1/2	09.08.2007	Unterschreitung der gemäss Tech- Spec 38.1.11 geforderten minimalen Notstromleistung des Hydrowerks we- gen extremer Hochwasserführung der Aare	0	B/Ö	-	C2.2
07-1001	1	29.06.2007	Unterschreitung der rechnerischen Mindestwanddicke nach gültiger Bau- vorschrift an drei Bögen der Frisch- dampfleitung	-	U	-	C2.1
07-1002	1	25.07.2007	Sprühpumpe 10JCS 0002-A läuft bei der Durchführung der RV-B-JCS-A nach Auslösung des ersten Startbe- fehls nicht an	0	B	-	C2.1

ID-Nr.	Block	Datum	Titel	Einstufung			
				INES	HSK	ENSI	PSÜ
07-1003	1	21.08.2007	Notstandsdiesel 19XMA 3000 nach Ansprechen von elektrischem Schutzkriterium nicht verfügbar	1	B	-	C2.2
07-2001	2	18.06.2007	Ausfall Flutdiesel 23XM 2000 während Probelauf durch Fehlauflösung Endschalter der Drehzahlüberwachung	0	B	-	C2.2
07-2002	2	10.08.2007	Verunreinigungen im Brennelementlagerbecken A	0	B	-	D3
07-2003	2	10.08.2007	Reaktortrip bei 12% Leistung durch Dampferzeuger-Niveau hoch beim Abfahren der Anlage für die Revisionsabstellung	0	B	-	C1.1
07-2004	2	17.08.2007	Bewertungspflichtige Anzeige bei Ultraschallprüfung der RDB-Deckeldurchführung Nr. 5	0	U	-	C2.1
07-2005	2	17.08.2007	Unterschreitung der rechnerischen Mindestwanddicke nach gültiger Bauvorschrift an zwei Bögen der Frischdampfleitung	0	B	-	C2.1
07-2006	2	12.08.2007	Befund an 27 von 35 Thermoelementen zur Messung der Kernaustrittstemperatur 20JFT TE 0475-xx	-	U	-	C2.3
07-2007	2	07.09.2007	Geringe Borsäureablagerung im Bereich der Lippendichtschweißnaht am oberen Ende des Regelstabantriebsstangengehäuses Nr. 25	0	U	-	C2.1
07-2008	2	10.12.2007	Leckage an Gleitringdichtung primäre Zwischenkühlwasserpumpe 20KAC 0001-B	0	U	-	C2.2
08-0001	-	30.10.2008	Teilausfall der automatischen Perimeter-Bildaufschaltung	-	U	-	D3
08-1001		30.01.2008	Defekter Handschieber 10PRW 7013 auf Druckseite der primären Nebenkühlwasserpumpe 10PRW 0001-A	0	U	-	C2.2
08-1002		27.02.2008	Leckage an Gleitringdichtung der Sicherheitseinspeisepumpe 10JSI 0001-B	0	U	-	C2.1

ID-Nr.	Block	Datum	Titel	Einstufung			
				INES	HSK	ENSI	PSÜ
08-1003		15.03.2008	Borsäurepumpe 10KCH 0010-B startet nicht bei Probelauf	0	B	-	C2.1
08-1004		19.05.2008	Verzögerte Auslösung der Unterspannungsspule beim Bypass-Tripschalter 10JRS IS 0072-BYA	0	U	-	C2.1
08-1005		06.06.2008	Turbinentrip TG-12 während dem Abfahren der Anlage zur Revision durch hohe Wellenschwingungen	0	U	-	D2
08-1006		03.07.2008	Ausfall Kondensatorkühlwasser beim Anfahren der Anlage nach der Revisionsabstellung führt zu Abschaltung Turbogruppe 11 mit Reaktortrip bei 26 % Leistung	0	B/Ö	-	C1.1
08-1007		12.07.2008	Vorsorgliche Abstellung der Anlage für Nachpackung der Stopfbüchsen an Hauptspeisewasser-Regelventilen 11LSH FCV 0488-A und 12LSH FCV 0498-A	0	U/Ö	-	D2
08-2001	2	31.01.2008	Manuelle Reaktorschnellabschaltung nach Ausfall der unterbrechungsfreien Stromversorgung 20BP UM 0100	0	B/Ö	-	C1.3
08-2002	2	28.02.2008	Nichtverfügbarkeit der Anspeisung ab Schiene AN 10 vom Hydrowerk auf Schiene 24 BF nach Schutzauslösung	0	U	-	C2.2
08-2003	2	04.04.2008	Ausserbetriebnahme Hilfsspeisewasserpumpe 21LSN 0001 für Kontrolle / Reparatur der Stopfbüchsenbrillen-Kühlwasserversorgung	0	U	-	C2.2
08-2004	2	10.04.2008	Handabschaltung Turbogruppe 21 wegen Ölleckage an Schweissnaht bei Pulsationsdämpfer 21MTR 1241-4	0	B	-	D2
08-2006	2	13.11.2008	Abstellung Turbogruppe 21 für Reparatur Dampfleckage an Flanschverbindung der Entwässerung am Einströmring der Hochdruck-Turbine	0	U/Ö	-	D1
09-0001	-	09.03.2009	Auslegungsabweichung Dachbinder Maschinenhausdach West nach Dachsanierung	0	-	5.1.3b	D3

ID-Nr.	Block	Datum	Titel	Einstufung			
				INES	HSK	ENSI	PSÜ
09-1001	1	09.01.2009	Auslösung Containment-Teilisolation durch Kaminaktivitätsmonitor 10KRM RE 0073	0	-	5.1.1.3 c	C1.4
09-1002	1	01.05.2009	Auslösung Containment-Teilisolation durch erhöhte Kaminabluftaktivität	0	-	5.1.1.3 c	C1.4
09-1003	1	25.06.2009	Geringe Borsäureablagerung im Bereich der Lippendichtschweissnaht am oberen Ende der Regelstabantriebstangengehäuse Nr. 18, 19 und 31	0	-	5.1.1.2 c	C2.1
09-1004	1	21.07.2009	Ausfall der Rezirkulationspumpe 10JSI 0002-A während Probelauf	0	-	5.1.1.1 a	C2.1
09-2001	2	12.05.2009	Ausfall Sicherheitsgebäude-Luftmonitorkanäle 20KRM RE 0070/71/ 72	0	-	5.1.1.1 a	C2.3
09-2002	2	28.07.2009	Nichtverfügbarkeit Sicherheitsgebäude-Luftmonitorkanäle 20KRM RE 0070/71/ 72	0	-	5.1.1.1 a	C2.3
09-2003	2	03.08.2009	Überschreitung der zulässigen Strahlenexposition von zwei Mitarbeitern bei Inspektionsarbeiten	2	-	5.1.2.2 a	A
09-2004	2	26.10.2009	Reaktortrip durch Dampferzeuger B Niveau tief infolge Fehlverhalten Speisewasserregelventil 22LSH FCV 0498-A	0	-	5.1.1.3 c 5.3a1	C1.1
09-2005	2	03.11.2009	Fehlerhafte Schmierölversorgung der Generatorlager des Notstanddiesels 29XMA 3000	0	-	5.1.1.1 a	C2.2
09-2006	2	04.11.2009	Reaktortrip durch Dampferzeuger B Niveau tief infolge Fehlverhalten Speisewasserregelventil 22LSH FCV 0498-A	0	-	5.1.1.3 c 5.3a1	C1.1
10-0001	-	18.02.2010	Hydro-Notstromschiene AN10 im Inselbetrieb nach Öffnen der Spaltfeldschalter	0	-	5.1.1.1 a	C2.2
10-0002	-	28.04.2010	Hydro-Notstromschiene AN10 im Inselbetrieb nach Öffnen der Spaltfeldschalter	0	-	5.1.1.1 a	C2.2
10-0003	-	22.07.2010	Hydro-Notstromschiene AN10 im Inselbetrieb nach Öffnen der Spaltfeldschalter	0	-	5.1.1.1 a	C2.2

ID-Nr.	Block	Datum	Titel	Einstufung			
				INES	HSK	ENSI	PSÜ
10-0004	-	21.12.2010	Korrosion an Abfallgebinden	0	-	5.1.1.5 b	D3
10-1001	1	23.05.2010	Geringe Borsäureablagerungen im Bereich der mittleren und oberen Lippendichtschweissnähte von mehreren Regelstabantriebstangengehäusen	0	-	5.1.1.2 c	C2.1
10-1002	1	02.07.2010	Unterschreitung der rechnerischen Mindestwanddicke nach gültiger Bauvorschrift am Bogen Nr. 5 der Frischdampfleitung B	0	-	5.1.1.2 c	C2.3
10-1003	1	26.07.2010	Erhöhter Lithiumgehalt im Reaktorkühlsystem	0	-	5.1.1.1 a	D3
10-2001	2	25.01.2010	Undichter Kühler 20LBD 0006-A in der Dampferzeugerabschlammung	0	-	5.1.1.2 d1	D3
10-2002	2	29.03.2010	Ausfall Abblaseölpumpe 20LDA 5950-A	0	-	5.1.1.1 a	C2.1
10-2003	-	29.06.2010	Hydro-Notstromschiene AN 20 im Inselbetrieb nach Öffnen der Spaltfeldschalter	0	-	5.1.1.1 a	C2.2
11-1001	1	30.04.2011	Ausfall Notstand-Kälteanlage 19SHV 1700 infolge Störung Rückkühlsystem	0	-	5.1.1.1 a	C2.2
11-1002	1	16.06.2011	Borsäureablagerung an Dichtschweissnaht von Rückschlagventil 10KCH 0285-B	0	-	5.1.1.2 c	C2.1
11-1003	1	27.09.2011	Nichtverfügbarkeit Stabpositionsanzeige (RPI) der Regelbank A	0	-	5.1.1.1 a	D3
11-2001	2	13.07.2011	Nichtverfügbarkeit Kälteanlage 29SHV 1700	0	-	5.1.1.1 a	C2.2
11-2002	2	26.09.2011	Nichtverfügbarkeit Brennelementlagerbecken-Umwälzpumpe 20FAC 0003-B	0	-	5.1.1.1 a	C2.3
11-2003	2	17.12.2011	Ausfall Ventilator 29KHV 2721 am Umluftkühlgerät des NS-Wärmetauscherraums durch Kabelerdschluss beim monatlichen Probelauf	0	-	5.1.1.1 a	C2.2

ID-Nr.	Block	Datum	Titel	Einstufung			
				INES	HSK	ENSI	PSÜ
11-2004	2	29.12.2011	Nichtverfügbarkeit Stabpositionsanzeige (RPI) bei 4 Stäben der Regelbank B	0	-	5.1.1.1 a	D3

Internationale Vergleiche sind schwierig. Gründe sind die national unterschiedlichen Vorgaben zur Meldung von Vorkommnissen sowie die oft fehlenden Detailkenntnisse zu den ausländischen Anlagen. Zusammenfassend folgert das KKB dennoch aus der sehr geringen Anzahl sicherheitsrelevanter Vorkommnisse und deren Einstufung<sup>115</sup>, dass die Anlage aufgrund der kontinuierlichen Nachrüstungen und Modernisierungen einen sehr hohen Sicherheitsstandard aufweist.

#### *Vorkommnisse mit besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung*

Im betrachteten Zeitraum ergaben sich zwei Vorkommnisse mit einer Einstufung INES 1 bzw. INES 2, was einem Anteil von etwa 2 % der meldepflichtigen Vorkommnisse entspricht.

INES 1: Am 21. August 2007 kam es zu einem Ausfall des Notstanddiesels im Block 1. Der Diesel war infolge Wartungsarbeiten an der 50-kV-Einspeisung beider Blöcke den ganzen Tag mit niedriger Leistung (0,3 MW) in Betrieb. Vor dem Abschalten sollte er nochmals belastet werden, wobei bei 1,45 MW eine Schutzabschaltung erfolgte. Ursache war ein fehlerhaftes Differentialschutzrelais am Generator, das ersetzt wurde. Der Diesel war während gut 18 Stunden nicht verfügbar. Die Technische Spezifikation erlaubt eine Reparaturzeit von 7 Tagen. Die Nichtverfügbarkeit des Diesels hatte (unter Berücksichtigung der latenten Nichtverfügbarkeit) eine inkrementelle bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit (Incremental Conditional Core Damage Probability, ICCDP) von  $4,59 \cdot 10^{-6}$  gemäss dem zum Zeitpunkt des Vorkommnis gültigen PSA-Modell BERA2005 zur Folge. Eine Nachrechnung mit dem aktuellen Modell BERA2009 ergab eine ICCDP von  $7,6 \cdot 10^{-6}$ . Die relativ hohe ICCDP, welche gemäss den Kriterien der Richtlinie ENSI-A06 zur Einstufung INES 1 führte, ergibt sich aus der einsträngigen Ausführung der Notstands-ausrüstungen, der gemeinsamen Anbindung beide Blöcke an das 50-kV-Netz sowie den hohen Beiträgen von Erdbeben und Brand zur gesamten Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF). Letzteres bedeutet eine stärkere Erhöhung der CDF bei einem Ausfall von (erdbebensicheren) Notstands-ausrüstungen als bei einem Ausfall von Sicherheitssystemen ausserhalb des Notstandsbereichs.

INES 2: Am 3. August 2009 befand sich der Block 2 in der Revisionsabstellung. Das Herausziehen der Führungsrohre für die Incore-Detektoren für die Neutronenflussmessung im Reaktorkern wurde um einige Stunden vorgezogen. Dabei wurde nicht beachtet, dass gleichzeitig unterhalb des Reaktordruckbehälters (RDB) Vorbereitungsarbeiten für eine Videoinspektion des RDB-Bodens in Gange waren. Beim Herausziehen der Führungsrohre stieg die Ortsdosisleistung im Arbeitsbereich unter dem RDB auf ca. 1500 mSv/h. Trotz umgehender Intervention des Strahlenschutzes akkumulierten zwei Personen eine Dosis von 37,8 mSv bzw. 25,4 mSv und damit über dem Jahresgrenzwert für beruflich strahlenexponierte Personen von 20 mSv pro Jahr. Um eine Wiederholung des Vorkommnisses zu verhindern, wurden Massnahmen in den Bereichen Planung, Strahlenschutz sowie Verhinderung des Zutritts in den Bereich mit hoher Ortsdosisleistung beim Herausziehen der Führungsrohre getroffen.

#### *Systematische Bewertung der Vorkommnisse nach Ursachen*

Tabelle 4.2-2 zeigt die vom KKB vorgenommene Klassierung der 90 meldepflichtigen Vorkommnisse in Anlehnung an die Spaltenbezeichnungen in Anhang 6 der Richtlinie ENSI-B03<sup>191</sup> und damit an die Kategorien gemäss Tabelle 1 des INES-Manuals. Die Klasse D umfasst die Vorkommnisse, auf die keines der Kriterien A, B oder C zutrifft. In dieser Klasse sind nur Vorkommnisse ohne oder mit sehr geringer Bedeutung für die Sicherheit enthalten.

**Tabelle 4.2-2: Klassierung der meldepflichtigen Vorkommnisse in Anlehnung an Tabelle 1 des INES-Manuals**

<b>Klasse</b>	<b>Anzahl</b>
<b>A Mensch und Umwelt</b>	<b>1 (1 %)</b>
<b>B Radiologische Barrieren betroffen</b>	<b>1 (1 %)</b>
<b>C Gestaffeltes Sicherheitskonzept betroffen</b>	<b>gesamt: 68 (75 %)</b>
<b>C1 mit Reaktortrip (Trip) oder Auslösung von ESFAS-Funktionen</b>	<b>gesamt: 13</b>
C1.1 Trip aufgrund sekundärseitiger Ursachen	9
C1.2 Trip aufgrund primärseitiger Ursachen	0
C1.3 Trip aufgrund sonstiger Ursachen	2
C1.4 Anforderung von ESFAS-Funktionen	2
<b>C2 ohne Reaktortrip oder Auslösung von ESFAS-Funktionen</b>	<b>gesamt: 55</b>
C2.1 Sicherheitssysteme (front line systems) und DFU	28
C2.2 Versorgungssysteme (support systems)	20
C2.3 Andere Systeme und Komponenten	7
<b>D Sonstige</b>	<b>gesamt: 20 (22 %)</b>
<b>D1 Vorkommnisse mit Einfluss auf Anlagenbetrieb (geplant)</b>	<b>1</b>
<b>D2 Vorkommnisse mit Einfluss auf Anlagenbetrieb (ungeplant)</b>	<b>8</b>
<b>D3 Vorkommnisse ohne Einfluss auf Anlagenbetrieb</b>	<b>11</b>

**Legende**

ESFAS: **E**ngineered **S**afety **F**eatures **A**ctuation **S**ystem

DFU: **D**ruck**F**ührende **U**mschliessung

Abschliessend wird festgehalten, dass die absolute Anzahl meldepflichtiger Vorkommnisse nicht als alleiniges Kriterium zur Beurteilung des Sicherheitsstaus einer Anlage dienen kann. Folgende Aspekte gilt es, bei Vergleichen zu berücksichtigen:

- Je niedriger die Meldeschwelle ist, desto mehr Vorkommnisse sind meldepflichtig. Aus Sicht des KKB wirkt sich eine niedrige Meldeschwelle im Hinblick auf die Sicherheit jedoch vorteilhaft aus.
- Je mehr Sicherheitssysteme / sicherheitsrelevante Komponenten vorhanden sind, desto größer wird (bei gleicher Ausfallrate innerhalb einer Komponentengruppe) die absolute Zahl meldepflichtiger Vorkommnisse, ungeachtet dessen, dass mehr Sicherheitstechnik in der Regel mehr Sicherheit bedeutet.
- Häufigere Prüfungen können die Zahl meldepflichtiger Vorkommnisse erhöhen. Aus sicherheitstechnischer Sicht ist dies jedoch positiv zu beurteilen, da Fehler frühzeitig gefunden werden und die Verfügbarkeit der Sicherheitseinrichtungen im Anforderungsfall steigt.
- Neu eingeführte Sicherheitstechnik kann in der Anfangsphase zu meldepflichtigen Vorkommnissen führen (Stichworte: Kinderkrankheiten, Badewannenkurve). Die Sicherheit der Anlage wird durch verbesserte Technik jedoch grundsätzlich erhöht.

### *Einfluss menschlicher Faktoren*

Einleitend weist das KKB auf die Nutzung von Betriebserfahrungen im Rahmen der im KKB angewandten Fehlervermeidungsstrategien hin. Alle Vorkommnisse werden nicht nur unter technischen Aspekten analysiert, sondern auch bezüglich menschlicher Faktoren. Dafür besteht ein spezielles, abteilungsübergreifend zusammengesetztes Gremium gemäss Art. 30 KEV. Für die statistische Auswertung werden die Root Cause Codes der WANO beigezogen. Bei 66 der 90 meldepflichtigen Vorkommnisse waren menschliche Faktoren (Human Factors, HF) ursächlich beteiligt, sei es im Bereich der Grundursachen oder als beitragende Ursachen, wobei ein gegebenes Vorkommnis mehrere Grundursachen und beitragende Ursachen aufweisen kann. Der Anteil von 73 % entspricht dem internationalen Erfahrungswert. Bei 14 Vorkommnissen waren menschliche Faktoren die direkte Vorkommnis auslösende Ursache.

Die HF-relevanten Vorkommnisse werden entsprechend den Root Cause und Casual Factor Codes der WANO aufgeschlüsselt.

Im Bereich Menschliche Leistung gibt es total 104 Einträge, mit Jahreswerten zwischen 3 (2002) und 21 (2008), wobei kein Trend erkennbar ist. Schriftliche Prozeduren und Dokumente sind mit 31 Einträgen und Arbeitspraktiken des Personals mit 27 Einträgen am häufigsten vertreten, Arbeitsorganisation und Führungsmethoden bilden mit 17 bzw. 10 Einträgen die mittlere Gruppe, während verbale Kommunikation, Arbeitsplanung, Arbeitsbedingungen, Mensch-Maschine-Schnittstelle, Training/Qualifikation und persönliche Faktoren mit zwei bis fünf Einträgen numerisch von untergeordneter Bedeutung sind.

Der Bereich Management umfasst total 41 Einträge mit Jahreswerten zwischen null (2010/2011) und 14 (2008), wobei wiederum kein Trend erkennbar ist. Alle Einträge betreffen den Entscheidungsprozess (28) oder das Change Management (13). Weisungen des Managements, Kommunikation oder Koordination, Management Monitoring und Bewertung, Ressourcenverteilung, Organisations-/Sicherheitskultur Notfallmanagement weisen je null Einträge auf.

Die Verteilung der Einträge auf die verschiedenen Kategorien liegt im allgemeinen Erfahrungsbereich anderer Anlagen.

Das KKB hat im HF-Bereich insbesondere folgende Massnahmen eingeleitet:

- Standardisierte Verwendung von Fehlervermeidungstechniken
- Laufende Optimierung des Detaillierungsgrads und Aufbaus der Vorschriften und Dokumente
- Verbesserung der Arbeitsorganisation mit einer konsequenten Anwendung des Betriebsführungssystems SAP
- Grundlegende Überarbeitung des Änderungswesens (Change-Management) zur Verbesserung der Qualität von Entscheidungsfindungen vor allem in den frühen, entscheidenden Phasen

Für die zweite Hälfte des Betrachtungszeitraums sieht das KKB positive Auswirkungen der getroffenen Massnahmen in den Bereichen Dokumentation, Ausbildung und Change-Management.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 30 Abs. 3 und Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV

Richtlinien ENSI-G07<sup>94</sup> und ENSI-A06<sup>62</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Der in Kapitel 4.2.1.1 beschriebene Prozess zur Bearbeitung interner Vorkommnisse wird in der Praxis angewendet. Die gemäss Art. 33 Abs. 1 Bst. a KEV geforderte risikotechnische Bewertung erfolgt nach den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A06<sup>62</sup>.

Aus internen Vorkommnissen werden Massnahmen abgeleitet zur Verbesserung der Sicherheit der Anlage. Dies trifft insbesondere auf die beiden Vorkommnisse mit besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung zu. Mit der neuen autarken Notstromversorgung (Projekt AUTANOVE, vgl. Kapitel 2.5) stehen zwei zusätzliche

(vier neue, aber zwei alte Flutdiesel werden stillgelegt) Notstromdiesel zur Verfügung. Eine latente Nichtverfügbarkeit eines Notstanddiesels gleicher Dauer wie 2007 hätte nun eine geringere inkrementelle Kernschadenswahrscheinlichkeit zu Folge. Die Massnahmen zur Verhinderung eines vergleichbaren Vorkommnisses beim Herausziehen der Führungsrohre für die Incore-Detektoren in Kombination mit der Erfüllung der Forderungen des ENSI sollten ein vergleichbares Vorkommnis weitestgehend ausschliessen (vgl. Kapitel 4.6.5).

Es findet eine systematische Ursachenanalyse statt, und die langfristige Entwicklung wird auf mögliche Trends untersucht. Aus festgestellten Ursachenschwerpunkten werden Verbesserungsmaßnahmen abgeleitet.

Die Anzahl meldepflichtiger Vorkommnisse im KKB liegt im Rahmen der anderen schweizerischen Kernkraftwerke. Ebenso ist die Anzahl Vorkommnisse mit besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung (INES1 und INES 2) vergleichbar mit den anderen schweizerischen Kernkraftwerken.

### 4.2.3 Erkenntnisse aus externen Betriebserfahrungen

#### Angaben des KKB<sup>115</sup>

Die grundsätzliche Zielsetzung bei der Auswertung externer Betriebserfahrung besteht darin, aktiv zu werden, bevor ähnliche Probleme in der eigenen Anlage auftreten bzw. sich nachteilig auswirken können (antizipierendes Lernen). Hierfür werden folgende Informationsquellen herangezogen:

- Nuclear Safety Advisory Letters und Technical Bulletins des Lieferanten der Anlage (Westinghouse)
- Newsletter der Pressurized Water Reactor Owners Group (PWROG)
- Meldungen der World Association of Nuclear Operators (WANO)
- Behördenberichte, wenn das ENSI dazu eine Stellungnahme verlangt
- Meldungen des Institute of Nuclear Power Operations (INPO)
- Vorkommnisberichte aus den anderen schweizerischen Kernkraftwerken
- Information aus Fachzeitschriften

Insgesamt wurden vom ERFA-Arbeitsteam (Erfahrung aus anderen Anlagen) im Betrachtungszeitraum 819 internationale Vorkommnisse aus einer viel grösseren Anzahl gesichteter Berichte ausgewählt. Diese wurden in der SOL-Datenbank erfasst sowie in die Kategorien relevant (317 Vorkommnisse, 39 %), interessant (346 Vorkommnisse, 42 %) und uninteressant (156 Vorkommnisse, 19 %) eingeteilt.

Für die sicherheitstechnische Relevanzbewertung werden u.a. folgende Kriterien angewendet:

- gleiche oder ähnliche Merkmale technischer Einrichtungen (Reaktortyp, Systeme, Baugruppe)
- gleiche oder ähnliche Merkmale vorhandener Prozeduren
- gleiche oder ähnliche Randbedingungen

Als relevant werden Vorkommnisse klassiert, welche interne Massnahmen erfordern könnten. Die Klassierung „interessant“ wird für Vorkommnisberichte gewählt, die keine internen Massnahmen erfordern, jedoch zwecks Weiterbildung den Mitarbeitenden der betroffenen Abteilungen zur Kenntnisnahme empfohlen werden. Aufgrund der Ausserbetriebnahmeverordnung werden alle Vorkommnisse in Kernkraftwerken mit einer Einstufung INES 2 oder höher als relevant eingestuft und prioritär bearbeitet.

In der SOL-Datenbank sind für den Betrachtungszeitraum ca. 850 Massnahmen erfasst, die aus internen und externen Betriebserfahrungen abgeleitet wurden. Dazu gehören neben Änderungen in der Anlage oder von Dokumenten auch Überprüfungen bzw. vertiefte Analysen bestimmter Sachverhalte sowie auch der Abschluss oder die Überprüfung von Serviceverträgen mit Zulieferern.

Eine Auswahl von 32 Vorkommnissen in ausländischen Anlagen mit besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung erläutert das KKB in tabellarischer Form unter Angabe unter anderem der betroffenen Anlage, des

Reaktortyps, einer Vorkommnis-Kurzbeschreibung und einer Darlegung der Relevanz für das KKB und der aufgrund des Ereignisses durchgeführten Massnahmen. Folgende ausgesuchte sicherheitsrelevante Themen werden vertieft behandelt:

- *Geringe Primärkühlmittelleckagen und Borsäurekorrosion an Komponenten des Primärkreislaufs*

Der Schaden am RDB der Anlage Davis Besse sowie mehrere kleinere Borsäureablagerungen in der eigenen Anlage lösten im KKB verschiedene Massnahmen aus. Die NRC hatte zusätzlich darauf hingewiesen, dass sich grössere Borsäureablagerungen bei Kühlmittelverluststörfällen auflösen und den pH-Wert des Wassers im Reaktorgebäudesumpf beeinflussen könnten. Da im KKB keine ferritischen Komponenten direkt gefährdet waren, mussten keine Sofortmassnahmen getroffen werden. Für die betroffenen Bereiche wurde ein Überwachungskonzept festgelegt. Der Zustand des Primärkreises wird wöchentlich auf mögliche Leckagen beurteilt. Betroffene Stellen wurden repariert.

- *Erosionskorrosion in Systembereichen des Sekundärkreislaufes*

Sekundärseitige Erosionskorrosion führte in verschiedenen ausländischen Anlagen zu Wanddicken-schwächungen oder sogar zu Rohrleitungsbrüchen. Im KKB sind die betreffenden Leitungen des Sekundärkreislaufs im Erosco-Überwachungsprogramm enthalten. Dieses umfasst alle Rohrleitungen beider Blöcke, für die Wanddickenreduktionen durch Erosionskorrosion nicht ausgeschlossen werden können. Die Untersuchungen zeigten in verschiedenen Fällen Unterschreitungen der Nominalwanddicken oder sogar der rechnerischen Mindestwanddicken, die jedoch nicht durch Erosionskorrosion, sondern bereits durch den Herstellungsprozess verursacht worden waren. Betroffen waren Frischdampf- und Speisewasserleitungen. Diverse Rohrleitungsabschnitte wurden aufgrund der Befunde ersetzt.

- *Ausfall der Kühlwasserversorgung / der Nebenkühlwasserversorgung*

Verstopfungen in der Kühlwasserzufuhr verschiedener Anlagen, insbesondere der Ausfall der gesamten Nebenkühlwasserversorgung in Cruas, wurden analysiert. Zusätzlich zu den bereits getroffenen Vorkehrungen zur Sicherstellung der Kühlwasserversorgung mittels diversitärer Wasserzufuhrpfade und Massnahmen zur Behebung von Verstopfungen wurden die Überwachung der Siebbandanlage und die Vorschriften für deren Betrieb optimiert. Die Bedienung der Siebbandanlage wird im Rahmen der Schichtausbildung spezifisch behandelt.

- *Gaseintrag / Gasansammlungen im Notkühl- und Restwärmesystem*

In der Anlage Palo-Verde wurden in bestimmten Rohrleitungsabschnitten des Notkühlsystems Luft einschüsse festgestellt, die im Anforderungsfall die Fördermenge der Hochdruckpumpen während mehrerer Minuten vermindern hätten können. Aus anderen Anlagen gibt es vergleichbare Feststellungen. Die Untersuchungen im KKB zeigten, dass die betrachteten Design-Schwächen im KKB nicht vorliegen. Trotzdem ist es im KKB möglich, dass Leitungsabschnitte der Saugleitung der Sicherheitseinspeisepumpen für den Rezirkulationsbetrieb nicht vollständig mit Wasser gefüllt sind. Grund ist der entlüftungsmässig nicht optimale Leitungsverlauf. In diesem Kontext wurde untersucht, ob beim Umschalten auf Rezirkulationsbetrieb Luft aus dem Borwasser-Vorratstank (BOTA) angesaugt werden könnte. Die Analyse zeigte, dass die Umschaltung auf Rezirkulationsbetrieb bei einem ausreichend hohen Niveau im BOTA und gemäss einem Verfahren erfolgt, das ein Ansaugen von Luft aus dem BOTA ausschliesst. Dementsprechend waren keine zusätzlichen Massnahmen aufgrund der externen Vorkommnisse zu treffen.

- *Forsmark-Ereignis 2006 mit redundanzübergreifenden Ausfällen in der Stromversorgung*

Im schwedischen KKW Forsmark kam es zu einem Ausfall zweier 1E-klassierter Einspeisungen des elektrischen Eigenbedarfs. Die bis Mitte 2007 vorgenommenen Untersuchungen sowie die 2008 durchgeführten Unter- und Überspannungsversuche ergaben keinen Bedarf für Massnahmen im KKB.

- *Unzulässig hohe Strahlenexposition während Revisionsarbeiten*

Die in verschiedenen ausländischen Anlagen sowie in Leibstadt aufgetretenen unzulässig hohen Strahlenexpositionen während Revisionsarbeiten wurden im KKB systematisch analysiert. Die abgeleiteten Massnahmen sind im PSÜ-Bericht „Strahlenschutz und Strahlenüberwachung“<sup>79</sup> beschrieben.

- *Auslegungüberschreitende externe Einwirkungen*

Nach dem Ereignis in Fukushima wurden im KKB die Notfallvorsorge und die Mittel für das Accident-Management überprüft. Obwohl ein derartiger Ereignisablauf im KKB ausgeschlossen werden kann, sind einige Aspekte auch für das KKB relevant. Informationen zur Bearbeitung der ENSI-Forderungen zum Ereignis in Fukushima sind im PSÜ-Bericht "Status der Erfüllung von Auflagen, Pendenzen und Forderungen"<sup>5</sup> enthalten. Ein zusammenfassender Einblick in die Entwicklung der Struktur der Notfallvorsorge und des Notfallmanagements sowie die vorhandenen Accident Management-Mittel wird im PSÜ-Bericht "Notfallvorsorge und Notfallmanagement"<sup>19</sup> gegeben. Das Konzept des Unfallmanagements im KKB, die Mittel zur Verhinderung eines Kern-/Brennstoffschadens bzw. zur Linderung der Folgen eines solchen sowie eine Beschreibung der Massnahmen nach Fukushima und wesentlicher Erkenntnisse aus den Stresstests sind im PSÜ-Bericht "Technische Gesamtbewertung"<sup>22</sup> enthalten.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 36 Abs. 3 KEV

Art. 2 Abs. 1 Bst. c der der Ausserbetriebnahmeverordnung

### **Beurteilung des ENSI**

Der in Kapitel 4.2.1.2 beschriebene Prozess zur Bearbeitung externer Vorkommnisse wird in der Praxis angewendet. Die Betriebserfahrung vergleichbarer Anlagen wird systematisch verfolgt, die Bedeutung für das KKB beurteilt und wo notwendig werden Massnahmen abgeleitet. Die benutzten Informationsquellen, das Auswahlverfahren und die Bearbeitung durch ein spezielles Team stellen sicher, dass die Betriebserfahrung vergleichbarer Anlagen umfassend analysiert wird. Mit INES 2 oder höher eingestufte Vorkommnisse in Kernkraftwerken werden prioritär analysiert. Die Anforderungen von Art. 36 Abs. 3 KEV und Art. 2 Abs. 1 Bst. c der Ausserbetriebnahmeverordnung sind erfüllt.

## **4.3 Instandhaltung und Alterungsüberwachung des KKB**

### **Angaben des KKB**

Die Instandhaltung umfasst diejenigen Massnahmen, die dazu dienen,

- den Istzustand von Komponenten festzustellen und zu beurteilen (Inspektionen, wiederkehrende Prüfungen),
- den Sollzustand zu bewahren (Wartung) und
- den Sollzustand wiederherzustellen (Instandsetzung: Reparatur und Ersatz).

Bei der Instandhaltung verbleibt die Kernanlage im ursprünglichen Auslegungszustand oder wird, bei Abweichungen, wieder darauf zurückgeführt. Die Aufsicht im Bereich der Instandhaltung umfasst die Prüfung der Programme, der Dokumentation und der Berichterstattung. Zusätzlich kann das ENSI Sachverständige einer akkreditierten Inspektionsstelle zur Überwachung der Instandhaltungsarbeiten beauftragen.

Ergänzend zum Instandhaltungsprogramm führen alle schweizerischen Kernkraftwerke eine systematische Überwachung der Alterungsvorgänge durch. Damit wird sichergestellt, dass die bekannten Alterungsmechanismen bei allen sicherheitsrelevanten Komponenten und Baustrukturen in den entsprechenden Instandhaltungs- und Qualitätssicherungsprogrammen berücksichtigt und bei festgestellten Abweichungen geeignete

Massnahmen ergriffen werden. Die Alterungsüberwachung ist im Rahmen eines Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) durch den Betreiber der Kernanlage regelmässig zu überprüfen und gegebenenfalls hinsichtlich der getroffenen Massnahmen zu ergänzen.

Die Alterungsüberwachung ist in Kapitel 1.5.4 der Sicherheitsberichte<sup>6, 7</sup> beschrieben. Die Bewertung der Alterungsüberwachung und der Instandhaltung erfolgt in dem entsprechenden PSÜ-Dokument<sup>63</sup>.

### 4.3.1 Maschinentchnik

#### Angaben des KKB

##### *Instandhaltung*

Das KKB hat zur Instandhaltung die übergeordnete administrative Weisung AW-M-022<sup>85</sup> implementiert. Entsprechend wird für Bauwerke und Ausrüstungen mit langer Lebensdauer ein präventives Instandhaltungskonzept umgesetzt. Bei Komponenten mit einer Lebensdauer deutlich unter der Gesamtbetriebsdauer des Kraftwerks erfolgt eine zustandsorientierte Instandhaltungspraxis.

Die Instandhaltung von sicherheitstechnisch klassierten Behältern und Rohrleitungen orientiert sich an den Vorgaben der Richtlinie ENSI-B06<sup>152</sup>. In der administrativen Weisung AW-M-022 sind dazu die Regelungen zur Durchführung von Instandsetzungen, Wartungen sowie Prüfungen definiert. Damit sind die Abwicklung von Instandhaltungsvorgängen und die Zuständigkeiten in den jeweiligen Fachabteilungen geregelt. Eingebunden sind darin die Ressorts zur Planung und zur Ausführung von Instandhaltungsarbeiten. Das Ressort Qualitätssicherung ist zuständig für die Erstellung von Wiederholungsprüfprogrammen sowie die Durchführung und Dokumentation von zerstörungsfreien Prüfungen und Inspektionen.

Für einzelne Komponenten weist das KKB auf einen erhöhten Instandhaltungsaufwand im Bewertungszeitraum hin, als Beispiel werden dazu die Ladepumpen genannt. Das KKB plant, die verwendete Pumpenkonfiguration zu optimieren, um zukünftig den Instandhaltungsaufwand zu reduzieren.

Das KKB hat im Bewertungszeitraum dieser PSÜ für 63 Systeme und Komponenten spezifische Wiederholungsprüfprogramme erstellt. Diese Wiederholungsprüfprogramme wurden laufend weiterentwickelt und revidiert. Damit wurden neue Erkenntnisse aus der Qualifizierung von Prüfverfahren berücksichtigt und geänderten Anforderungen des Regelwerks (Revisionsänderungen der NE-14 sowie Anforderungen der ENSI-B06<sup>152</sup> sowie ENSI-B07) Rechnung getragen.

Zum Thema Korrosion der Stahldruckschale hat das KKB für die PSÜ einen zusammenfassenden Bericht erstellt. In dieser Unterlage bewertet das KKB die festgestellten Korrosionsangriffe und fasst die zukünftigen Massnahmen zur Zustandserfassung und Korrosionsschutzmassnahmen zusammen.

Ausgangslage waren die seit 1999 bekannten Korrosionsschäden im Übergangsbereich des zylindrischen Teils zur Bodenkalotte. Die Stahldruckschale ist in diesem Bereich im Beton eingebettet und nicht zugänglich. Dadurch sind für die Beurteilung der Korrosionsschäden Kernbohrungen bis zur Stahldruckschale erforderlich. Betroffen von der Korrosion sind die innere und die äussere Oberfläche der Stahldruckschale. Das KKB beschreibt die Korrosion als flächig bis schwach muldenförmig. Ursache der Korrosion sind Feuchtigkeitseinträge aus diversen Leckagen aus der Betriebsgeschichte sowie Leckagen aus der gefluteten Reaktorgrube (Cavity) während der Revisionsabstellungen. Für Block 1 wird als grösste bekannte Korrosionstiefe 4 mm an der Innenwand und 5.2 mm an der Aussenwand der Stahldruckschale angegeben. Die Korrosionsschädigungen am Block 2 sind deutlich geringer.

Das ENSI hat in der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb die Korrosionsthematik der Stahldruckschale adressiert und dort die Forderung 4.5-1 erhoben. Das KKB wurde aufgefordert, die für den zukünftigen Betrieb prognostizierten Korrosionsraten durch geeignete Untersuchungen abzusichern und das Instandhaltungskonzept für die Stahldruckschale zu erweitern.

Das KKB hat zur Erfüllung dieser Forderung ein umfangreiches Untersuchungsprogramm gestartet und die bisherigen Ergebnisse in einer Studie dokumentiert. Dabei ist das KKB im Detail auf die spezifischen Korro-

sionsbedingungen an der Stahldruckschale eingegangen. Ein Schwerpunkt der Untersuchungen bezog sich auf eine Analyse von zeitlich gestaffelten Korrosionsszenarien im Ringraumspalt (Aussenseite der Stahldruckschale) sowie im Sicherheitsgebäude (Innenseite der Stahldruckschale). Modellversuche und eine entsprechende numerische Simulation bestätigten gemäss dem KKB die postulierten Korrosionsraten.

In der Studie wurde die Wirksamkeit des bis 2012 aufgebauten kathodischen Korrosionsschutzes (KKS) bewertet. Für die Aussenoberfläche der Stahldruckschale im Ringraum konnte eine ausreichende Wirksamkeit des KKS nachgewiesen werden. An der Innenoberfläche der Stahldruckschale dagegen zeigte die Modellierung, dass durch den hohen Bewehrungsanteil im Beton sowie wegen des zu grossen Anodenabstandes keine ausreichende Reduzierung der Korrosionsraten sichergestellt werden konnte. Weiterhin hat eine Analyse der bis 2012 durchgeführten Zustandserfassungen gezeigt, dass der Bereich unterhalb des Transferkanals bisher nicht ausreichend berücksichtigt wurde.

Das KKB beurteilt den bisher erreichten Stand des Entwicklungsprojekts für eine zerstörungsfreie Messtechnik der Korrosionsschädigung an unzugänglichen Bereichen auf Basis der Guide Wave Technik (Ultraschallmesstechnik) als positiv. Das KKB geht davon aus, dass das Verfahren für ein grossflächiges Screening der unzugänglichen Bereiche der Stahldruckschale gut geeignet ist, allerdings sind dazu noch weitere Optimierungsschritte notwendig.

Das KKB hat eine umfangreiche Recherche zur internationalen Erfahrung von Kernkraftwerken mit ähnlichen Korrosionsproblemen sowie zum Stand von Wissenschaft und Technik durchgeführt. Es wertet die Rechercheergebnisse als Bestätigung der bisherigen eingeleiteten Massnahmen und Untersuchungstechniken.

Das KKB hat aus den gewonnenen Erkenntnissen eine Vielzahl an Massnahmen abgeleitet. Dazu gehören die Durchführung von weiteren Kernbohrungen und Massnahmen zur Leckstellenortung in der Cavity, um geeignete Abdichtmassnahmen einleiten zu können. Weiterhin sind zusätzliche Potenzial- und Betonfeuchtemessungen und die Installation einer Wasserstandsmessung im Containment geplant. Das Entwicklungsprojekt zur Guided Wave Technik soll nach Anschluss einer dritten Entwicklungsphase zur Anwendungsreife gebracht werden. Als wesentliche Korrosionsschutzmassnahme wird eine umfangreiche Erweiterung des vorhandenen KKS-Systems sowohl für den Block 1 wie auch präventiv für den Block 2 durchgeführt. Bei der Erweiterung wird durch zusätzliche Anoden eine signifikante Reduzierung des Anodenabstandes sichergestellt.

Das KKB hat die Strukturintegrität der Stahldruckschale auf der Basis des bisher gemessenen maximalen Korrosionsabtrags und eines vorherbestimmten weiteren Korrosionsabtrags unter Berücksichtigung der aktuellen Erkenntnisse für 60 Betriebsjahre überprüft und bewertet. Dabei kommt es zum Ergebnis, dass auch unter sehr konservativen Annahmen eine ausreichende Sicherheitsmarge für 60 Betriebsjahre sichergestellt ist.

Das KKB beurteilt zusammenfassend, dass die durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen für beide Blöcke genügen, um die Anforderungen der Technischen Spezifikation für den Reaktorbetrieb erfüllen und damit einen zuverlässigen Weiterbetrieb sicher zu stellen.

#### *Alterungsüberwachung*

Das KKB bewertet die materialtechnische Alterung der betrachteten Komponenten insbesondere aufgrund der Auswertung der eigenen und ausländischen Betriebserfahrung. Dabei realisiert das KKB den Erfahrungsrückfluss aus den eigenen Anlagen, z. B. aus der Auswertung von Ergebnissen der zerstörungsfreien Prüfungen, der Ermüdungsüberwachung sowie speziellen Zustands- und Schadensuntersuchungen. Beim Erfahrungsrückfluss von ausländischen Anlagen für Komponenten der Sicherheitsklasse SK1 stützt sich das KKB primär auf die Untersuchungsberichte der Westinghouse Pressurized Water Reactor Owners Group (PWROG), den GALL-Report<sup>64</sup> sowie Empfehlungen von EPRI (Electric Power Research Institute) und IAEA ab. Für die Komponenten der Sicherheitsklassen SK2 bis SK4 beruft sich das KKB auf einen werkspezifischen Leitfadens. Dieser beurteilt die jeweilige Alterungsanfälligkeit unter Berücksichtigung der relevanten Umgebungsbedingungen.

Die Alterungsüberwachung ergänzt das KKB-Konzept der Instandhaltung. In den systematisch erstellten Steckbriefen werden die möglichen Alterungsmechanismen diskutiert. Dazu erfolgt eine Überprüfung, ob für die als relevant eingestufteten Alterungsmechanismen die vorhandenen Überwachungsmaßnahmen ausreichend sind. Werden dabei Lücken festgestellt, werden die entsprechenden Instandhaltungs- und Prüfvorschriften angepasst. Insbesondere weist hier das KKB auf eine Verkürzung von Prüfintervallen sowie zusätzliche zerstörungsfreie Inspektionen hin. Das KKB führt ausgewählte Beispiele an, bei denen in Folge der durchgeführten Alterungsüberwachung im Berichtszeitraum dieser PSÜ das Prüfintervall verkürzt wurde. Diese betreffen die Prüfungen an den Reaktordeckeldurchführungen sowie am JSI-System auf Grund einer bewertungspflichtigen Anzeige an der Druckspeichereinspeiseleitung.

Wird eine Schwächung mechanischer Komponenten festgestellt, definiert das KKB gemäss Qualitätshandbuch zur Alterungsüberwachung geeignete Gegenmassnahmen. Diese kann zur Instandsetzung der betroffenen Komponente, Änderungen der Einsatzbedingungen oder der Werkstoffe sowie auch zu einem vorbeugenden Komponentenersatz führen. Als Beispiel für eine durchgeführte Werkstoffänderung aufgrund festgestellter Korrosionsschäden nennt das KKB das primäre Nebenkühlwassersystem. Hier wurden ferritische Rohrleitungsabschnitte gegen austenitische Werkstoffe ausgetauscht.

Der zum Zeitpunkt der PSÜ2012 aktuelle Stand der Dokumentation zur Alterungsüberwachung für den Bereich Maschinentechnik (einschliesslich nachgereichter Dokumente) ist in der Tabelle 4.3-1 aufgeführt. Das KKB hat angekündigt, bis zum Jahr 2013/2014 eine Überprüfung aller nicht in Steckbriefen aufgeführten, klassierten und neuen Systeme durchzuführen. Auf Grund dieser Überprüfung will das KKB entscheiden, ob weitere Steckbriefe zu erstellen sind.

**Tabelle 4.3-1: Übersicht Stand der KKB Steckbriefe Maschinentechnik, Block 1 und 2**

Systembezeichnung	KKB 1		KKB 2	
	Steckbrief	Datum	Steckbrief	Datum
Hauptkühlmittelleitungen	AN-014-M03025	27.03.2013	AN-014-M03026	27.03.2013
Druckausgleichsleitung / DH-Sprühleitung	AN-014-M03027	13.12.2006	AN-014-M05046	20.12.2005
Reaktordruckbehälter	AN-014-M03029	31.05.2013	AN-014-M03020	31.05.2013
RDB-Einbauten	AN-014-M03031	30.09.2013	AN-014-M03032	27.03.2013
Reaktorhauptpumpen	AN-014-M03033	27.03.2013	AN-014-M03034	27.03.2013
Dampferzeuger	AN-014-M03022	31.05.2013	AN-014-M03024	31.05.2013
Druckhalter	AN-014-M005047	20.12.2005	AN-014-M005048	21.02.2006
Druckhalter-Entlastung / RDB-Entgasung	AN-014-M05049	22.02.2006	AN-014-M05050	22.02.2006
JAC Restwärmesystem	AN-014-M03039	25.10.2006	AN-014-M03040	25.10.2006
JCS Sicherheitsgebäude-Sprühsystem	AN-014-M03041	16.06.2005	AN-014-M03042	16.06.2005
JNA Notstand-Sperrwassersystem	AN-014-M04028	05.10.2004	AN-014-M04034	05.10.2004
JSI Sicherheitseinspeise- / Rezirkulations- / Druckspeichersystem	AN-014-M03043	27.11.2006	AN-014-M03044	14.10.2005
KAC Primäres Zwischenkühl-system	AN-014-M03045	16.06.2005	AN-014-M03046	16.06.2005
KCH Chemisches und Volumenregelsystem-	AN-014-M03047	28.11.2005	AN-014-M03048	28.11.2005
KHV Ventilation Containment / Ringraum	AN-014-M05031	16.09.2005	AN-014-M05032	16.09.2005
KWD Rückstandsaufbereitung	AN-014-M05051	15.12.2005	AN-014-M05053	15.12.2005

Systembezeichnung	KKB 1		KKB 2	
	Steckbrief	Datum	Steckbrief	Datum
LBW Brunnenwassersystem	AN-014-M03049	27.09.2002		
LDA Abblasedampf	AN-O14-M03051	05.05.2006	AN-O14-M03050	05.05.2006
LDF Frischdampf	AN-014-M03053	20.10.2005	AN-014-M03053	20.10.2005
LNA Notstand-Speisewassersystem	AN-014-M04029	05.10.2004	AN-014-M04029	05.10.2004
LNB Notstand-Brunnenwassersystem	AN-014-M04030	05.10.2004	AN-014-M04030	05.10.2004
LSE Notspeisewassersystem	AN-014-M04031	05.10.2004	AN-014-M04031	05.10.2004
LSH Hauptspeisewassersystem	AN-014-M03055	20.10.2005	AN-014-M03055	20.10.2005
LSN Hilfsspeisewassersystem	AN-O14-M03057	14.12.2005	AN-O14-M03057	14.12.2005
PKZ Sekundäres Zwischenkühlsystem	AN-014-M03059	08.12.2004	AN-014-M03059	08.12.2004
PRW Primäres Nebenkühlsystem	AN-014-M03061	02.02.2006	AN-014-M03061	02.02.2006
QIA Steuerluftsystem	AN-014-M05043	20.10.2005	AN-014-M05043	20.10.2005
QNA Notstand-Steuerluftsystem	AN-O14-M04032	05.10.2004	AN-O14-M04032	05.10.2004
SHV Ventilation, Heizung sekundär	AN-014-M05033	16.09.2005	AN-014-M05033	16.09.2005
Notstromdieselanlagen, Teil 1, Alterungsmechanismen	AN-014-M08011	27.06.2006	AN-014-M08011	27.06.2006
Notstromdieselanlagen, Teil 2, Mögliche Diagnosemethoden	AN-014-M08012	27.06.2006	AN-014-M08012	27.06.2006
Flutdiesel KKB 1+2, Teil 3, Wirkspezifische Überprüfung	AN-014-M08013	22.10.2008	AN-014-M08013	22.10.2008
Notstanddiesel KKB 1 +2, Teil 3 Werkspezifische Überprüfung	AN-014-M08014	22.10.2008	AN-014-M08014	22.10.2008
Durchdringungen, Schleusen, Stahl	AN-014-M03063	26.09.2003	AN-014-M03063	26.09.2003
Stahlcontainment	AN -014 - XXXXX	13.11.2006	AN -014 - XXXXX	13.11.2006
JCH BOTA-Reinigung	AN-014-M04033	05.10.2004	AN-014-M04033	05.10.2004
Containmentdurchdringungen, Zusatz	AN-014-M04049	07.12.2004	AN-014-M04049	07.12.2004
FAC Brennelement- Reinigungskreislauf	AN-014-M05035	16.09.2005	AN-014-M05035	16.09.2005
LBD DE-Abschlammung	AN-014-M05054	15.12.2005	AN-014-M05054	15.12.2005
KSL Probeentnahmesystem	AN-014-M05037	16.09.2005	AN-014-M05037	16.09.2005

Zusammenfassend stellt das KKB fest, dass aufgrund der systematischen Alterungsüberwachung und den umgesetzten Abhilfemassnahmen die relevanten Alterungsmechanismen für den Langzeitbetrieb der Anlagen beherrscht werden.

## **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 32 und 35 KEV

Art. 4 VBRK

Richtlinien HSK-R51<sup>156</sup>, ENSI-B01<sup>67</sup>, ENSI-B06<sup>152</sup>, ENSI-B07<sup>65</sup>

IAEA-Safety Guide No. NS-G-2.12<sup>161</sup>

## **Beurteilung des ENSI**

### *Instandhaltung*

Das im KKB umgesetzte Konzept der vorbeugenden Instandhaltung spiegelt sich in einer hohen Verfügbarkeit der Anlage wider. Die Instandhaltungsprogramme entsprechen den Anforderungen des Regelwerks sowie dem Stand von Wissenschaft und Technik.

Das ENSI stellt gestützt auf die Stellungnahme des Nuklearinspektorats des SVTI fest, dass im Bewertungszeitraum die Anforderungen der NE-14 Rev. 6 an die zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen vollständig erfüllt worden sind.

Das KKB hat die gestiegenen Anforderungen an die Wiederholungsprüfungen bezüglich Qualifizierungen umgesetzt. Insbesondere mit Inkraftsetzung der Richtlinie HSK-B07 wurden im Bewertungszeitraum die Grundlagen für die Qualifizierung geschaffen. Das KKB hat eine Vielzahl an Qualifizierungsvorhaben in Zusammenarbeit mit der Qualifizierungsstelle zFP (zerstörungsfreie Prüfungen) gestartet und erfolgreich abgeschlossen. Zum Teil konnte der formale Abschluss jedoch nicht rechtzeitig vor Beginn der Prüfung erreicht werden. In diesen Fällen konnte das KKB den technischen Nachweis zur Leistungsfähigkeit der eingesetzten Prüfsysteme erbringen.

Die vom KKB in Bezug auf die Korrosion der Stahldruckschale des Containments durchgeführten Untersuchungen und Abhilfemassnahmen beurteilt das ENSI als gute Grundlage für die Ergänzung des Instandhaltungskonzepts. Insbesondere konnte gezeigt werden, dass ein optimiertes KKS-System eine weitere Korrosionsschädigung der Stahldruckschale auch unter den spezifischen Randbedingungen im verdeckten Bereich an der Einspannstelle der Stahldruckschale deutlich reduzieren kann.

Das ENSI begrüsst die bisher eingeleiteten Korrosionsschutzmassnahmen und die Massnahmen zur besseren Zustandserfassung. Dazu zählen insbesondere die Optimierung des KKS-Systems und die umfangreichen Aktivitäten zur Entwicklung einer zerstörungsfreien Messtechnik auf Basis der Guided Wave Technik.

Das ENSI wird die weiteren Arbeiten zur Messung und Bewertung der Korrosionsvorgänge an der Stahldruckschale im Rahmen der Forderung 4.5-1 aus der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb weiter verfolgen. Als wesentliches Ziel sieht das ENSI einen erfolgreichen Einsatz der Guided Wave Technik an. Durch die geplanten Ultraschallmessungen könnten allfällige grössere Korrosionsschädigungen als bisher bekannt an den einbetonierten Bereichen der Stahldruckschale frühzeitig erkannt werden.

### *Alterungsüberwachung*

Wichtige Befunde an klassierten Ausrüstungen welche auf Alterungsschäden zurückzuführen waren, betrafen im Berichtszeitrum dieser PSÜ:

- Wiederholtes Auftreten von Leckagen im Bereich von Lippendichtschweissnähten oberhalb der RDB-Deckeldurchführungen
- Anzeige in einer Rohrleitungsschweissnaht am JSI System
- Korrosion an der Stahldruckschale

Aus den Erkenntnissen der Instandhaltung, der Betriebserfahrung aus eigenen und ausländischen Anlagen und der Analysen in den Steckbriefen wurden Massnahmen eingeleitet und durchgeführt. Beispiele solcher

Massnahmen sind verkürzte Prüfintervalle an den RDB-Deckeldurchführungen, korrosionshemmende Massnahmen an der Stahldruckschale und der Austausch der RDB-Deckel im Jahr 2015. Mit dem Ersatz der RDB-Deckel wird auch die Ursache für die aufgetretenen Leckagen im Bereich der Lippendichtschweissnähte oberhalb der RDB-Deckeldurchführungen beseitigt.

Das ENSI beurteilt die beim KKB aufgebaute Systematik für die Alterungsüberwachung im Fachbereich Maschinentechnik positiv. Die erstellten Steckbriefe werden vom ENSI als geeignete Basis für die zukünftige Alterungsüberwachung angesehen und entsprechen den formalen Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Das KKB überarbeitet zurzeit die Steckbriefe entsprechend den Anforderungen der seit 01.08.2011 in Kraft gesetzten Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> zur Alterungsüberwachung.

Die vom ENSI vorgenommene Überprüfung der Alterungsüberwachung hat Verbesserungsbedarf bei der Aktualisierung der Dokumentation aufgrund neuer Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik aufgezeigt. Erst in neueren Steckbriefen (nach 2014 eingereicht) hat das KKB grösseren Wert auf eine aktuelle und umfassende Darstellung und Bewertung der Betriebserfahrung in der eigenen Anlage und vergleichbaren ausländischen Anlagen gelegt.

In den von KKB eingereichten PSÜ-Unterlagen ist keine zusammenfassende Darstellung von Massnahmen aufgeführt, die das KKB aufgrund der Auswertung der internen und externen Erfahrung im Bereich Maschinentechnik eingeleitet hat. Auch Angaben, wo z. B. der Schadensindex S gemäss SVTI-Festlegung NE-14 aufgrund aktueller Erkenntnisse überprüft und möglicherweise angepasst wurde, sind nicht dokumentiert.

#### **Forderung 4.3-1**

*Für den Überprüfungszeitraum und darüber hinaus sind die wesentlichen Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich der Alterung mechanischer Komponenten gesamthaft und thematisch zu diskutieren. Insbesondere werkstoffkundliche Themen, wie z. B. mikrobiologische Korrosion in Systemen mit Aare- und Brunnenwasser, Spannungsrisskorrosion an austenitischen Rohrleitungen und Armaturen sowie Wechselwirkung von mehreren gleichzeitig wirkenden Alterungsmechanismen sind dabei von Interesse. Die abgeleiteten ergänzenden Massnahmen sind zusammenfassend darzustellen und deren Wirksamkeit zu bewerten. Das Ergebnis der Untersuchungen ist dem ENSI in einem Bericht bis zum 30. Juni 2018 einzureichen.*

Aufgrund der Betriebserfahrung des KKB und anderer vergleichbarer Anlagen kommt das ENSI zum Schluss, dass der aktuelle materialtechnische Zustand der mechanischen Komponenten des KKB den Anforderungen des Regelwerks entspricht.

Für einige Systeme und Komponenten, die im Rahmen von Nachrüstmassnahmen aufklassiert wurden, ergaben sich offene Fragen zur Qualität der Werkstoffe, zu den Integritätsnachweisen und hinsichtlich der Dokumentation. Das KKB hat erste Schritte zur Überprüfung der Auslegung und Materialqualität für die aufklassierten Komponenten eingeleitet. Da eine relativ grosse Anzahl an Komponenten betroffen ist, hat das KKB zur systematischen Überprüfung eine spezielle Methodik entwickelt. Als nächster Schritt sind die Überprüfungen durchzuführen und anschliessend mögliche Verbesserungsmassnahmen vorzusehen.

#### **Forderung 4.3-2**

*Das KKB hat bis zum 30. Juni 2018 gesamthaft zu überprüfen, ob die materialtechnischen und Auslegungsanforderungen für die im Rahmen von Nachrüstmassnahmen aufklassierten Komponenten und Systeme erfüllt sind. Das Ergebnis der Überprüfung ist in einem zusammenfassenden Bericht zu dokumentieren. Dabei hat das KKB auch darzustellen, ob ergänzende Massnahmen notwendig sind.*

In Kernkraftwerken, die über 40 Jahre in Betrieb sind, spielt die Alterungsüberwachung eine herausragende Rolle. Das Kraftwerk hat dafür Sorge zu tragen, dass ausreichend fachliche Kompetenz und Personal zur Verfügung steht, um eine systematische Alterungsüberwachung durchführen zu können. Dabei stehen neben den Steckbriefen als Dokumentation vor allem erweiterte Prüfungen, vorausschauende Reparaturen und ergänzende Abhilfemassnahmen im Vordergrund. Aus Sicht des ENSI führen die zukünftigen Aufgaben der Alterungsüberwachung im KKB, insbesondere im Bereich der Maschinentechnik zu einem bedeutenden Arbeitsaufwand.

### **Forderung 4.3-3**

Das KKB hat bis zum 31. März 2017 aufzuzeigen, welche organisatorischen und personellen Ressourcen zur Erfüllung der regulatorischen Anforderungen zur Alterungsüberwachung im Bereich der Maschinentechnik erforderlich sind. In einem Konzept sind Massnahmen zu definieren, wie allfällige Lücken in der bestehenden Organisationstruktur geschlossen werden können.

## **4.3.2 Bautechnik**

### **Angaben des KKB**

Das KKB hat die Ergebnisse bezüglich Instandhaltung und Alterungsüberwachung im Fachgebiet Bautechnik in technischen Mitteilungen<sup>66</sup> dargelegt.

#### *Instandhaltung*

Die Verantwortlichkeiten und die Standardabläufe für die Instandhaltungsarbeiten im Bereich Bautechnik sind in einer administrativen Weisung geregelt. Die Bautechnik pflegt grundsätzlich eine zustandsorientierte Instandhaltung. Auf der Basis der Zustandsuntersuchungen im Rahmen der Haupt- und Basisinspektionen werden die Bausubstanz bewertet und allfällige Massnahmen zum Erhalt der Funktionstüchtigkeit abgeleitet. Massnahmen waren beispielsweise:

- Instandsetzung oder Ersatz von Dachabdichtungen
- Instandsetzung von Betonoberflächen (Risse, Reprofilierungen)
- Instandsetzung oder Ersatz von Gebäudefugenabdichtungen
- Erneuerung von Bodenbeschichtungen
- Austausch von Brandschutztüren und Brandabschottungen
- Ertüchtigung von Befestigungen

Durch die stetige Instandhaltung will das KKB sicherstellen, dass die Gebrauchstauglichkeit und die Tragsicherheit der Baustrukturen erhalten bzw. wiederhergestellt werden.

Die alterungsbedingten Unterhalts- und Erneuerungsarbeiten werden gemäss dem Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe GSKL-Bau-001 der Gruppe der Schweizerischen Kernkraftwerksleiter (GSKL) bauteilspezifisch und aufgrund der festgestellten Zustandsstufe ausgeführt.

#### *Alterungsüberwachung*

Die Alterungsüberwachung der Bauwerke stützt sich vor allem auf folgende Dokumente ab:

- Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup>, insbesondere Kapitel 5: Alterungsüberwachung in der Bautechnik
- Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe GSKL-BAU-001
- SIA Normen 469, Erhaltung von Bauwerken
- SIA Tragwerksnormen 260 bis 269

Für die sicherheitstechnisch klassierten Bauwerke wird ein umfangreiches Alterungsüberwachungsprogramm gemäss Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> betrieben. Das Vorgehen ist in dem GSKL-Leitfaden beschrieben. Der Leitfaden enthält unter anderem einen Katalog der Alterungsmechanismen und die Zuordnungskriterien für die Bewertung der Bauteile mittels Zustandsstufen.

Obwohl das Hydraulische Kraftwerk Beznau (HKB) ausserhalb des KKB-Areals liegt und keine Anlage des KKB ist, werden das Stauwehr und das Hydrowerk im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) mit der gleichen Methode wie für die klassierten Bauwerke des KKB überwacht. Nach erfolgter Anlageintegration der AUTANOVE-Gebäude wird die Notstromversorgung des KKB durch die neuen AUTANOVE-

Dieselgeneratoren sichergestellt. Das HKB verliert damit seine Funktion als Teil der Notstromversorgung des KKB und wird aus der AÜP-Berichterstattungspflicht entlassen.

Die wichtigsten Anforderungen und Auslegungskriterien sind in den entsprechenden insgesamt 26 Steckbriefen, den Schlüsseldokumenten der Alterungsüberwachung, dokumentiert. Die Entwicklung der Materialeigenschaften und das Verhalten der Bauwerke werden mit visuellen Inspektionen (z. B. Rissaufnahmen), Untersuchungen am Bauwerk (z. B. Bestimmen der Karbonatisierungstiefen im Beton) und Laborprüfungen untersucht. Die Resultate werden in den Inspektionsberichten und den Steckbriefen erfasst und aufgrund der im Leitfaden vorgegebenen Kriterien beurteilt. Die zum entsprechenden Steckbrief gehörende „Zustandsbeurteilung/Zusammenfassung“ wird jeweils nach den Inspektionen aktualisiert. Der zum Zeitpunkt der PSÜ2012 aktuelle Stand der Dokumentation zur Alterungsüberwachung für den Bereich Bautechnik (einschliesslich nachgereichter Dokumente) ist in der Tabelle 4.3-2 aufgeführt.

**Tabelle 4.3-2: Übersicht Stand der KKB Steckbriefe Bautechnik, Block 1 und 2**

Gebäudebezeichnung	Steckbrief	Datum	KKB 1	KKB 2
<b>Sicherheitsgebäude</b>				
- äusseres Betoncontainment	AN-014-G 05004	09.07.2008	x	x
- Betonstrukturen innen	AN-014-G 05005	08.07.2008	x	x
- Stahlruckschale, Beschichtung der Stahlruckschale	AN-014-G 05006	16.11.2005	x	x
<b>Nebengebäude UN</b>				
- Nebengebäude A	AN-014-G 05007	25.06.2013	x	x
- Nebengebäude B	AN-014-G 05011	25.06.2013	x	x
- Nebengebäude C	AN-014-G 05008	25.06.2013	x	x
- Nebengebäude D	AN-014-G 05009	25.06.2013	x	x
- Nebengebäude E	AN-014-G 05010	25.06.2013	x	x
Notstandgebäude und SIDRENT	AN-014-G 05012	16.11.2005	x	
Notstandgebäude und SIDRENT	AN-014-G 05013	16.11.2005		x
Maschinenhaus, Teil Ost	AN-014-G 05014	16.11.2005	x	
Maschinenhaus, Teil Ost	AN-014-G 05015	16.11.2005		x
Notspeisewassergebäude	AN-014-G 05022	16.11.2005	x	x
BOTA-Gebäude, Notstandbrunnen UX, Versorgungskanäle UV 150	AN-014-G 05017	16.11.2005	x	x
Werkhalle	AN-014-G 05018	16.11.2005	x	x
Primärgarderobe	AN-014-G 05019	16.11.2005	x	x
Zwischenlager Beznau, Lagergebäude SAA	AN-014-G 05020	16.11.2005		
Zwischenlager Beznau, Lagergebäude HAA	AN-014-G 05021	16.11.2005		
Dampferzeugerlager UF	AN-014-G 05016	16.11.2005	x	x
Kühlwassereinlaufgebäude inkl. Kanäle	AN-014-G 05023	16.11.2005	x	
Kühlwassereinlaufgebäude inkl. Kanäle	AN-014-G 05024	16.11.2005		x
Rückstandslager	AN-014-G 05028	26.06.2013	x	x
Versorgungskanal UV inkl. Notbrunnen	AN-014-G 05029	09.07.2008	x	x
<b>Hydraulisches Kraftwerk Beznau</b>				
- Maschinenhaus inkl. Kommandoraum	AN-014-G 05025	16.11.2005	x	x
- Elektrogebäude	AN-014-G 05026	16.11.2005	x	x
- Stauwehr	AN-014-G 05027	16.11.2005	x	x

Die letzte Hauptinspektion im Überprüfungszeitraum wurde im Jahre 2011 an den Nebengebäuden A bis E der Blöcke 1 und 2 durchgeführt. Als Ergebnis für alle Bauwerke fasst das KKB zusammen, dass der Zustand der Baustrukturen und vor allem des Hauptwerkstoffs Stahlbeton generell gut ist. Bei den festgestellten Schäden handelt es sich hauptsächlich um lokale Mängel, welche keinen relevanten Einfluss auf die Funktionsfähigkeit der Bauwerke und Bauteile haben. Bei einigen Bauteilen wurde festgestellt, dass mit Schäden vor Erreichen der geplanten Lebensdauer zu rechnen ist. Dazu gehören vor allem die Schattenfugen in den bewitterten Betonaussenflächen, bei denen die Karbonatisierungsfront die Bewehrung erreicht hat oder bald erreichen wird. Bautechnische Unterkonstruktionen wie Fugen, Anstriche und Flachdächer altern schneller als die Grundsubstanz. Bei festgestellten Alterungserscheinungen werden die betroffenen Bauteile in einer dem Mangel entsprechend festgelegten Frist instand gestellt oder ersetzt. Die technische Machbarkeit für einen Betrieb bis mindestens 60 Jahre ist gegeben.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup>

GSKL-Leitfaden für Bautechnik Steckbriefe

SIA-Normen, insbesondere SIA 260 bis 267, SIA 269, SIA 469

### **Beurteilung des ENSI**

Die Dokumentation zur Instandhaltung und Alterungsüberwachung der Bauwerke ist umfassend. Im Rahmen einer Inspektion der Nebengebäude A bis E der Blöcke 1 und 2 des KKB konnte sich das ENSI davon überzeugen, dass das Vorgehen bei der Alterungsüberwachung dem genehmigten GSKL-Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe entspricht. Die Steckbriefe werden kontinuierlich nachgeführt und periodisch nach den Hauptinspektionen aktualisiert. Das ENSI hat mit der Inspektion die vollständige und aktualisierte Dokumentation der Steckbriefe stichprobenweise überprüft. Es wurden keine Lücken oder Mängel festgestellt. Die im Überprüfungszeitraum durchgeführte Instandhaltung und Alterungsüberwachung der Bauwerke wird positiv beurteilt.

Das ENSI kann aufgrund der in den Steckbriefen enthaltenen Zustandsuntersuchungen bestätigen, dass die Baustrukturen weiterhin in einem guten bis sehr guten Zustand sind. Durch die Strategie der zustandsorientierten und stetigen Instandhaltung, die das ENSI begrüsst, werden schädigende Alterungsprozesse frühzeitig unterbunden und die Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit für einen weiteren Betrieb gewährleistet.

## **4.3.3 Elektro- und Leittechnik**

### **Angaben des KKB**

#### *Instandhaltung*

Zum regelmässigen Nachweis des Zustandes und der Verfügbarkeit der Sicherheitseinrichtungen und –Komponenten sowie zur allfälligen Einleitung von Instandsetzungsmassnahmen zur Wiederherstellung der Systemfunktion erfolgen wiederkehrende Prüfungen. Hierfür sind die Sicherheitseinrichtungen derart ausgeführt, dass aussagekräftige Prüfungen und Inspektionen im festgelegten Prüfintervall während des Betriebes oder der Revisionsabstellungen möglich sind. Die Mindestanforderungen bezüglich Prüfumfang, –intervall und Systemverfügbarkeit sind in der Technischen Spezifikation definiert. Dadurch werden im Falle einer erforderlichen zeitweisen Funktionseinschränkung für Instandsetzungsmassnahmen die Anforderungen verfügbarer Redundanzen für die auslegungsgemässe Sicherstellung der Funktion vorgegeben. Die Überwachung der Betriebsparameter von wichtigen Komponenten erfolgt neben lokalen, zunehmend elektronischen Aufzeichnungsmöglichkeiten vor allem mit dem Anlageninformationssystem.

#### *Alterungsüberwachung*

Das Grundkonzept zur Alterungsüberwachung geht von der Zielsetzung aus, dass nachgewiesenermassen für alle sicherheitsrelevanten Anlagenteile die bekannten Alterungsmechanismen in der Instandhaltung und

Qualitätssicherung angemessen berücksichtigt oder, dass Massnahmen für die Schliessung eventueller Lücken getroffen werden. Auf der Basis des Grundkonzepts unter Berücksichtigung der geltenden Richtlinie wurde das anlagenspezifische Alterungsüberwachungsprogramm zur Erstellung von alterungsbezogenen Informationen mit Inspektions- und Prüfprogrammen für 1E-klassierte Bauteile, elektrische Ausrüstungen und Komponenten während der Bewertungsperiode weitergeführt. Neue Erkenntnisse über Alterungsmechanismen und Stoffverhalten wurden im Rahmen der neuen und revidierten Steckbriefe beurteilt und in den Instandhaltungsunterlagen berücksichtigt. Die Steckbriefe werden periodisch überprüft, so dass eine kontinuierliche Überwachung gewährleistet ist.

Zusammenfassend bewertet das KKB den Zustand der relevanten elektrotechnischen Systeme als gut.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien ENSI-B01<sup>67</sup> und ENSI-B14<sup>183</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Instandhaltung*

Basierend auf der statistischen Auswertung der Instandhaltungsaufträge für die wichtigen Komponentengruppen für die Bewertungsperiode sind keine Trends hinsichtlich einer verminderten Zuverlässigkeit feststellbar. Ein Grossteil der elektrotechnischen Ausrüstungen wurde bereits ersetzt. Gründe hierfür waren neben dem alterungsbedingten Ersatz die Nichtverfügbarkeit von Reserveteilen, fehlende technische Unterstützung durch Hersteller und/oder die Angleichung an den Stand der Technik. Die Erfahrung in beiden Blöcken zeigt, dass im KKB eine angemessene Instandhaltungsstrategie gewählt wurde. Die Instandhaltung der klassierten Komponenten der Elektrotechnik erfolgt gemäss den Vorgaben der Richtlinie ENSI-B14<sup>183</sup>.

#### *Alterungsüberwachung*

Die Alterungsmechanismen sind pro elektrische Komponentengruppe in den Steckbriefen dokumentiert. Bei der Prüfung der Steckbriefe zeigt sich, dass das Alterungsüberwachungsprogramm für das Einsatzdauermanagement der elektrischen Ausrüstungen wichtig ist. Mit den speziellen Kenntnissen über das Alterungsverhalten und mit der Festlegung der Nutzungszeit von Komponenten und Bauteilen ist eine präventive Instandhaltung möglich. Oft bleibt nur der Ersatz der betroffenen elektrischen Bauteile, Komponenten oder Ausrüstungen als Gegenmassnahme zur Alterung. Manchmal sind auch das Herabsetzen der Umgebungstemperatur durch Versetzen oder das Verringern der Belastung mögliche Wege zur Verlängerung der Einsatzzeit von Ausrüstungen.

In den letzten Jahren wurde eine Vielzahl von Systemen/Komponenten im Rahmen von Projekten/Freigaben erneuert. Die Steckbriefe werden periodisch revidiert, auf den neusten Stand gebracht, und dem ENSI wird einmal jährlich der aktuelle Stand eingereicht. In den revidierten Steckbriefen werden die Aspekte der Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> berücksichtigt. Das gemäss dieser Richtlinie erforderliche so genannte Alterungsdossier für 0E-klassierte Systeme wurde von KKB erstellt. Im KKB werden auch Untersuchungen zu Einsatzzeiten unter Qualifikationsbedingungen für 1E-klassierte Ausrüstungen durchgeführt. Die Anforderungen bezüglich der Alterungsüberwachung sind damit erfüllt.

## **4.4 Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente**

Insofern nicht spezifisch anders vermerkt, gelten alle Ausführungen im Abschnitt 4.4 sowohl für KKB 1 als auch KKB 2, da der Aufbau der Reaktoren einschliesslich der Kerneinbauten und Brennelemente (BE), soweit relevant, identisch ist.

Als Beurteilungsgrundlagen hat das ENSI u. a. die zum Ende des Berichtszeitraums gültigen Richtlinien HSK-R-60<sup>68</sup> und HSK-R-61<sup>69</sup> herangezogen. Diese wurden 2015 mit der Einführung der Richtlinie ENSI-G20<sup>70</sup> ausser Kraft gesetzt. Das ENSI hat deshalb auch diese Richtlinie im gesamten Kapitel 4.4 als Grundlage berücksichtigt.

#### 4.4.1 Reaktorkern

##### 4.4.1.1 Kernausslegung

###### Angaben des KKB

Die Reaktorkerne im KKB bestehen aus jeweils 121 BE. Für das KKB sind insgesamt sechs verschiedene Referenzkerne beschrieben, welche spezifische Charakteristika für die Kernkonfiguration definieren. Der sichere Betrieb für diese Referenzkerne wird in Sicherheitsanalysen nachgewiesen. Aus diesen Sicherheitsanalysen wurden sicherheitsrelevante Parameter abgeleitet. Für die freigabepflichtigen Änderungen am Reaktorkern im Rahmen des BE-Wechsels wird nachgewiesen, dass die jeweilige Konfiguration von BE im Kern die Grenzwerte der sicherheitsrelevanten Parameter einhält.

Im Berichtszeitraum wurden BE mit Brennstoff aus wiederaufgearbeitetem Uranoxid (WAU) und Mischoxid (MOX) der Lieferanten Westinghouse und AREVA eingesetzt. Die letzten BE von Westinghouse waren bis 2005 im Einsatz, nachgeladen wurden ausschliesslich FOCUS-BE von AREVA. Während zum Beginn des Berichtszeitraumes der Einsatz von reinem Uran-Brennstoff auslief, ist zum Ende des Berichtszeitraumes der Einsatz von MOX-Brennstoff ausgelaufen. Zum Ende des Berichtszeitraumes waren damit ausschliesslich BE des Herstellers AREVA mit WAU-Brennstoff im Einsatz. Im Berichtszeitraum wurden Nachladungen in einem 6-Regionenkern und einer Zykluslänge von ca. 12 Monaten entweder mit Uran/MOX-BE (Referenzkern 2) oder WAU-BE (Referenzkern 6) realisiert.

Im Berichtszeitraum wurden im KKB die Revisionsabstellungen in Abständen von ca. 12 Monaten durchgeführt. Die Zykluslänge im Berichtszeitraum war zwischen 321 und 359 Tagen. Die Revisionsabstellungen dauerten alternierend je Block ca. zwei bzw. vier Kalenderwochen im Wechsel für Block 1 und 2.

Im Vergleich zu anderen Anlagen erfolgt die Kernausslegung im KKB mit einer relativ niedrigen Leistungsdichte. Daher ist trotz des vergleichsweise hohen realisierten Abbrandes die Brennstabbelastung relativ gering.

Die zyklusspezifische Nachweismethodik ist in der Berichtsperiode grundsätzlich unverändert geblieben. Die Hauptaspekte neutronenphysikalische und thermohydraulische Kernausslegung werden durch das Programmsystem SAV95 beim Brennelementlieferanten AREVA abgedeckt. Die Komponenten von SAV95 (FOXES, PRISM, PINPOWL, BEA, RELOGS und PANBOX) wurden laufend funktionell aktualisiert, ohne die grundsätzliche physikalische Nachweismethodik zu ändern. Die Ergebnisse des Berechnungssystems SAV95 werden regelmässig mit den Ergebnissen der im KKB verwendeten Kernüberwachungssoftware CASMO4/SIMULATE3 bzw. mit den Messwerten verglichen. Die Übereinstimmung der Ergebnisse der beiden Berechnungssysteme untereinander und zu den Messwerten ist gut und über die Betriebszyklen im Berichtszeitraum konstant.

Der Methodenbericht mit der Liste sicherheitsrelevanter Parameter wurde 2004 zur Berücksichtigung neuer Berechnungsprogramme (PANBOX 2 auf 3, Einführung von PRISM) sowie zur Berücksichtigung von Änderungen in der Vorgehensweise bei Reaktorkernberechnungen überarbeitet. 2007 wurde er zur Berücksichtigung der Abbranderhöhung auf 60MWd/kgSM nochmals aktualisiert.

Die Beladungsstrategie soll so wie am Ende des Berichtszeitraums praktiziert zukünftig weitergeführt werden, d. h. die Zykluslänge, der Brennstofftyp, der Abbrand und die Brennstoffanreicherung werden beibehalten. Die für die Kernausslegung und -überwachung verwendeten Berechnungssysteme werden laufend untereinander und gegenüber Messwerten sowie dem Stand der Technik verglichen. Sie entsprechen dem Stand der Technik. Ein Vergleich zu viel aufwendigeren Rechensystemen hat gezeigt, dass die Rechengenauigkeit nicht wesentlich verbessert werden kann. Ein Umstieg auf die aufwendigeren Berechnungssysteme wird daher nicht als erforderlich angesehen. Zum Ende des Berichtszeitraumes wurde für die Brennstabauslegung der Übergang von CARO-E2 auf CARO-E3 im Rahmen einer Freigabe initiiert. Hiermit soll die in CARO-E3 verwendete, neuere experimentelle Datenbasis in die Kernausslegungsberechnungen des KKB einfließen. Die Freigabe durch das ENSI für den Einsatz von CARO-E3 erfolgte erst nach dem Berichtszeitraum.

## Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 1, 4 und 5 sowie Art. 40 Abs. 2 und Anhang 4 KEV

Richtlinien HSK-R-60<sup>68</sup>, HSK-R-61<sup>69</sup>, ENSI A03<sup>2</sup>, ENSI-A04<sup>148</sup> und ENSI-G20<sup>70</sup>

ISO 9001: Qualitätsmanagementsysteme – Anforderungen (ISO 9001:2008)

## Beurteilung des ENSI

Es wurden im Berichtszeitraum, abgesehen von den Freigaben von neuen Kernbeladungen im Rahmen des jährlichen Brennelementwechsels, keine Freigaben für Änderungen an der Kernausslegung erteilt. Lediglich für die Einführung von CARO-E3 begann die Bearbeitung des Freigabeantrages im Berichtszeitraum.

Im Rahmen der Freigaben für den BE-Wechsel wurde jeweils die Erfüllung der Anforderungen der Kernausslegung gemäss KEV, Richtlinien ENSI-A04<sup>148</sup>, HSK-R-60<sup>68</sup> und HSK-R-61<sup>69</sup> nachgewiesen. Am Ende des Berichtszeitraumes sind die Freigabeanträge für die jährlichen BE-Wechsel umfangreicher geworden, was auf die Anforderungen der in 2008 in Kraft gesetzten Richtlinie ENSI-A04<sup>148</sup> zurückzuführen ist. So wurden zusätzlich die qualitätsgesicherte Herstellung der BE, die Begrenzung der Strahlenexposition und die Einsatzfähigkeit der Steuerelemente durch den Betreiber und das ENSI bewertet.

Die Auslegung des Reaktorkerns wies eine hohe Kontinuität auf. Die Einhaltung der sicherheitsrelevanten Parameter für die Einhaltung der Schutzziele konnte jeweils analytisch mit zwei verschiedenen Rechensystemen nachgewiesen werden. Bei der Vorgehensweise und den verwendeten Hilfsmitteln gab es keine wesentlichen Änderungen. Das ENSI kommt daher zum Schluss, dass das KKB die gesetzlichen Anforderungen und regulatorischen Richtlinien bei der Auslegung des Reaktorkerns erfüllt hat. Dies wird durch die defektfreien BE und die Messwerte der Reaktorüberwachung während des Berichtszeitraumes bestätigt.

Die Sicherheitsberichte wurden in den Abschnitten 3.3 für die neutronenphysikalische und 3.4 für die thermohydraulische Kernausslegung überarbeitet und sehr stark erweitert. Die nunmehr dargelegten Sachverhalte gehen teilweise über den Zweck eines Sicherheitsberichts hinaus, ohne jedoch alle zweckmässigen Inhalte eindeutig abzudecken. Eine detaillierte Darlegung der Vorgehensweise für die zyklusspezifische Kernausslegung wie in Abschnitt 3.3.4 ist aus Sicht des ENSI in einem Sicherheitsbericht wenig zielführend. Hingegen wäre eine Konkretisierung der Ableitung der sicherheitsrelevanten Parameter aus den Sicherheitsnachweisen, welche die Randbedingungen für die zyklusspezifische Kernausslegung darstellen, zu begrüssen. Insgesamt erfüllen die Sicherheitsberichte bezüglich der neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Kernausslegung jedoch die gesetzlichen Anforderungen.

### 4.4.1.2 Kernüberwachung

#### Angaben des KKB

Zur Überwachung nuklearer und thermischer Parameter sind inner- und ausserhalb des Reaktor-Druckbehälters (In-Core, Ex-Core) Instrumentierungen installiert. Die hiermit erzeugten Signale dienen zur Überwachung des Betriebszustandes und auch für Schutz- und Regelfunktionen des Reaktors. Oberhalb der BE sind Thermoelemente zur Überwachung der Kühlmittel-Temperatur angebracht. Die Neutronenflussverteilung wird durch vier Ex-Core-Detektoren kontinuierlich überwacht. Beim Anfahren der Anlage und in regelmässigen Zeitabständen im Zyklus wird die Neutronenflussverteilung hochaufgelöst an bestimmten BE-Positionen mit verfahrenbaren In-Core-Detektoren erfasst. Des Weiteren erfolgt die Überwachung der Borkonzentration im Primärkreislauf.

Im Berichtszeitraum waren zeitweise einzelne Thermoelemente und eine Messposition der Neutronenflussmessung nicht verfügbar. Da die gemäss der Technischen Spezifikation mindestens verfügbare Anzahl an Messstellen betriebsbereit war, war die Kernüberwachung jederzeit gewährleistet.

Für jeden neuen Zyklus wurden im Rahmen der Freigabeanträge zum BE-Wechsel durch Vorausberechnungen die spezifischen Zyklusparameter vorherbestimmt und mit den sicherheitstechnischen Grenzwerten verglichen. Diese vorausberechneten Zyklusparameter dienen auch als Vergleichswerte für die Messwerte der

Reaktorinstrumentierung. Durch den Betreiber wurden die Borkonzentrationen während der Nulllastmessung, der Isotherme Temperaturkoeffizient, die Stabwerte aller Steuerstäbe für die Reaktivität, die Volllast-Borkonzentration als Funktion des Abbrandes während des jeweiligen Zyklus und die Ergebnisse der In-Core-Messung der Neutronenflussverteilung mit den durch GARDEL und SAV95 vorausgerechneten Werten regelmäßig verglichen.

Die Instrumentierung des Reaktorkerns wurde im Berichtszeitraum nicht geändert.

Im Bereich der Kernüberwachung wurden die folgenden freigabepflichtigen Änderungen vorgenommen:

- Nukleares Anfahrprogramm
- Einsatz von GARDEL
- Auswertung der Stabwertmessung mit Simulate-3K

Die Einführung dieser Änderungen erfolgte ohne negative Einflüsse auf die Genauigkeit oder Zuverlässigkeit der Kernüberwachung.

Die Unterschiede bei sicherheitsrelevanten Kernparametern zwischen den Vorausrechnungen und den gemessenen Werten der Kernüberwachung sind sehr gering. Die Werte hatten im Berichtszeitraum stets einen grossen Abstand zu den sicherheitstechnischen Grenzwerten. Änderungen bei den Werten im Vergleich zu anderen Zyklen lassen sich auf Änderungen in der Kernbeladung zurückführen, wobei im Allgemeinen die Kernbeladungen und Betriebsparameter im KKB keinen wesentlichen Änderungen unterliegen. Die Analyse der Betriebsdaten zeigt auch, dass der Einsatz der MOX-BE keinen negativen Einfluss auf die Qualität der Vorausrechnungen und auf die Übereinstimmung der Mess- und Rechenergebnisse gehabt hat.

Aus den überwachten Kernparametern ist ersichtlich, dass es im Reaktorbereich keine nuklearen und thermohydraulischen Werte gibt, die einem Trend unterliegen, welcher sich z. B. dem Alterungsprozess des Reaktors mit seinen Kerneinheiten oder der Kernüberwachung zuordnen lässt.

Es ist geplant, einzelne Komponenten der Auswertelektronik der Kernüberwachung im nächsten Berichtszeitraum auszutauschen. Insbesondere die Verfügbarkeit von Ersatzteilen ist bei älteren Systemen nicht mehr gewährleistet.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

IAEA Safety Standard NS-G-2.2<sup>71</sup>

Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 4 KEV

Richtlinie ENSI-G20<sup>70</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Im KKB wird eine vergleichsweise konservative Einsatzstrategie und Auslegung des Reaktorkerns betrieben. Diese spiegelt sich in den sehr ähnlichen Ergebnissen der Auslegungsberechnungen für die Nachweise der sicherheitsrelevanten Parameter wider. Diese Berechnungsergebnisse werden sehr gut und mit geringen Abweichungen durch die Messergebnisse der Kernüberwachung bestätigt. Auch Details in der Auslegung der Kernausrüstung sind daher in den Messergebnissen ersichtlich.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass die Kernüberwachung anforderungsgerecht erfolgt. Zudem ist das KKB laufend bemüht, dem Stand der Technik bei der Kernüberwachung durch den Austausch von Teilsystemen zu folgen und dadurch deren Zuverlässigkeit weiterhin zu gewährleisten.

## 4.4.2 Brennelemente

### 4.4.2.1 Änderungen und neue Brennelementtypen

#### Angaben des KKB

Alle im Berichtszeitraum verwendeten BE verfügten über ein 14x14 Raster mit insgesamt je 179 Brennstäben. 16 Positionen sind mit Führungsrohren für die Steuerelemente und eine für die In-Core-Instrumentierung besetzt. Die mit den Führungsrohren verbundenen Abstandhalter bilden das Skelett des Brennelementes. Die Brennstäbe werden durch sieben Abstandhalter in lateraler und vertikaler Ausrichtung geführt. Ein ausreichender Freiraum zwischen Kopf- und Fussstück ist für die Brennstäbe in der Auslegung berücksichtigt.

1998 wurde ein Hochabbrandprogramm initiiert, um die Ausnutzung des Brennstoffes zu verbessern und die Anzahl der nachzuladenden BE bzw. der zwischen- und endzulagernden BE zu verringern. Die Abbrand- und Anreicherungssteigerung erfolgte für Uran- und auch MOX-BE in zwei Schritten. Im ersten Schritt erfolgte eine BE-Abbranderhöhung bis 55 MWd/kgSM (BE-Mittelwert), in einem zweiten Schritt bis 60 MWd/kgSM. Der zweite Schritt umfasste auch die Erprobung mit Vorläufer-BE. Aufgrund des einwandfreien Betriebsverhaltens, welches durch Inspektionen bestätigt worden ist, wurde die Freigabe für Nachladungen mit hohem Abbrand im Jahr 2007 erteilt. Die Reaktorauslegung ist mit dem Erreichen des Hochabbrandes nun mit ca. 20 neuen BE pro Jahr möglich. Zuvor mussten 24 bis 30 BE für 12-Monatszyklen nachgeladen werden. Die Abbrände im vorherigen Betrachtungszeitraum erreichten maximale Werte von ca. 47 MWd/kgSM. Im Betrachtungszeitraum stiegen die realen BE-Abbrände bis zum freigegebenen Maximum. Um diese Abbrandwerte zu erreichen, musste die Brennstoffanreicherung von 4,25 % auf bis zu 4,60 % für U235 in Uran-BE und auf 5,85 % für Pu<sub>fiss</sub> in MOX-BE erhöht werden.

Der Übergang von den aus mehreren Teilen zusammengesetzten zu den aus einem Werkstück gefertigten MONOBLOC- Führungsrohren erfolgte, da der Hersteller den Fertigungsprozess hier optimierte. Der Einsatz solcher BE erfolgt seit 2009. Die MONOBLOC-Führungsrohre haben weder im KKB noch bei anderen Betreibern Probleme bei der Fertigung oder im Reaktoreinsatz gezeigt.

Brennstofftabletten mit der Stirnfläche Typ „R“ sind seit 2011 in der Fertigung, wobei der Einsatz in den Reaktoren des KKB erst nach dem Berichtszeitraum (2013) erfolgte. Im Berichtszeitraum wurde positive Erfahrung im KKB bei der Fertigung dieser Tablette gesammelt.

Des Weiteren wurde eine neue Version des Brennstabmodellierungsprogrammes CARO-E3 von AREVA eingeführt. Die wesentliche Änderung ist, dass die Datenbasis für die Kalibrierung für den Hochabbrand erweitert worden ist. Die Freigabe von CARO-E3 erfolgte jedoch erst nach dem Berichtszeitraum, im Berichtszeitraum wurde das Programm zur Prüfung der Ergebnisse des bisherigen Auslegungsprogrammes CARO-E2 herangezogen.

Zukünftig ist der Einsatz eines neuen Brennelementtyps AGORA 4H des Herstellers AREVA vorgesehen. Gegenüber den bisher eingesetzten BE bleibt die Brennstabauslegung unverändert. Jedoch werden neue Abstandhalter sowie Kopf- und Fussstücke verwendet. Der Einsatz von vier Vorläufer BE dieses Typs wurde nach dem Berichtszeitraum freigegeben.

#### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 40. Abs. 1 Bst. b Ziff. 2 und 3 KEV

Richtlinien HSK-R-60<sup>68</sup>, HSK-R-61<sup>69</sup>, ENSI-A04<sup>148</sup> und ENSI-G20<sup>70</sup>

#### Beurteilung des ENSI

Die Vorgehensweise bei der Einführung von Änderungen erfolgte anforderungsgerecht. Es wurden Freigabeanträge gestellt und nach Erfordernis die Änderung mittels des Einsatzes von Vorläufer-BE und einem begleitenden Inspektionsprogramm umgesetzt. Das kontinuierliche Betriebsverhalten, der von Vorkommnissen freie Reaktorbetrieb und auch die Inspektionsergebnisse haben die erfolgreiche Implementierung der Änderungen an den BE bestätigt.

Die vom KKB zum Ende des Berichtszeitraumes eingeleiteten Änderungen (CARO-E3, AGORA 4H und Brennstofftablette mit der Stirnfläche Typ „R“) erfolgten, um den Stand der Technik umzusetzen.

#### **4.4.2.2 Inspektionen und Betriebsverhalten von Brennelementen**

##### **Angaben des KKB**

Im Berichtszeitraum wurden im KKB Inspektionen an BE im Rahmen des Hochabbrandprogramms und an defekten BE durchgeführt.

Die Inspektionen für das Hochabbrandprogramm wurden im KKB 1 und KKB 2 zwischen 2002 und 2007 an Uran- und MOX-BE durchgeführt. Hierzu wurden Vorläufer-BE visuellen Inspektionen unterzogen, Ultraschallprüfungen durchgeführt sowie Messungen der BE-Länge, der Oxidschichtdicke und der BE-Verbiegung vorgenommen. In Einzelfällen wurden Proben der typischen Ablagerungen auf dem Hüllrohr (CRUD) entnommen sowie Ultraschallprüfungen und Dichtheitstests (Sippings) durchgeführt. Hierbei konnte die Einsatzfähigkeit bis zu einem Abbrand von 60 MWd/kgSM bestätigt werden, wobei auch die Eignung des DX/D4-Hüllrohrmaterials für diese Abbrände gezeigt werden konnte. Inspiziert und vermessen wurden BE mit einem Abbrand von bis zu 59,6 MWd/kgSM. Die Ergebnisse der visuellen Inspektion und der Vermessungen belegen, dass sich die BE in einem dem Abbrand und der Betriebsgeschichte entsprechenden, guten Zustand befanden. Anschließend erfolgte die Freigabe für BE-Nachladungen. Zudem zeigen die nur geringfügig variierenden Betriebswerte einen sehr kontinuierlichen Anlagenbetrieb.

2011 erfolgte die Inspektion und z. T. Reparatur von vier entladenen MOX-BE aus der Region M6 zur Bestätigung der Trockenlagerfähigkeit dieser BE. In den Jahren 1999-2000 war diese Region im KKB 1 von Brennstabdefekten betroffen, wobei primäre Hydrierung als Defektursache festgestellt worden ist. Zur primären Hydrierung kam es gemäss Hersteller wegen der Kontamination eines Tabletten-Loses oder defektbehafteten Endstopfen bzw. Schweissnähten. An einem BE wurden drei defekte bzw. verdächtige Brennstäbe durch Stahldummy-Stäbe ersetzt. Nach der Reparatur wurde ein Sipping-Test durchgeführt, der ergab, dass keine weiteren Defekte an Hüllrohren vorlagen und somit die Lagerfähigkeit des BE gegeben ist.

Die Defekte an den BE sind im vorherigen Berichtszeitraum aufgetreten. Im Berichtszeitraum traten BE-Schäden weder im KKB 1 noch im KKB 2 auf. Dies bezeugt die gute Qualität der BE und das für das KKB gut geeignete BE-Design, aber auch den hohen Reinheitsgrad des Primärkreislaufes bezüglich Fremdkörpern. Es zeigt auch die Verbesserung der BE-Zuverlässigkeit gegenüber früheren BE-Typen. Das fortschrittliche BE-Design hat die hohen Abbrände mit hoher Zuverlässigkeit ermöglicht.

Auch im Vergleich zu anderen Anlagen weist das KKB eine sehr hohe BE-Zuverlässigkeit auf.

Das KKB wird BE-Inspektionen an den Vorläufer-BE AGORA 4H im Block 2 gemäss einem dem ENSI vorgelegten Inspektionsprogramm durchführen.

##### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-R-60<sup>68</sup>, HSK-R-61<sup>69</sup> und ENSI-G20<sup>70</sup>

##### **Beurteilung des ENSI**

Das KKB hat im Gegensatz zu anderen Schweizer Betreibern im Berichtszeitraum nicht jedes Jahr BE-Inspektionen durchgeführt. Im Rahmen des Hochabbrandprogrammes verlangte das ENSI, dass das KKB regelmässige Inspektionen durchführt. Das KKB hat hierfür ein geeignetes Inspektionsprogramm erstellt. Das ENSI konnte sich durch die Begleitung von Inspektionen vor Ort und die Sichtung der Inspektionsergebnisse davon überzeugen, dass der im Berichtszeitraum eingeführte hohe Abbrand des Brennstoffs für Nachladungen von BE zu keiner Beeinträchtigung der Zuverlässigkeit geführt hat.

Aufgrund der Erfahrungen zur Einführung des Hochabbrandes wurde dann im KKB die Frequenz der BE-Inspektionen reduziert, was eine Reduzierung der Personendosis für die zugehörigen Tätigkeiten gemäss der ALARA-Prinzipien ermöglicht hat. Das ENSI begrüsst diese Optimierung, sieht es aber dennoch als erforderlich an, dass durch das KKB nachgewiesen wird, dass durch den Verzicht auf jährliche BE-Inspektionen die

Zuverlässigkeit der BE nicht beeinträchtigt wird. Hierzu sollte das Inspektionskonzept für die zukünftigen Betriebsjahre konkretisiert werden. Das ENSI wird im Rahmen des Aufsichtsverfahrens für die Umsetzung der Richtlinie ENSI-G20<sup>70</sup> die Implementierung eines anforderungsgerechten Inspektionsprogramms verfolgen.

#### **4.4.2.3 Brennelement-Fertigung**

##### **Angaben des KKB**

Für die Qualitätssicherung bei der Fertigung der BE ist der Hersteller verantwortlich. Der Hersteller führt die Qualitätssicherung anhand eines zertifizierten Qualitätssicherungssystems gemäss ISO 9001 durch. Die Axpo als Käufer der BE auditiert das Qualitätssicherungssystem des Herstellers und der Lieferanten alle drei Jahre. Diese Audits wurden im Berichtszeitraum in den Jahren 2007 und 2010 durchgeführt. Dabei wurden keine wesentlichen Abweichungen von den Anforderungen der ISO 9001 festgestellt.

Des Weiteren begleitet die Axpo die Fertigung durch Inspektionen (ca. sechs Wochen pro Fertigungskampagne). Dabei werden Qualitätskontrollen und Dokumentationsprüfungen bei den Herstellern durchgeführt. Zum Ende der Fertigung wird jedes BE visuell und einzelne Masse im Detail überprüft. Nach der Anlieferung im KKB erfolgt eine Prüfung auf eventuelle Transportschäden. Die Herstellungsdokumentation und Abweichungsberichte werden noch beim Hersteller vor dem Transport geprüft.

Dem ENSI wird zum Abschluss einer Fertigungskampagne angezeigt, ob es Abweichungen während der Fertigung gab. Nachforderungen gegenüber dem Hersteller werden durch ein Managementsystem überwacht. Es wird dem ENSI angezeigt, ob die gefertigten BE durch die Axpo für den Reaktoreinsatz freigegeben worden sind. Die Fertigungsdokumentation wird beim Hersteller und bei der Axpo für mindestens 10 Jahre archiviert.

Das Qualitätssicherungssystem hat sich bewährt, alle hergestellten BE konnten in den Reaktoren eingesetzt werden. Während des Reaktorbetriebes kam es zu keinen BE-Schäden.

Um dem Stand der Technik zu folgen, wird im KKB der Einsatz der AGORA 4H-BE geplant. Dabei werden auch angepasste und optimierte Fertigungsverfahren für die geänderten Kopf- und Fussstücke sowie die Abstandhalter angewendet werden. Die Prozesse zur Fertigung und Qualitätssicherung unterliegen einem ständigen Verbesserungsprozess.

##### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-R-60<sup>68</sup>, ENSI-A04<sup>148</sup> und ENSI-G20<sup>70</sup>

##### **Beurteilung des ENSI**

Das Qualitätsmanagementsystem für die BE-Fertigung hat sich bewährt. Abweichungen bei der Fertigung und geringfügige Änderungen an den BE werden dem ENSI zur Bewertung gemeldet. Sicherheitsrelevante Änderungen an den BE sind gemäss KEV freigabepflichtig. Bestätigt wird die gute Qualitätssicherung bei der Fertigung durch den schadensfreien Einsatz der BE im Berichtszeitraum. Die Anforderungen der im Berichtszeitraum gültigen Richtlinie HSK-R-60<sup>68</sup> sind damit erfüllt.

#### **4.4.2.4 Brennelement-Handhabung**

##### **Angaben des KKB**

Das KKB stellt administrativ sicher, dass jederzeit der gesamte Kern mit 121 BE in die betrieblichen Lagerbecken entladen werden kann.

Die BE-Wechselmaschine mit Greiferrohr dient zur Be- und Entladung des Reaktors, das Transfersystem mit Kippvorrichtung zum Transport von BE zwischen Reaktor- und Lagerbecken C. Zwischen den Lagerbecken werden die BE mit dem dort befindlichen Brückenkran mit speziellen Anschlagmitteln bewegt. Zwischen dem Trockenlager für frische BE und dem Nasslagerbecken werden die BE mit demselben Kran transportiert. Die Transport- und Lagerbehälter werden ebenso mit diesem Kran und Anschlagmitteln beladen.

Im Betrachtungszeitraum gab es keine Änderungen an den für die BE-Handhabung relevanten Technischen Spezifikationen. Es wurden jedoch einzelne Modifikationen bzw. Verbesserungen vorgenommen.

Im Betrachtungszeitraum traten keine meldepflichtigen Ereignisse im Rahmen der BE-Handhabung auf, es wurden überwiegend positive Erfahrungen gemacht. Die Sippingeinrichtung zur Feststellung von Defekten an BE kam im Betrachtungszeitraum bei der Instandsetzung eines im vorherigen Berichtszeitraum als defekt erkannten BE zum Einsatz. An dieser Einrichtung wurden Verbesserungen vorgenommen, um Probleme, welche bei ihrem Einsatz im vorherigen Betrachtungszeitraum aufgetreten sind, zu beheben. Dies betraf die Handhabung der BE beim Einführen in die Sippingeinrichtung mit möglichen Rückwirkungen auf die Arbeitsplatzsicherheit. An den beiden BE-Inspektionsständen in den Transferbecken C wurden kurz vor dem Betrachtungszeitraum Verbesserungen bezüglich der Zuverlässigkeit umgesetzt.

Für den nächsten Berichtszeitraum ist aufgrund von Alterungserscheinungen der Ersatz der BE-Manipulatorsteuerung vorgesehen.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinie ENSI-G04<sup>128</sup>

IAEA Safety Standards NS-G-1.4<sup>72</sup> und NS-G-2.5<sup>73</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Im Berichtszeitraum erfolgte die BE-Handhabung in allen Bereichen ohne Probleme. Verbesserungen wurden umgesetzt bzw. sind weiterhin vorgesehen, um die Zuverlässigkeit der BE-Handhabung weiter zu optimieren.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass das KKB die BE-Handhabung anforderungsgerecht plant und organisiert. Des Weiteren werden Alterungsprobleme voraussichtlich angegangen.

#### **4.4.2.5 Brennelement-Lagerung**

##### **Angaben des KKB**

Im KKB werden die frischen BE im Trockenlager (Lager-N) und die abgebrannten BE im Borlager (Lager-A, Kompaktlager) und im Stahllager (Lager-B) gelagert. Die Lager und die Handhabungsprozeduren wurden im Berichtszeitraum nicht geändert. Das Umsetzen der BE zwischen den Lagerbecken und dem Reaktor erfolgt nach einem Schrittplan. Die Vorgaben bezüglich zusammenhängender Geometrien gemäss Sicherheitsbericht werden durch die Anwendung dieses Schrittplanes für das BE-Umsetzen eingehalten. In den Nasslagern werden die Temperatur und der Wasserstand permanent überwacht, die Borkonzentration des Beckenwassers wird täglich gemessen. Die Betriebserfahrung mit den BE-Lagern ist insgesamt positiv.

Die letzten Nachweise für die Kritikalitätssicherheit im Trockenlager und in den Nasslagern erfolgten 1998 und 1999, d. h. vor dem Berichtszeitraum. Als limitierend stellte sich das Borlager heraus. Es dürfen BE mit einer maximalen U-235-Anreicherung von 4,89 % oder spaltbarem Pu-Anteil von 8,17 % gelagert werden. Bei der Lagerung von Uran-BE mit einer Anreicherung grösser als 4,40 % U-235 muss der Abbrand von 7,0 MWd/kgSM kreditiert werden. Für die Analysen wurde das PSI-Programm BOXER verwendet, das von der HSK freigegeben wurde. In der Fachliteratur gibt es Vergleiche zwischen BOXER und MCNP, welche eine gute Übereinstimmung der Rechenergebnisse zeigen. Für die Nasslagerung im KKB wurde hierzu 2011 durch das PSI ein Bericht erstellt.

Das Trockenlager für frische BE und das Nasslager erfüllen alle Anforderungen hinsichtlich Sicherheit, Einhaltung der Unterkritikalität und Lagerkapazität. Aufgrund der positiven Betriebserfahrung sind Änderungen nicht erforderlich und auch nicht vorgesehen. Eine Aktualisierung der Nachweise zur Kritikalitätssicherheit ist derzeit nicht geplant.

## Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinien ENSI-G04<sup>148</sup> und ENSI-G20<sup>70</sup>

Standard Review Plan NUREG 0800 der U.S. NRC, Kapitel 9.1.1 und 9.1.2, Rev. 3, 2007

DIN 25471 „Kritikalitätssicherheit unter Anrechnung des Brennelementabbrands bei der Lagerung und Handhabung von Brennelementen in Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“, Mai 2009

ANSI/ASN-8.27-2008 “Burnup credit for LWR fuel”, August 2008

Final division of safety systems interim staff guidance; Staff guidance regarding the nuclear criticality safety analysis for spent fuel pools; DSS-ISG-2010-01 Rev. 0

## Beurteilung des ENSI

Die Einhaltung der Schutzziele bei der Lagerung und Umsetzung der BE wird vom ENSI jährlich im Rahmen des Freigabeverfahrens für die Änderung der Kernbeladung kontrolliert. Die positive Betriebserfahrung mit der Lagerung von BE kann vom ENSI bestätigt werden.

Allerdings stellt das ENSI nach der Prüfung der Nachweise der Kritikalitätssicherheit in den Lagereinrichtungen fest, dass diese inhaltlich nicht vollständig sind. In den Nachweisen werden vielerorts dem ENSI nicht vorliegende Analysen zitiert und daraus Ergebnisse bzw. Schlussfolgerungen übernommen. Es werden Unsicherheiten angewendet, ohne auf ihre Ableitungen einzugehen, manche Unsicherheiten werden nicht berücksichtigt.

Der für die Nachweise eingesetzte Berechnungscode BOXER wurde anhand von 18 Kritikalitätsbenchmarks validiert, was im Vergleich zu der aktuell verfügbaren Anzahl von über hundert Benchmarks unzureichend erscheint. Wegen der Approximationen in dem Code und der Verfügbarkeit von Monte-Carlo-Berechnungsmethoden kann die Anwendung von BOXER als überholt bewertet werden.

Das ENSI kann nach der Überprüfung der Kritikalitätsnachweise bei der Lagerung von BE in den Lagereinrichtungen des KKB nicht bestätigen, dass die bereits im Bewertungszeitraum der PSÜ 2012 gültigen Normen und Richtlinien vollumfänglich erfüllt sind. Da ein Teil der Nachweise durch die Berechnungen mit dem Monte-Carlo-Code MCNP vom PSI verifiziert wurde und zudem Sicherheitsmargen vorliegen, ist aus Sicht des ENSI die Kritikalitätssicherheit bei der Lagerung gewährleistet. Die Kritikalitätsnachweise müssen jedoch dem Stand der Technik genügen, wobei entsprechende Nachweismethoden und Berechnungsprogramme anzuwenden sind. Die Einführung aktueller Berechnungsmethoden und die Überarbeitung der Kritikalitätsnachweise werden vom ENSI im Rahmen des Aufsichtsverfahrens für die Umsetzung der Richtlinie ENSI-G20<sup>70</sup> verfolgt.

### 4.4.3 Steuerelemente

#### Angaben des KKB

Im KKB werden 25 Steuerelemente (SE) im Reaktor eingesetzt. Funktional werden sie auf eine Abschaltbank und zwei Regelbänke aufgeteilt. Sie dienen der Abschaltung des Reaktors einschliesslich der Reaktorschnellabschaltung sowie der Leistungsregelung. Ergänzend für beide Funktionen wird im KKB die Borierung des Primärwassers eingesetzt.

Die im Berichtszeitraum im KKB eingesetzten Steuerelemente vom Typ 14x14-Westinghouse-EP-RCCA wurden zwischen 1987 und 1992 gefertigt.

Das aktuelle Inspektionsprogramm sieht Inspektionen alle sechs Jahre vor. In den Inspektionen werden visuelle Prüfungen sowie Profilometrie durch Wirbelstrommessungen an ausgewählten Steuerelementen durchgeführt. Die Inspektionen werden anhand von abgenommenen Prozeduren durch Fachleute vom Hersteller der Steuerelemente durchgeführt und vom SVTI begleitet.

Seit 2011 wird aufgrund einer Forderung des ENSI zur Bewertung der verbleibenden Lebensdauer zudem eine rechnerische Überwachung der Fluenz (validiert anhand von Messwerten im KKB) durchgeführt und im Rahmen der Freigabeanträge für den BE-Wechsel beim ENSI eingereicht.

Die gute Qualität der Steuerelemente hat sich aus dem einwandfreien Verhalten während des Betriebes, der Überwachung der Wasserchemie sowie den Inspektionen auch nach bis zu 23 Jahren Einsatz im Reaktorkern bestätigt. Aufgrund der guten Inspektionsergebnisse ist eine Änderung beim Inspektionsprogramm nicht erforderlich. Die gute Erfahrung deckt sich mit denen anderer Anlagen, welche diesen Steuerelementtyp einsetzen.

Die SE würden im Laufe der restlichen Betriebszeit von KKB 1 und KKB 2 das Ende ihrer Lebensdauer erreichen. Der präventive Ersatz durch baugleiche SE erfolgte im Rahmen der BE-Wechsel im Jahr 2014.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-R-60<sup>68</sup>, HSK-R-61<sup>69</sup>, ENSI-A04<sup>148</sup> und ENSI-G20<sup>70</sup>

KTA-Regel 3103<sup>74</sup>

Standard Review Plan NUREG 0800 der U.S. NRC, Kapitel 4.2

### **Beurteilung des ENSI**

Im Berichtszeitraum wurden nur bewährte Steuerelemente im KKB verwendet. Das KKB hat gemäss einem vom ENSI freigegebenen Inspektionsprogramm den Zustand der Steuerelemente während der Jahreshauptrevisionen geprüft. Es wurde dabei immer ein schadensfreier Zustand der Steuerelemente bestätigt. Zudem erfolgt im KKB eine Überwachung der Alterung der Steuerelemente, welche zum Ende des Berichtszeitraumes um einen vom ENSI im Rahmen der Freigabeanträge für den Brennelementwechsel zu prüfenden Nachweis für die zulässige Fluenz ergänzt wurde.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass das KKB ein angemessenes Programm zur Gewährleistung der Einsatzfähigkeit und Wirksamkeit der Steuerelemente installiert hat. Dieses umfasst rechnerische Nachweise, die Überprüfung der Fallzeiten und der reaktiven Wirksamkeit im Rahmen der Nulllastmessungen, die Inspektion der Steuerelemente während der Abststellungen sowie die Überwachung der Wasserchemie. Der präventive Austausch aller Steuerelemente in KKB 1 und KKB 2 vor dem Erreichen ihrer rechnerischen Lebensdauer erfolgte nach dem Bewertungszeitraum und wird vom ENSI als sicherheitsgerichtet bewertet.

## **4.5 Wasserchemie und Aufbereitungssysteme**

Qualität und Inhaltstoffe des Primärkühlmittels (Wasser) sind für den sicheren, störungsfreien und umweltschonenden Betrieb der Anlage mitverantwortlich. Das setzt regelmässige Analysen mittels geeigneter Methoden voraus. Von Interesse sind vor allem Korrosions-, Spalt- und Aktivierungsprodukte, Bor und Lithium, bestimmte Anionen sowie die Leitfähigkeit. Eine gute Wasserqualität ist eine Voraussetzung, um das Auftreten von Brennelementhüllrohrschäden zu minimieren und Spannungsrisskorrosion weitestgehend zu vermeiden. Ferner kann dadurch die dosisleistungsbestimmende Kontamination an innenseitig wasserbenetzten Oberflächen von Komponenten und Rohrleitungen begrenzt werden. Um die hohen und komplexen Anforderungen zu erreichen, sind zudem umfangreiche Reinigungsanlagen erforderlich. Ergänzend sind Systeme zur Dosierung von Zusatzstoffen im Primärkühlmittel und im sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf notwendig. Die regelmässige Überprüfung der Wasserqualität muss ebenfalls gewährleistet werden. Aus dem Primärkühlmittel austretende, nicht kondensierbare Gase werden gesammelt und als Abgas verzögert und gefiltert an die Ausenluft abgegeben.

Die Angaben zur Wasserchemie und zu den Aufbereitungssystemen wurden den PSÜ-Unterlagen des KKB entnommen<sup>75</sup> sowie ergänzend im Rahmen eines Fachgesprächs<sup>76</sup> erfasst. Im Folgenden werden in erster Linie Änderungen und Besonderheiten beschrieben, die sich im Berichtszeitraum ergeben haben.

#### 4.5.1 Hauptkühlmittel

##### Angaben des KKB

###### *Bor-Lithium-Fahrweise und deren Einfluss auf Korrosions- und Aktivierungsprodukte*

Im KKB wird die sogenannte modifizierte koordinierte Bor/Lithium-Fahrweise gemäss VGB-Richtlinie<sup>77</sup> angewandt. Dabei wird die Lithiumkonzentration an die der Borsäure angepasst, damit der gewünschte pH<sub>300</sub>-Wert so konstant wie möglich gehalten wird. Im KKB wird das Bor/Lithium-Verhältnis so eingestellt, dass ein Ziel-pH<sub>300</sub> von 7,2 möglichst während des gesamten Zyklus erreicht wird.

Die Einstellung der Borkonzentration im Hauptkühlmittel erfolgt durch Dosierung von Borsäure mit natürlicher B-10/B-11-Isotopenzusammensetzung. In beiden Blöcken liegt die Borkonzentration bei Zyklusbeginn zwischen 950 und 1150 ppm Bor und am Zyklusende bei 0 bis 35 ppm Bor. Die gemessenen Borkonzentrationen stimmen gut mit den berechneten Borkonzentrationen der Kernausslegung überein. Dadurch wurden die Brennelemente im Berichtszeitraum optimal ausgenutzt.

Als Alkalisierungsmittel wird Lithium-7-Hydroxid zugegeben. Die Verläufe der Lithiumkonzentration zeigen in beiden Blöcken Schwankungen, die unter anderem durch Produktion aus B-10 und durch Entfernen im Kationenaustauscher bedingt sind. Gelegentliche Anstiege der Lithiumkonzentration werden beim Borieren zu Beginn der Abstellung durch im Borsäurekonzentrat vorliegendes Lithium beobachtet.

Fast über den ganzen Berichtszeitraum wurde der in der Technischen Spezifikation (TS) angegebene Maximalwert von 2,5 ppm für die Lithiumkonzentration eingehalten.

Bis zu den Abstellungen im Jahr 2005 wurde die damals gültige TS-Limite von 2,5 ppm nicht vollständig ausgenutzt, sondern es wurde maximal mit einer Lithium-Konzentration von 2,2 ppm gefahren. Nach den Abstellungen im Jahr 2005 wurde die damals gültige TS-Limite von 2,5 ppm in beiden Blöcken vollständig ausgeschöpft, was dazu geführt hatte, dass der Ziel-pH<sub>300</sub> etwas früher, aber immer erst in der zweiten Zyklushälfte, erreicht wurde.

In Übereinstimmung mit neuen Erkenntnissen und nach Konsultation des Brennelementherstellers wurde im Juni 2011 der TS-Wert für die Lithiumkonzentration von 2,5 auf 5 ppm angehoben. Seit dem Zyklus 2011/12 wird in beiden Blöcken mit einer höheren Lithiumkonzentration gefahren, so dass bereits 3 bis 4 Tage nach dem Anfahren der Ziel-pH<sub>300</sub> erreicht wird.

Der Verlauf der Lithiumkonzentration im Block 2 zeigt, dass die Lithium-Limite zwischen dem 8. und 16. September 2005 mehrmals kurzzeitig während der Absättigung der Kationenharze nach Harzwechsel, welche während des Betriebs verwendet werden, überschritten wurde. Innerhalb der von der TS erlaubten 24-h-Frist lag der Wert jedes Mal wieder innerhalb der Toleranz.

Die Lithiumkonzentration im Block 1 lag zwischen dem 16. und 21. Juli 2008 mehrmals kurzzeitig während der Absättigung über dem Vorgabewert, wurde aber innerhalb der 24-h-Frist immer wieder unterschritten. Am 26. Juli 2010 kam es aus dem gleichen Grund wiederum zu einer kurzzeitigen Überschreitung der Lithium-Limite. Durch die ab 21.12.2008 geltende Rev. 1 der Richtlinie ENSI-B03<sup>137</sup>, der zufolge jede Überschreitung gemeldet werden muss, auch wenn innerhalb der vorgegebenen Frist der Wert wieder in der Toleranz liegt, wurde diese kurzzeitige Überschreitung der TS-Limite für Lithium in Block 1 im Jahr 2010 zu einem meldepflichtigen Vorkommnis (Ereignis 10-1003). Aus heutiger Sicht und mit der Erkenntnis, dass wesentlich höhere Lithiumkonzentrationen zulässig und mit den Brennstoffhüllrohren verträglich sind, können die angesprochenen Vorfälle als unbedeutend betrachtet werden.

Der pH<sub>300</sub>-Wert von 7,2 hat sich für das KKB als optimal erwiesen, da hier die Löslichkeit der relevanten Korrosionsprodukte minimal ist. Dadurch werden die Korrosions- und Freisetzungsraten und der Aktivitätsaufbau im Primärkreislauf minimiert. Die Korrosionsraten der Primärkreislaufkomponenten im KKB sind dementsprechend äusserst gering, was sich in Korrosionsproduktkonzentrationen von meistens weniger als 2 ppb Fe und Ni und weniger als 1 ppb Co und Cr äussert.

Die bedeutendsten Aktivierungsprodukte sind Co-58, Co-60 und Sb-124. Sie liefern den grössten Beitrag zur Ortsdosisleistung an den Komponenten. Die Auswirkungen der konstanten pH<sub>300</sub>-Fahrweise auf die Konzentrationen der relevanten Aktivierungsprodukte im Hauptkühlmittel werden nach Einschätzung von Fachleuten frühestens nach drei bis vier Zyklen ersichtlich sein. Es scheint jedoch, dass sich die Aktivitätskonzentrationen auf einem etwas niedrigeren Niveau befinden als vor der Umstellung.

Im Leistungsbetrieb verringerte sich die Aktivitätskonzentration von Co-58 im Hauptkühlmittel über den Berichtszeitraum um mehr als einen Faktor 10, die von Co-60 blieb in beiden Blöcken auf einem konstanten Niveau. Im Vergleich beider Blöcke lag die Aktivitätskonzentration von Co-58 im Hauptkühlmittel von Block 2 zu Beginn der Berichtsperiode etwa 20-fach über der von Block 1, während sie sich gegen Ende an ein vergleichbares Niveau annäherte.

Co-58 bewegte sich als Folge der neuen Dampferzeuger mit Inconel-Berohrung in beiden Blöcken zu Beginn der Berichtsperiode auf 10- bis 20-fach höherem Niveau als Co-60, wobei die Aktivitätskonzentration von Co-58 laufend abnahm und am Ende der Berichtsperiode nur noch circa halb so gross war.

Die Aktivitätskonzentration von Sb-124 im Hauptkühlmittel blieb im Block 2 auf konstantem Niveau, während sie sich im Block 1 nach einem Anstieg im Zyklus 2006/2007 wieder dem Niveau von 2002 nähert.

#### *Spaltproduktkonzentration*

Die Spaltproduktkonzentration im Hauptkühlmittel ist in der TS begrenzt, da eine zu hohe Spaltproduktkonzentration, insbesondere von I-131 (maximal  $2 \cdot 10^9$  Bq/m<sup>3</sup>) und Cs-137 (maximal  $10^9$  Bq/m<sup>3</sup>), während den Revisionsarbeiten strahlenschutztechnische Probleme verursachen kann. Brennelementschäden traten im Berichtszeitraum in keinem der beiden Blöcke auf. Die I-131- und Cs-137-Konzentrationen lagen immer weit unterhalb der geltenden TS-Limiten. Bei grösseren Lasttransienten wie Reaktor- und Turbinentrips oder bei den Abststellungen waren keine Iod-Spikes ersichtlich, die auf eine Brennelementleckage schliessen liessen. Die erhöhten I-131-Konzentrationen im Block 1 beim Anfahren nach der Revisionsabstellung im Jahr 2008 und im Block 2 vom 22. März bis 31. März 2011 waren durch die mehrmalige kurzzeitige Ausserbetriebnahme der Kühlmittelreinigung während der Absättigung des Kationentauschers „Betrieb“ mit Lithium nach einem Harzwechsel begründet. Die signifikante Reduktion der I-131- und Cs-137-Konzentrationen im Jahr 2008 im Block 1 und 2005 im Block 2 ist mit dem Harzwechsel der Ionentauscher erklärbar. Die I-131- und Cs-137-Konzentrationen im Hauptkühlmittel von Block 1 sind 20- bis 40-mal höher als die von Block 2, was mit früheren Brennelementschäden mit Brennstoffaustrag erklärt werden kann.

#### *Sauerstoff/Wasserstoff*

Die Begrenzung der Sauerstoffkonzentration (TS-Limite: < 100 ppb O<sub>2</sub>) im Hauptkühlmittel verhindert die Sauerstoffkorrosion und vermeidet eine O<sub>2</sub>-Ansammlung im Reaktorkühlsystem. Durch Dosierung von Wasserstoff (TS-Limite: 2 bis 5 ppm H<sub>2</sub>) wird der Radiolysesauerstoff sofort wieder zu Wasser rekombiniert. Zu viel Wasserstoff kann zu Versprödungen der niedriglegierten RDB-Stähle sowie zur Bildung von Zirkonhydrid und damit zu Brennelementhüllrohrschäden führen.

Im Block 1 lagen die Wasserstoffkonzentrationen im Berichtszeitraum stets zwischen 2,2 und 5,0 ppm H<sub>2</sub> mit einem Mittelwert von 3,9 ppm H<sub>2</sub>. Für Block 2 lagen die Wasserstoffkonzentrationen im Berichtszeitraum permanent zwischen 2,0 und 4,5 ppm H<sub>2</sub> mit einem Mittelwert von 3,6 ppm H<sub>2</sub>. Die gemessenen Wasserstoffkonzentrationen bewegten sich somit innerhalb der TS-Limiten. Von 2002 bis 2011 gab es in beiden Blöcken des KKB keine Probleme hinsichtlich Knallgasbildung oder Sauerstoffkorrosion. Deshalb besteht kein Änderungsbedarf hinsichtlich der Fahrweise.

#### *Tritium*

Die Tritiumkonzentration im Hauptkühlmittel ist in der TS auf  $9 \cdot 10^{10}$  Bq/m<sup>3</sup> im Leistungsbetrieb und  $6 \cdot 10^9$  Bq/m<sup>3</sup> bei geplanten Abststellungen im gefluteten Reaktorbecken begrenzt, da eine zu hohe Tritiumkonzentration während den Revisionsarbeiten strahlenschutztechnische Probleme verursachen kann. Zu Beginn des Jahres 2003 ist die Tritiumkonzentration im Block 2 aufgrund eines Reaktorrips (Fehlfunktion eines Ventils beim Test der Abblaseölpumpe) eingebrochen.

Im Berichtszeitraum waren die Verläufe und Maximalwerte der Tritiumkonzentration im Hauptkühlmittel bei beiden Blöcken erwartungsgemäss sehr ähnlich und entsprachen den Erwartungen des KKB. Es gab keine Überschreitung der beiden TS-Limiten. Massnahmen sind nicht erforderlich.

#### *Abfahren und Anfahren der Anlage*

Die chemische Überwachung des Abfahrprozesses wurde Anfang der achtziger Jahre durch eine gezielte Abfahrchemie ergänzt, welche laufend verbessert wurde. Zur weiteren Reduktion des Co-58-Anteils an der Ortsdosisleistung wurde die Abfahrchemie im Jahr 2005 dahingehend optimiert, dass die reduzierende Phase im Temperaturbereich zwischen 180 und 150 °C verlängert wurde. Die sich anschliessende Reinigungsphase wird nicht mehr bei 120 °C, sondern neu bei 80 bis 85 °C durchgeführt. Dies hat eine geringere Rekontamination des Reaktorkühlsystems im Verlauf des weiteren Abfahrprozesses zur Folge. Weiter wurde darauf geachtet, eine saubere Trennung zwischen den beiden Phasen sauer-reduzierend (Bor > 2200 ppm, Wasserstoff > 2 ppm) und sauer-oxidierend (Wasserstoffperoxid-Dosierung) zu erhalten.

Mit dieser „Optimierten Abfahrchemie“ kann das Isotop Co-58 erfolgreich aus dem Reaktorkühlkreislauf entfernt und die Durchsichtigkeit des Wassers in der Reaktorgrube gewährleistet werden.

Zur Reduktion des Co-60-Anteils der Dosisleistung an den Primärkreislaufkomponenten wurde während des Abfahrens zum Brennelementwechsel 2009 die Abfahrchemie nochmals leicht verändert („Präzisierte Optimierte Abfahrchemie“). Dabei sollte die Löslichkeit der Eisenoxide in der Phase 180 bis 150 °C durch eine etwas geringere Konzentration des gelösten Wasserstoffs von > 1,33 ppm erhöht und somit die Entfernung von Co-60 verbessert werden. Der Co-60-Anteil auf den Primäroberflächen wurde mit diesen Massnahmen jedoch nicht reduziert und der steigende Trend der Dosisleistung an den Closure Legs (Hauptkühlmittelleitung zwischen Dampferzeuger und Reaktorhauptpumpe) konnte nicht gebrochen werden. Hierfür sind weitere Massnahmen (Minimierung von Kobaltquellen, chemische oder mechanische Dekontamination) zur Reduzierung vorgesehen.

Im Berichtszeitraum wurde der Anfahrprozess der Anlage nicht geändert, da sich das praktizierte Verfahren bewährt hat.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Technische Spezifikationen des KKB

Richtlinie ENSI-B03<sup>137</sup>

EPRI PWR Primary Water Chemistry Guidelines Vol. 1, Rev. 4 and Vol. 2, Rev. 4

EPRI Pressurized Water Reactor Primary Water Zinc Application Guidelines, Final Report, December 2006

EPRI Benchmarking Shutdown Chemistry Control Recommendations in the Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines, Final Report, June 2006

EPRI Experience with Zinc Injection in European PWRs, Final Report, November 2002

EPRI PWR Operating Experience with Zinc Addition and the Impact on Plant Radiation Fields, Final Report, November 2003

VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Teil 1: DRW-Anlagen, R 401 J.

IAEA Safety Standard SGG-13, Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants, 2011

#### **Beurteilung des ENSI**

Die vom KKB angewandte modifizierte koordinierte Bor/Lithium-Fahrweise hat sich nach heutigem Stand der Technik besonders vorteilhaft hinsichtlich Minimierung der mobilisierbaren Korrosionsproduktmenge erwiesen. Die seit dem Zyklus 2011/12 praktizierte Fahrweise, mit konstantem pH<sub>300</sub> über den gesamten Zyklus zu fahren, hat voraussichtlich einen günstigen Einfluss auf das Korrosionsverhalten, und es wird mit einem Rückgang der lösenden Korrosion gerechnet. Das ENSI schliesst sich der Meinung des KKB an, dass erst nach mehreren

Zyklen ein sichtbarer Effekt an den Dosisleistungen der Primärkreislaufkomponenten und -leitungen zu erkennen sein wird.

Durch die vom KKB weiterentwickelte optimierte Abfahrchemie wird die bestmögliche Reinigung des Primärkreislaufes erzielt und dementsprechend die Dosisleistung weiter reduziert sowie die Wasserqualität verbessert. Es wurde eine gute Durchsichtigkeit resp. geringe Trübung des Wassers erreicht. Im Berichtszeitraum trat keine durch Nickelkolloide hervorgerufene Trübung mehr auf. Der Dosisleistungsanstieg an den Closure Legs in beiden Blöcken konnte allerdings mit den genannten Massnahmen noch nicht beeinflusst werden.

Das ENSI ist regelmässig mit dem KKB in Kontakt und wird über allfällige Änderungen im Vorfeld informiert. Die DZO-(depleted zinc oxide; abgereichertes Zinkoxid) Fahrweise wird vom KKB derzeit nicht in Erwägung gezogen, da die Dosisleistung im KKB bis auf wenige Ausnahmen (z. B. closure leg) im Vergleich mit anderen Anlagen sehr niedrig ist. Das ENSI schliesst sich dieser Einschätzung an und sieht keine zwingende Notwendigkeit zur Einführung der DZO-Dosierung.

Das ENSI stellt fest, dass das KKB insbesondere in der Berichtsperiode eine Reihe von Massnahmen getroffen hat, die einen positiven Einfluss auf die Wasserchemie und ihre Folgen haben. Die in der Berichtsperiode vorgenommenen Änderungen waren darauf ausgerichtet, Komponenten und Systeme vor Korrosion zu schützen und den Aufbau von innenseitigen Kontaminationen zu minimieren.

#### **4.5.2 Chemie- und Volumenregelsystem**

Das Chemie- und Volumenregelsystem hat unter anderem folgende Aufgaben zu erfüllen: Änderung der Bor-Konzentration im Reaktorkühlsystem, Reinigung des Reaktorkühlwassers, Einhalten der Wasserchemie gemäss TS, Rückgewinnung von Borsäure und Aufbereitung des Abwasser.

##### **Angaben des KKB**

###### *Dekontaminationsfaktoren für Aktivierungs- und Spaltprodukte*

Mischbett-Ionentauscher halten während des Normalbetriebs Spalt- und Korrosionsprodukte aus dem abgelassenen Hauptkühlmittel zurück. Ein weiterer Mischbett-Ionentauscher wird nur während den Abstellungen verwendet. Kurz vor jeder geplanten Abstellung werden die Harze gewechselt. Das Mischungsverhältnis von Kationen- zu Anionenharz wurde laufend optimiert. Die Optimierungskriterien waren zum einen die eingesetzte Harzmenge (Reduktion des radioaktiven Abfalls) und zum anderen die Optimierung der Dekontaminationsfaktoren für die Radionuklide Co-58, Co-60, I-131 und Cs-137. Seit 2006 werden 300 Liter Kationenharz und 400 Liter Anionenharz eingesetzt.

Für den im Leistungsbetrieb verwendeten Mischbett-Ionentauscher wurde im Berichtszeitraum keine Änderung der Harzmischung vorgenommen. Als Kriterium für einen Harzwechsel war bis 2008 die Erschöpfung der Harze (schlechte Dekontaminationsfaktoren oder Natriumabgabe) massgebend. Die Harze waren nach diesem Kriterium 7 bis 8 Jahre im Einsatz. Im Block 2 musste während der Revisionsabstellung 2005 nach ca. 6 Jahren Betriebszeit vorzeitig ein Harzwechsel durchgeführt werden, da die Harze gegen Ende des vorangegangenen Zyklus Lithium aufnahmen, jedoch nicht stöchiometrisch Natrium abgaben. Dadurch traten Probleme bei der Einhaltung des pH<sub>300</sub> auf.

Da im Hauptkühlmittel und auf den Oberflächen der Primärkreislaufkomponenten eine steigende Konzentration von Sb-124 zu verzeichnen war, werden die Harze des Ionentauschers für den Leistungsbetrieb seit 2008 nun präventiv nach 5 Jahren Betriebszeit gewechselt. Ursache dafür ist, dass Antimon durch die stark basischen Ionentauscherharze nicht langfristig gebunden ist und deshalb im Laufe der Zeit aus dem alternden Ionentauscher wieder ausgewaschen wird. Durch einen frühzeitigen Harzwechsel kann mehr Antimon aus dem Primärkühlmittelsystem entfernt werden. Aufgrund der positiven Erfahrungen wird die Harzmischung beibehalten und das Wechselintervall auf 5 Jahre gesenkt.

### *Bor- und Lithiumkonzentration*

Ein Kationentauscher, der den Mischbett-Ionentauschern nachgeschaltet ist, dient der Rückhaltung von Cäsium und wird zur Anpassung der Lithium-Konzentration im Hauptkühlmittel verwendet. Die Harze wurden bis zu ihrer Erschöpfung bezüglich Lithium betrieben. Das führte zu einer Betriebsdauer von circa 6 Jahren. Die Harzmenge wurde beim Harzwechsel im Kationentauscher von Block 1 im Jahr 2004 und im Block 2 im Jahr 2006 von 350 auf 400 Liter Kationenharz erhöht, was bislang zu keiner markanten Betriebszeitverlängerung geführt hat.

Beim Betrieb des Kationentauschers darf es zu keiner ungewollten Erhöhung oder Senkung der Borkonzentration im Hauptkühlmittel kommen. Deshalb muss die Differenz der Borkonzentration zwischen Hauptkühlmittel und Kationentauscher weniger als 250 ppm Bor betragen. Während des Betriebs des Kationentauschers wird seit dem Jahr 2006 routinemässig eine Boranalyse durchgeführt. Vor 2006 wurden während eines Zyklus eine Boranalyse und gegebenenfalls eine Spülung der Kationenharze nur durchgeführt, wenn die Bordifferenz im Hauptkühlmittel zwischen zwei Inbetriebnahmen grösser als 250 ppm Bor betrug. Dies war im Berichtszeitraum nie der Fall.

Die Bordifferenz war während des Betriebs des Kationentauschers in beiden Blöcken ausser in drei erklärba- ren Ausnahmefällen nie grösser als 10 ppm Bor. Die Betriebsweise des Kationentauschers hat sich bewährt und wird beibehalten. Die zusätzliche Analyse der Borkonzentration nach dem Ionenaustauscher und deren Vergleich mit dem Hauptkühlmittel trägt zur Reaktivitätskontrolle bei und wird unverändert fortgeführt.

### *Wasserstoff- und Sauerstoffkonzentration, Edelgasaktivität*

Der Volumen-Ausgleichstank sammelt Ablasswasser und rücklaufendes Sperrwasser. Zudem dient er als Zu- laufbehälter für die Ladepumpen.

In diesem Tank scheiden sich die Spaltgase vom Hauptkühlmittel ab. Die Edelgaskonzentrationen im Chemie- und Volumenregelsystem zeigten in beiden Blöcken, dass es im Berichtszeitraum keine Anzeichen für Brennelements- schäden gab. Die Konzentration der Edelgase im Chemie- und Volumenregelsystem in Block 1 liegen circa 30-fach über denen von Block 2. Die Ursache liegt in der höheren Trampuran-Konzentration, verursacht durch frühere Brennelements- schäden mit Brennstoffaustrag im Block 1.

Das Wasser wird in eine H<sub>2</sub>-Atmosphäre in den Volumen-Ausgleichstank gesprüht, um es mit Wasserstoff zu sättigen. Die Messergebnisse der Wasserstoff- und Sauerstoffkonzentration im Chemie- und Volumenregel- system in beiden Blöcken zeigt, dass die Wasserstoffdosierung stets gewährleistet und dass der Sauerstoff- anteil im Primärkühlmittel gering war. Die positive Betriebserfahrung und die Zuverlässigkeit der Wasserstoff- dosierung über das Gaspolster gibt zu keinen Änderungen Anlass.

### *Borkonzentration*

In den Borsäuretanks ist ausreichend Borsäure gelagert, um das im Reaktorkühlsystem befindliche Haupt- kühlmittel vor dem Kaltfahren soweit aufzuborieren, dass die minimale Unterkritikalität im kalt-abgestellten Zustand und bei Xenon-Gleichgewicht gewährleistet ist. Deshalb ist die Konzentration und Menge an gelager- ter Borsäurelösung für die Reaktivitätskontrolle sehr wichtig und in den TS verankert.

Der Verlauf der Borsäurekonzentration der gelagerten Lösung in den Borsäuretanks in beiden Blöcken zeigt, dass die Borkonzentration durch stetiges Aufkonzentrieren (Verdunstungseffekte in den Borsäuretanks) im Laufe eines Zyklus zunimmt.

Das mehrmalige Über- und Unterschreiten der TS-Limiten der Borkonzentration im Berichtszeitraum war nicht sicherheitsrelevant, da jeweils der andere Borsäuretank verfügbar war oder die TS im jeweiligen Anlagenzu- stand nicht anwendbar waren. Aufgrund der Über- und Unterschreitungen der TS-Limiten von 20'000 und 22'500 ppm Bor liegt das geforderte Betriebsband für die Borkonzentration seit 2009 neu zwischen 21'000 und 22'000 ppm Bor, um einen ausreichenden Sicherheitsabstand zur TS-Limite zu haben. Diese Änderung hat sich bewährt und wird beibehalten.

## Beurteilungsgrundlage des ENSI

EPRI PWR Primary Water Chemistry Guidelines Vol. 1, Rev. 4 and Vol. 2, Rev. 4

EPRI Pressurized Water Reactor Primary Water Zinc Application Guidelines, Final Report, December 2006

EPRI Benchmarking Shutdown Chemistry Control Recommendations in the Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines, Final Report, June 2006

VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Teil 1: DRW-Anlagen, R 401 J.

## Beurteilung des ENSI

Das ENSI anerkennt die aus Betriebserfahrungen hervorgegangenen Änderungen wie z. B. das Herabsetzen der Harzwechselfrequenzen beim Kationentauscher-Betrieb, die Änderung des Borkonzentrations-Betriebsbands in den Borsäuretanks sowie routinemässige Boranalysen zur Bestimmung der Borkonzentration als Fortschritt. Des Weiteren wurden im Berichtszeitraum das Harzmischungsverhältnis und die eingesetzte Harzmenge im Kationentauscher, der beim Abfahren zum Einsatz kommt, optimiert. Die Anpassungen verbessern die Wasserqualität des Primärkühlmittels und das Einhalten der TS-Vorgaben.

### 4.5.3 Sekundärer Wasser-Dampf-Kreislauf

#### Angaben des KKB

Wasser und Dampf im sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf dürfen nicht zu Korrosion der Werkstoffe und deren Folgeerscheinungen führen und damit den Betrieb der Anlage gefährden. Um dies zu gewährleisten, müssen bestimmte Qualitätsanforderungen an das Dampferzeugerwasser, Speisewasser und den überhitzten Dampf eingehalten werden. Alkalisierung, Sauerstofffreiheit und weitestgehende Abwesenheit von ionalen Verunreinigungen werden durch geeignete Massnahmen erreicht. Zur Reduzierung der Metallabgaberraten und zur Vermeidung selektiver Korrosion werden die wasser- und dampfführenden Anlagensysteme mit Hydrazin alkaliert und durch einen Hydrazinüberschuss sauerstofffrei gehalten. Die Konzentration an Verunreinigungen wird durch kontinuierliche Abschlammung der Dampferzeuger niedrig gehalten. Als Zusatzwasser wird nur Wasser aus der Vollentsalzung verwendet. Die Tanks der Vollentsalzung sind nicht hermetisch abgeschlossen, so dass das Wasser darin CO<sub>2</sub>- und O<sub>2</sub>-haltig ist. Das CO<sub>2</sub> stellt in den vorherrschenden Konzentrationen chemisch kein Problem dar. Dagegen muss im Sekundärkreislauf der Sauerstoff durch Hydrazin entfernt werden. Im normalen Lastbetrieb wird die Dampferzeuger-Abschlammung über die Dampferzeuger-Abschlamm-Reinigungs-Anlage gereinigt und das Wasser dem Sekundärkreislaufwasser wieder zugeführt. Deshalb wird nur sehr wenig Zusatzwasser benötigt und die Sauerstoffkonzentration im Hauptkondensat bleibt gering.

In der TS sind keine Grenzwerte für die Sekundärwasserchemie definiert. Ausgewählte chemische Messgrößen für die Überwachung der Sekundärwasserqualität werden online gemessen und im ANIS erfasst. In der Betriebsvorschrift BV-B-L-A vom 12.10.1992 für KKB 1 und 2, Chemische Grenzwerte im Sekundärkreislauf, sind die relevanten Betriebsgrenzen genannt. Im Laborhandbuch D5, Teil 1, sind die Analysenparameter des Sekundärkreislaufwassers einschliesslich der Normal- und Grenzwerte sowie der Messintervalle aufgeführt. Im Berichtszeitraum gab es keine Grenzwert-Verletzungen.

#### *Hauptkondensat*

In der Betriebsvorschrift BV-B-L-A sind die für das Hauptkondensat geltenden Betriebsgrenzen für die online erfassten chemischen Messwerte wie Sauerstoffkonzentration und Leitfähigkeit nach Kationentauscher festgehalten.

Die Sauerstoffkonzentration im Hauptkondensat bewegte sich bei Lastbetrieb in beiden Blöcken, bis auf eine Ausnahme, immer unter der Interventionsschwelle von 12 ppb O<sub>2</sub>; in der Regel lag sie unter 5 ppb O<sub>2</sub>. Im Jahr 2002 war die Sauerstoffkonzentration im Hauptkondensat von Block 1 mehrfach geringfügig grösser als 10 ppb O<sub>2</sub>, da die DE-Abschlammung und -Entleerung von Rückführen in den Sekundärkreislauf auf Verwerfen

in den Oberwasserkanal umgestellt wurde. Damit sollte die Kieselsäurekonzentration in der DE-Abschlammung reduziert werden. Zur Kompensation des daraus resultierenden Wasserverlustes wurde viel sauerstoffreiches Zusatzwasser über die Turbogruppe TG 12 eingespiesen, was die Sauerstoffkonzentration im Hauptkondensat erhöhte.

Die Leitfähigkeit nach den Kationentauschern im Hauptkondensat bei Lastbetrieb befand sich in beiden Blöcken des KKB immer unterhalb der Interventionsschwelle von  $0,2 \mu\text{S}/\text{cm}$ .

Der pH-Wert (bei  $25 \text{ }^\circ\text{C}$ ) im Hauptkondensat wurde während des Leistungsbetriebs in beiden Blöcken zwischen 9,8 und 9,9 eingestellt. Kurzzeitige, betrieblich bedingte Veränderungen erforderten eine Anpassung der Hydrazindosierung, wodurch der pH-Wert kurzzeitig unter 9,8 gesunken ist.

#### *Dampferzeuger-Abschlammung*

In der Betriebsvorschrift BV-B-L-A sind neben der für das Hauptkondensat auch die für die DE-Abschlammung geltenden Betriebsgrenzen für die online erfassten chemischen Messwerte festgehalten. Hier sind die Natriumkonzentration und die Leitfähigkeit nach Kationentauscher relevant. Es sind Interventionslevels definiert, die die Betriebszeit einschränken, falls die Messwerte festgelegte Grenzen überschreiten.

Die Natriumkonzentration in der DE-Abschlammung bei Lastbetrieb bewegte sich in beiden Blöcken des KKB immer unter der Interventionsschwelle von 10 ppb; sie lag fast durchwegs unter 1 ppb.

Die Chloridkonzentration im Abschlammwasser war bei Lastbetrieb in beiden Blöcken fast immer unter 1 ppb.

Die Leitfähigkeit nach dem Kationentauscher lag bei Lastbetrieb in beiden Blöcken bei circa  $0,12 \pm 0,02 \mu\text{S}/\text{cm}$ . Lastschwankungen, Turbinentrips oder betriebliche Ereignisse führten zum Teil zu geringen kurzfristigen Anstiegen der Leitfähigkeit. Die Interventionsschwelle wurde nie erreicht. Durch Erhöhen der Abschlammmenge wurden rasch wieder die Normalwerte erreicht.

#### *Speisewasser*

Die Sauerstoffkonzentrationen in den beiden Speisewassertanks in Block 1 lagen bei circa 1, maximal 2 ppb. Allerdings war die Sauerstoffkonzentration vom April 2008 bis März 2009 in einem der beiden Speisewassertanks des Blocks 1 mit maximal 8 ppb  $\text{O}_2$  etwas erhöht, was mit einem Lufteinschluss in der Probenahmeleitung begründet wird. In den Speisewassertanks des Blocks 2 betrug die Messwerte durchschnittlich 2 ppb  $\text{O}_2$ . Dort wurden aber auch Maximalwerte von 10 ppb  $\text{O}_2$  festgestellt, was ebenfalls durch Luft in der Probenahmeleitung verursacht worden sein könnte.

Bei der mittelfristig geplanten Erneuerung der Online-Überwachung des Sekundärkreislaufwassers soll deshalb eine separate Online-Messung für Sauerstoff im Speisewasser installiert werden, welche kontinuierlich durchspült wird, um die oben genannte Effekte zu minimieren.

#### *Deminalisiertes Zusatzwasser*

Jeder Block hat zwei demineralisierte Zusatzwasser-Tanks, um von dort den Sekundärkreislauf zu füllen und das Wasserinventar zu ergänzen. Werte für den Normalbetrieb werden für Natrium,  $\text{SiO}_2$ , Chlorid, Sulfat und Leitfähigkeit im Laborhandbuch angegeben. Für Natrium und Chlorid sind zudem noch Grenzwerte definiert. Aufgrund ungenügender Wasserqualität musste im Block 1 zwischen 2002 und 2011 der Tank 1 dreimal und der Tank 2 einmal entleert und neu gefüllt werden. Der maximal ermittelte Natrium-Gehalt lag bei 12 ppb und war somit höher als der Grenzwert von 10 ppb. Im Block 2 erforderte die Wasserqualität dagegen keinen Wasseraustausch. Nach einem Reaktortrip am 31. Januar 2008 wurde eine erhöhte Leitfähigkeit von  $10 \mu\text{S}/\text{cm}$  im Tank 2 des Blockes 2 gemessen. Dies wurde mit zurückströmendem Wasser aus dem Sekundärkreislauf begründet.

Die praktizierte Überwachungsstrategie hat sich bewährt und muss nicht angepasst werden.

### *Korrosionsproduktbilanz und Zustand der Dampferzeuger*

Aufgrund der in den letzten 10 Jahren durchgeführten Messkampagnen „Korrosionsproduktbilanz in den Dampferzeugern“ geht das KKB davon aus, dass während der gesamten vorgesehenen Betriebsdauer von Block 1 und 2 keine chemische Reinigung der DE nötig sein wird. Auch der ermittelte Fouling Index liegt in beiden Blöcken weit unterhalb dem Wert, ab welchem eine chemische Reinigung erforderlich ist.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Technische Spezifikation KKB

VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Teil 1: DRW-Anlagen, R 401 J

VGB-Standard, Feed Water, Boiler Water and Steam Quality for Power Plants / Industrial Plants, VGB-S-010-T-00, 2011-12.EN

EPRI Pressurized Water Reactor Secondary Water Chemistry Guidelines – Revision 6, Final Report, December 2004

IAEA Safety Standards SGG-13, Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants, 2011

### **Beurteilung des ENSI**

Die Hydrazindosierung zur Reduzierung der Metallabgaberaten und zur Vermeidung von selektiver Korrosion hat sich bewährt und entspricht dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Die ermittelte Korrosionsproduktbilanz in den DE zeigt, dass keine chemische Reinigung erforderlich ist.

Generell lagen die gemessenen Analysenparameter im Bereich der Normalwerte. Nur in wenigen Fällen kam es zu höheren Werten. Alle genannten Konzentrationsänderungen konnten von KKB plausibel begründet werden. Das KKB versucht entsprechende Massnahmen zu ergreifen, um zukünftig solche Schwankungen ausschliessen zu können.

Die Sauerstoffkonzentration in den Speisewassertanks war zum Teil erhöht. Als Begründung hat das KKB Luft in der Probenahmeleitung angegeben. Deshalb ist mittelfristig geplant, eine separate Online-Messung für Sauerstoff im Speisewasser für die Überwachung des Sekundärkreislaufwassers zu installieren.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass das KKB bestrebt ist, die gute Wasserqualität auf der Sekundärseite auf hohem Niveau zu halten. Wenn notwendig, ergreift das KKB die erforderlichen Massnahmen.

## **4.5.4 Ausgewählte Analysenparameter**

### **Angaben des KKB**

#### *Primäres Zusatzwasser*

Das Primäre Zusatzwasser muss weitgehend sauerstofffrei sein, um Sauerstoffkorrosion und Ansammlungen von Knallgas im Hauptkühlmittel zu verhindern. Der KKB-interne im Laborhandbuch Teil 1, Tabelle T3 genannte Normalwert wird mit kleiner 50 ppb O<sub>2</sub> angegeben. Die internen Grenzwerte des Ressorts Chemie liegen für Sauerstoff bei 100 ppb und für die Leitfähigkeit bei 1 µS/cm.

Im Berichtszeitraum wurden in beiden Blöcken zeitweise höhere Sauerstoffkonzentrationen als 100 ppb gemessen. Im Block 2 wurde zudem die interne obere Grenze für die Leitfähigkeit überschritten. Die Überschreitungen der internen Grenzwerte wurden durch Tankinspektionen und -revisionen während den Revisionsabstellungen verursacht. Durch Entleeren und Neubefüllen der Tanks oder durch Auffüllen und gleichzeitiges Entleeren bei circa 50 % Füllmenge konnten die Werte rasch in den gewünschten Bereich korrigiert werden. Nach dem Brennelementwechsel 2009 lag die Sauerstoffkonzentration im Block 1 fortwährend nur knapp unter 100 ppb O<sub>2</sub> oder darüber. Grund dafür ist vermutlich eine Undichtigkeit der Membrane.

### *Borwasservorratstank (BOTA)*

Die Borkonzentration im BOTA muss mindestens 4000 ppm Bor betragen, damit bei einem Notfall genügend Bor über das Sicherheitseinspeisesystem eingespiessen werden kann. Dieser Wert ist in der TS verankert.

Die Borkonzentrationen im BOTA lagen bis auf eine Ausnahme immer über dieser Mindestkonzentration. Die kurzzeitige Unterschreitung der Mindestkonzentration im BOTA des Blocks 2 am 16. August 2003 mit 3979 ppm Bor wurde vor dem Übergang in den Anlagenzustand 5 (kalt-abgestellt) durch Zugabe von Borsäure korrigiert, so dass keine TS-Verletzung vorlag.

### *Druckspeicher des Sicherheitseinspeisesystems*

Gemäss TS muss die Borkonzentration in den Druckspeichern zwischen 4000 und 5000 ppm Bor liegen, um bei einem Druckabfall im Reaktorkühlsystem automatisch genügend Bor aus den Druckspeichern einspeisen zu können. Im Berichtszeitraum lagen alle gemessenen Werte der Druckspeicher von Block 1 und 2 innerhalb der TS-Limiten.

### *BE-Lagerbecken*

Die Borkonzentration im Wasser des BE-Lagerbeckens muss hoch genug sein, um eine Kritikalität der ausgeladenen Brennelemente sicher zu verhindern. Die TS gibt hierfür eine Mindestkonzentration von 2500 ppm Bor vor. Um in allen verbundenen Systemen (Reaktorgrube, Brennstofflager-Kühl- und Reinigungssystem, Containmentsprühsystem) gleiche Borkonzentrationen zu haben und Verdünnungseffekte zu verhindern, wurde die Borkonzentration im BE-Lagerbecken seit 1991 schrittweise auf etwa 4000 ppm Bor erhöht.

Das BE-Lagerbeckenwasser wird über einen Feststofffilter gereinigt. Falls Arbeiten im BE-Lager stattfinden, wird der Mischbett-Ionentauscher in Betrieb genommen. Die Anforderungen an die Wasserqualität konnten immer eingehalten werden. Durch die Borkonzentration von circa 4000 ppm Bor ist genügend Abstand zu der TS-Limite vorhanden.

### *Primäres Zwischenkühlsystem*

Das Primäre Zwischenkühlsystem ist mit Kaliumchromat als Korrosionsschutz konditioniert. Für einen optimalen Schutz wird Kaliumchromat mit einer Chromat-Konzentration grösser als 175 ppm dosiert und der pH-Wert leicht basisch zwischen 7 und 9 gehalten.

Bis auf drei Ausnahmen lagen alle gemessenen Werte im empfohlenen Bereich. Die geringfügigen Unterschreitungen der Ziel-Chromat-Konzentration waren durch das Auffüllen mit primärem Zusatzwasser nach Niveau-Tief-Alarm begründet. Die Chromat-Konzentration wurde durch Dosierung von Kaliumchromat sofort korrigiert. Es gibt keine Anzeichen (z. B. Korrosion) eines Bedarfs für eine Änderung der Konditionierung des Primären Zwischenkühlsystems.

## **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Technische Spezifikation KKB

EPRI Pressurized Water Reactor Secondary Water Chemistry Guidelines – Revision 6, Final Report, December 2004

## **Beurteilung des ENSI**

Das ENSI hat die Angaben des KKB geprüft. Die gemäss TS geforderten Borkonzentrationen im BOTA und BE-Lagerbecken konnten im Berichtszeitraum in beiden Blöcken eingehalten werden. Anhand dieser Ergebnisse sieht das ENSI keine Notwendigkeit für das KKB, die bestehende Verfahrensweise zu ändern.

Die Sauerstoffkonzentration im primären Zusatzwasser des Blocks 1 ist seit dem Brennelementwechsel 2009 fortwährend nur knapp unter 100 ppb O<sub>2</sub> oder darüber. Das KKB gibt als mögliche Ursache dafür eine Undichtigkeit der Membrane an. Zwischenzeitlich, im August 2015, hat das KKB bei einer Inspektion mittels Leckagesuchspray eine Beschädigung der Naht an der äusseren KDW-Tank-Membran identifiziert. Die Naht wurde von aussen über die ganze Länge repariert, nicht nur über den beschädigten Bereich. Ob diese Massnahme

den Sauerstoffgehalt im KDW-Tank langfristig unter 50 ppb halten kann, wird sich erweisen, wenn der Block 1 wieder in Betrieb geht. Das ENSI ist mit der vom KKB ergriffenen Reparaturmassnahme einverstanden. Im Rahmen der Aufsichtstätigkeit wird die Entwicklung der Sauerstoffkonzentration im KDW-Tank weiter verfolgt werden.

#### **4.5.5 Qualitätssicherung**

##### **Angaben des KKB**

Die Qualitätssicherung im Chemielabor soll die Richtigkeit, Reproduzierbarkeit und Zuverlässigkeit der Ergebnisse der Labor- und Online-Analysen gewährleisten. Ein wichtiger Beitrag zur externen Qualitätssicherung des Labors bietet auch die Teilnahme an WANO Peer Reviews, behördlichen Kontrollen und Ringversuchen.

##### *Chemiellabor*

Alle Messgeräte des Chemielabors sind in die Prüfmittel-Prüflisten aufgenommen worden. Für jedes Gerät wurde eine Prüfvorschrift einschliesslich Protokoll- und Nachweisblatt erstellt. Jährlich wird ein Plan aller im Folgejahr durchzuführenden Qualitätssicherungs-Massnahmen aufgestellt. Die Pläne sind für jedes Labor sowie für Labor- und Online-Messgeräte separat aufgestellt.

Der jährliche Prüfmittel-Prüfnachweis dokumentiert die Durchführung der vorgesehenen Qualitätssicherungs-massnahmen im abgelaufenen Kalenderjahr. Die Nachweise werden für jedes eingesetzte Prüfmittel einmal jährlich ausgefüllt und durch den Ressortleiter KBU-C (Abteilung Überwachung, Ressort Chemie) beurteilt.

Das Laborhandbuch, bestehend aus vier Teilen, beschreibt Art und Umfang der periodisch durchzuführenden Analysen und Messungen zur Überwachung der Systeme bzw. der Kraftwerkschemie und die Qualitätssicherung. Es basiert auf internationalen Normen und Erfahrungen sowie auf dem Kraftwerksreglement, den TS und Betriebsschemata.

Zur korrekten Probenentnahme existiert eine allgemeine Probenentnahmevorschrift, welche Richtlinien zur Entnahme und Aufbewahrung von Proben enthält.

Die Arbeitsvorschriften, die Bestandteil des Laborhandbuchs sind, enthalten jeweils den Zweck der Analyse, die Verfahrensgrundlagen, erforderliche Reagenzien und Geräte, die Durchführung der Analyse bzw. der Messung, die Ergebnisberechnung, die Genauigkeit und Nachweisgrenzen sowie Angaben zur Überprüfung und Kalibrierung.

Durch die Zertifizierung des integrierten Managementsystems ist das Chemielabor indirekt noch ISO zertifiziert. Die nächste Re-Zertifizierung ist für April 2012 geplant.

##### *Ringversuche*

Zur Qualitätssicherung der chemischen Laboranalytik und Überprüfung der Qualität der Aktivitätsmessungen nimmt das KKB an Ringversuchen teil. Folgende Massnahmen aus dem QS-Programm wurden bereits bzw. werden noch umgesetzt: Eisen wird seit 2011 mit ICP-MS-Massenspektrometrie mit induktiv gekoppeltem Plasma bestimmt; Natrium soll ab 2012 mittels Kationenionenchromatographie bestimmt werden, und zudem wurde 2010 das Photometer revidiert. Diese Änderungen wurden bzw. werden ins Laborhandbuch aufgenommen.

##### *Behördliche Kontrollen*

Sämtliche Vergleichsmessungen des ENSI bzw. BAG/URA (Bundesamt für Gesundheit, Sektion Umweltradioaktivität) zeigten, dass das KKB die Bilanzierungen der radioaktiven Abgaben korrekt durchgeführt hat. Im 3. Quartal 2002 wurde nach einem Hinweis des ENSI das Radionuklid Os-191 im Iodfilter und im 4. Quartal 2003 Te-123m im Abwasser zusätzlich ausgewertet.

### *WANO (World Association of Nuclear Operators) Peer Reviews*

WANO Peer Reviews wurden in den Jahren 2004 und 2011 durchgeführt. Ein Follow-up im Jahr 2007 zum Peer Review 2004 kontrollierte den Stand der umzusetzenden Massnahmen. Beide Male wurde Verbesserungspotential im Bereich des Gefahrstoffmanagements identifiziert, das allerdings nicht das Chemielabor betraf. 2011 wurde vom KKB eine WANO Technical Support Mission (TSM) zur Lösungsfindung angefordert. Weiter werden die Massnahmen aus den Peer Reviews und der TSM im Projekt Gefahrstoffmanagement, GEFAS, umgesetzt.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Technische Spezifikation KKB

IAEA Safety Standards SGG-13, Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants, 2011

VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Teil 1: DRW-Anlagen, R 401 J

### **Beurteilung des ENSI**

Das KKB hat gezeigt, dass es bestrebt ist, die Qualität der Analysen- und Messergebnisse regelmässig überprüfen zu lassen, um diese dauerhaft hoch zu halten. Allfälligen Besonderheiten wird nachgegangen, um, falls erforderlich, dies entsprechend zu korrigieren und zu dokumentieren. Das ENSI sieht diese Vorgehensweise als sicherheitsgerichtet an. Die daraus gewonnenen Erkenntnisse sind wie bisher zu berücksichtigen. Inwieweit die WANO Peer Reviews die Qualität der Analysen- und Messergebnisse verbessern, ist schwer abzuschätzen, da die Erkenntnisse dem ENSI nicht vorliegen.

## **4.6 Strahlenschutz**

### **4.6.1 Organisation und Prozesse des Strahlenschutzes**

Durch eine geeignete Organisation soll erreicht werden, dass die Belange des Strahlenschutzes in einem Kernkraftwerk allen betroffenen Personen bekannt und an geeigneter Stelle allgemeingültige Strahlenschutzregeln festgelegt sind. Ferner muss dafür gesorgt werden, dass fachlich ausgewiesenes Personal in genügender Zahl für den Schutz der Mitarbeitenden vor ionisierender Strahlung zur Verfügung steht.

### **Angaben des KKB**

#### *Strahlenschutzorganisation und -personal*

Alle Mitarbeitenden sind verpflichtet und persönlich dafür verantwortlich, dass die Strahlenbelastung und die Verbreitung radioaktiver Stoffe so gering wie vernünftigerweise möglich gehalten werden<sup>78</sup>.

Es gibt einen von der Kraftwerksleitung ernannten Beauftragten für Strahlenschutz<sup>78</sup>.

Die für den Strahlenschutz verantwortliche Organisation ist im Kraftwerksreglement dargestellt: Planung, Anordnung und Kontrolle aller Belange des Strahlenschutzes obliegen der Abteilung „KBU Überwachung“. Sie ist untergliedert in die Fachstelle „Besondere Aufgaben KBU-B“ und die Ressorts „Chemie KBU-C“, „Radioaktive Rückstände KBU-R“ sowie „Strahlenschutz KBU-S“. Das Ressort „Strahlenschutz KBU-S“ umfasst die drei Equipen „Allgemeine Dienste U-SA“, der auch die „Wäscherei U-SAW“ zugeordnet ist, die „Dosimetrie U-SD“ und den „Operationellen Strahlenschutz U-SO“ mit insgesamt 20 festangestellten Mitarbeitenden<sup>79</sup>. Die Zahl der Strahlenschutzsachverständigen lag im Berichtszeitraum der PSÜ 2012 bei 4 bis 6, Strahlenschutztechniker waren es 4 oder 5 und Strahlenschutzfachkräfte 5 bis 8<sup>80</sup>. Das KKB verfügt für den Normalbetrieb über eine ausreichende Anzahl an qualifizierten und vom ENSI anerkannten bzw. lizenzierten Fachleuten<sup>79</sup>.

Der Mindestbestand an Strahlenschutzmitarbeitenden umfasst gemäss Kraftwerksreglement des KKB einen Strahlenschutzsachverständigen, einen Strahlenschutztechniker und eine Strahlenschutzfachkraft<sup>78</sup>.

Die rollende Personalplanung für die Abteilung „KBU Überwachung“ des KKB wird von der AXPO mit einer Datenbank durchgeführt<sup>80, 81</sup>. Der Planungszeitraum beträgt zehn Jahre, mindestens einmal jährlich findet ein

Gespräch zur Personalplanung zwischen den Human Resources der AXPO und dem Abteilungsleiter Überwachung statt. Der Abteilungsleiter Überwachung stimmt die Personalplanung und -entwicklung im Ressort „Strahlenschutz KBU-S“ mit dem Ressortleiter ab.

Bezüglich Belehrungen und allgemeine Ausbildung für das gesamte KKB-Personal im Strahlenschutz wird vom KKB für den Berichtszeitraum der PSÜ2012 auf die Anweisungen AW-A-001, AW-A-AD-02 und AW-A-AD-003 verwiesen<sup>81</sup>. Die AW-A-001 hat den Titel „Einführung, Ausbildung und Betreuung von Fremdpersonal“ und beinhaltet auch ein Kapitel zur Einführung in den Strahlenschutz. Die AW-A-AD-02, „Aus- und Weiterbildung im KKB“ regelt die Belange hinsichtlich der Organisation und der Verantwortlichkeiten, der Ausbildungsbedarfsermittlung und der -planung, sowie die Dokumentation und Administration. Für den Strahlenschutz wird dabei zusätzlich auf die AW-U-95002 verwiesen. Die AW-A-AD-03, „Allgemeine Ausbildung KKB“, beschreibt die Planung und Durchführung der Aus- und Weiterbildung. Neu eingetretene Mitarbeiter erhalten alle vor dem ersten Arbeitseinsatz eine Kurzeinführung in den Strahlenschutz von zwei Stunden Dauer. Der Kurzeinführung folgt eine KKB interne Grundausbildung von einem bis zu vier Tagen, in Abhängigkeit vom Arbeitsgebiet. Angeschlossen wird am PSI eine Basisausbildung von einem bis zu fünf Tagen Dauer, ebenfalls in Abhängigkeit vom Arbeitsgebiet. In regelmässigen festgelegten Intervallen werden Repetitions- und Erweiterungsausbildungen im KKB und am PSI durchgeführt, die von einem bis zu drei Tage dauern. Alle drei Anweisungen waren bis Ende des Jahres 2011 gültig und wurden im Januar 2012 durch Prozesse im integrierten Managementsystem (IMS) ersetzt.

Die AW-U-95002 „Fachausbildung in der Abteilung KBU“ regelt Art, Umfang und Zuständigkeit der Fachausbildung der Mitarbeiter der Abteilung KBU<sup>81</sup>. Die zur Erfüllung der aufgabenspezifischen Anforderungen notwendige Basis-, Repetitions- und Ergänzungsausbildung ist für die einzelnen Stellen verbindlich festgelegt. Die direkten Vorgesetzten ermitteln aufgrund der Ausbildungsprogramme und der Ausbildungsdaten im Ausbildungsinformationssystem den Ausbildungsbedarf ihrer Mitarbeiter. Dabei wird die Ist-Qualifikation und das Entwicklungspotential der Mitarbeiter sowie die künftige Entwicklung am Arbeitsplatz mitberücksichtigt. Der Ausbildungsbedarf wird dokumentiert und im Rahmen der Mitarbeitergespräche mindestens jährlich nachgeführt. Für die Einarbeitung von neuen Mitarbeitern haben die Ressortleiter aufgrund einer Arbeitsplatzanalyse ein Arbeitsplatzeinweisungsprogramm festzulegen. Das Programm ist vom Abteilungsleiter zu genehmigen.

Für Anlagestillstände mit umfangreichem Arbeitspensum in der kontrollierten Zone, wie Brennstoffwechsel und Revisionsabstellungen, erfolgt speziell für den operationellen Strahlenschutz eine Unterstützung durch temporäres Strahlenschutzfachpersonal<sup>79</sup>. Für dieses Fremdpersonal wird grundsätzlich die gleiche Qualifikation verlangt wie für das Eigenpersonal. Bei der Personalrekrutierung wird grosser Wert auf KKB-Erfahrung gelegt. Die Anzahl des zusätzlichen Strahlenschutzpersonals hängt von Umfang und Art der Arbeiten ab, und sie betrug bei Revisionsabstellungen in den letzten zehn Jahren zwischen 28 und 50 Mitarbeitenden. Auch die Wäscherei und die Dosimetrie werden während der Revisionsabstellungen mit angelerntem temporärem Personal verstärkt.

#### *Strahlenschutzaufgaben und Zuständigkeiten*

Die Strahlenschutzaufgaben der Abteilung „Überwachung KBU“ sind im Kraftwerksreglement und im Strahlenschutzreglement detailliert aufgeführt<sup>78, 96</sup>.

Der Beauftragte für Strahlenschutz berät die Kraftwerksleitung in allen Belangen des Strahlenschutzes<sup>78</sup>. Er ist für die Umsetzung der gesetzlichen und behördlichen Anforderungen des Strahlenschutzes während Betrieb und Stilllegung zuständig<sup>79</sup>. Seine Aufgaben und Kompetenzen sind in einer Rollenbeschreibung im IMS beschrieben.

Der Beauftragte für Strahlenschutz darf Strahlenschutzaufgaben an ausgebildetes Strahlenschutzpersonal delegieren und Massnahmen für die Erfüllung der gesetzlichen und behördlichen Anforderungen im Bereich Strahlenschutz anordnen<sup>79</sup>. Dies umfasst das Recht, nicht vorschriftsgemäss ausgeführte Tätigkeiten zu unterbrechen und Personen, welche sich unsachgemäss verhalten bzw. Strahlenschutzvorschriften und -weisungen missachten, aus der kontrollierten Zone zu weisen<sup>78</sup>. Er hat das Recht, bei der Kraftwerksleitung An-

passungen der Sicherheitsvorkehrungen bezüglich Arbeiten mit ionisierender Strahlung und offenen radioaktiven Strahlenquellen an Erkenntnisse aus dem Betrieb der Anlagen sowie an den Stand von Wissenschaft und Technik zu beantragen.

Die Equipen „Allgemeine Dienste KBU-SA“, „Dosimetrie KBU-SD“ und „Operationeller Strahlenschutz KBU-SO“ haben folgende Hauptaufgaben<sup>79</sup>:

„Allgemeine Dienste U-SA“

- Beschaffung, Verwaltung und Wartung von Messgeräten und von Strahlenschutzmaterial
- Buchführung über im Kraftwerk vorhandenen Eich- und Prüfquellen
- Betrieb der Wäscherei in der kontrollierten Zone
- Strahlenschutzausbildung des Eigen- und Fremdpersonals
- Sicherstellung des vorschriftsgemässen Transports von radioaktiven Stoffen

„Dosimetrie KBU-SD“

- Betrieb der anerkannten Personendosimetriestelle
- Organisation der arbeitsmedizinischen Vorsorgeuntersuchungen

„Operationeller Strahlenschutz KBU-SO“

- Überwachung der Dosisleistung, der Luft- und Oberflächenkontamination in der kontrollierten Zone und auf dem Kraftwerksareal
- Einteilung der Räumlichkeiten in Zonen und Gebiete, Festlegung der notwendigen Personenschutzmassnahmen und Bereitstellung der zugehörigen Schutzmittel
- Kontrolle und Freigabe von Material, das die kontrollierte Zone verlässt
- Strahlenschutztechnische Arbeitsplatzvorbereitung und -überwachung der Tätigkeiten in der kontrollierten Zone

Die Aufgaben und Zuständigkeiten des lizenzierten bzw. anerkannten Strahlenschutzpersonals sind in der jeweiligen Funktionsbeschreibung individuell für jeden Mitarbeitenden festgelegt<sup>79</sup>. Das Freimessen von Material und Werkzeug für die Ausfuhr aus der kontrollierten Zone darf nur durch lizenziertes Strahlenschutzpersonal mit einer mindestens der schweizerischen Strahlenschutzfachkraft entsprechenden Ausbildung erfolgen.

*Strahlenschutzprozesse und -weisungen*

Die Planung und Ausführung von Tätigkeiten in der kontrollierten Zone erfolgt grundsätzlich mit Einbezug des Strahlenschutzes<sup>79</sup>.

Formal ist die Einbindung des Strahlenschutzes in den Betrieb, in die Instandhaltung während Leistungsbetrieb und Revision sowie bei grösseren Projekten im Strahlenschutzreglement<sup>82</sup>, in der Weisung „Planung von Revisionsabstellungen (RA), Brennelementwechsel (BW) und Prüfung des Abstellprogramms“<sup>83</sup>, in der Weisung „Zentrale Planung im Leistungsbetrieb“<sup>84</sup>, im Instandhaltungskonzept für das Kernkraftwerk Beznau<sup>85</sup>, in der Instandhaltungsordnung der Abteilung Maschinentchnik<sup>86</sup>, in der Instandhaltungsordnung der Abteilung Elektrotechnik<sup>87</sup> und in der Weisung „Änderungswesen Axpo Kernenergie – Lenkungsdocument“<sup>88</sup> geregelt.

Während der Berichtsperiode wurden die Anforderungen der Richtlinie ENSI G15/d, Abschnitt 4.1.2 Dosisplanungsziele ohne formalen Prozess umgesetzt<sup>79</sup>. Es wurde erkannt, dass Verbesserungspotential bei der Einbindung des Strahlenschutzes in den Prozess „Zentrale Planung“ besteht. Die dazu notwendige Anpassung des Planungstools wurde eingeleitet. Weiter wurde erkannt, dass eine Vorschrift für die Strahlenschutzplanung für den Leistungsbetrieb und für die Abstellungen RA/BW mit entsprechender Prozessdarstellung im iMS erstellt werden sollte.

Die Beschaffung, Lagerung, Ausgabe und Entsorgung von radioaktiven Strahlen- und Prüfquellen ist in der administrativen Weisung „Lagerung und Handhabung von radioaktiven Strahlen- und Prüfquellen“ dargestellt<sup>89</sup>. Sie regelt die vorschriftsmässige Buchführung über die radioaktiven Strahlen- und Prüfquellen sowie den strahlenschutzgerechten Umgang mit diesen.

Der innerbetriebliche Transport von radioaktiven Teilen ist in der administrativen Weisung „Merkblatt über die Verwendung von Maschinen, Werkzeugen und Hilfsmitteln in der kontrollierten Zone und das Sammeln der anfallenden Abfälle“<sup>90</sup> und in der Arbeitsvorschrift „Empfang radioaktiver Stoffe, innerbetrieblichen Transport, Handhabung und Lagerung“<sup>91</sup> geregelt.

#### *Eigenbewertung des KKB*

Die Organisation und Verantwortlichkeiten im Bereich Strahlenschutz sind klar geregelt<sup>79</sup>. Die erforderlichen betrieblichen Weisungen, Handbücher und Dokumente sind vorhanden und werden laufend aktualisiert.

Das Ausbildungskonzept für den Strahlenschutz hat sich bewährt. Die Ausbildung für das Eigen- und Fremdpersonal erfolgt tätigkeitsbezogen und stufengerecht.

Die Personalstärke des Ressorts Strahlenschutz entspricht den Anforderungen. Bei Bedarf wird der Strahlenschutz mit qualifiziertem Fachpersonal verstärkt. Dabei wurde darauf geachtet, möglichst Personal mit KKB-Erfahrung einzustellen. Die Erfahrungen mit dem eingesetzten Strahlenschutzfremdpersonal waren gut.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

#### *Strahlenschutzorganisation und -personal*

Art. 16 StSG

Art. 7, 20 und 22 KEG

Art. 7, 30 und 31 KEV

Art. 16, 18 und 132 Abs. 2-4 StSV

Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung (SR 814.501.261)

Richtlinien HSK-R-37<sup>92</sup>, ENSI-B13<sup>93</sup> und ENSI-G07<sup>94</sup>

#### *Strahlenschutzaufgaben und Zuständigkeit*

Art. 11, 12 und 16 StSG

Art. 7, 8 und 41 sowie Anhang 3 KEV

StSV

#### *Beurteilungsgrundlagen Strahlenschutzprozesse und Weisungen*

Art. 6, 132 Abs. 1 StSV

Richtlinie ENSI-G15<sup>104</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Strahlenschutzorganisation und -personal*

Alle im KKB arbeitenden Personen sind korrekterweise für den Strahlenschutz verantwortlich. Die Gliederung der Abteilung „KBU Überwachung“ in Ressorts und Equipen ist in den vom KKB eingereichten Dokumenten dargestellt. Sie ist für die Bewältigung der Aufgaben im Strahlenschutz geeignet und erfüllt die rechtlich geforderten Bedingungen an eine Strahlenschutzorganisation.

Während des Berichtszeitraums waren genügend viele Personen mit anerkannter Strahlenschutzausbildung als regulärer Personenbestand vorhanden. Die Betriebserfahrung zeigt, dass die Zahl der Strahlenschutzsachverständigen angemessen war. Zudem wird während der Revisionen und anderen grösseren Vorhaben zusätzlich Fremd-Strahlenschutzpersonal mit adäquaten Ausbildungen verpflichtet. Die vorausschauende

Personalplanung wurde während der Berichtsperiode gelebt. Es erfolgten angemessene Aus- und Weiterbildungen des Personals im Strahlenschutz.

Aufgrund der Betriebserfahrung, über die sich das ENSI durch Inspektionen, Fachgespräche, Meldungen und Berichterstattung kontinuierlich informiert, ist diese Anzahl an Strahlenschutzpersonal mit anerkannten Ausbildungen für die Gewährleistung eines vorschriftsgemässen Strahlenschutzes während des Normalbetriebs ausreichend.

Der Unfall von Fukushima hat gezeigt, dass die bisherigen Vorgaben zum Bestand an Strahlenschutzpersonal zur Beherrschung schwerer Unfälle nicht ausreichend sind<sup>95</sup>. Diese Erkenntnis betrifft prinzipiell alle Schweizer Kernkraftwerke. Deshalb wird das ENSI ausserhalb der Beurteilung der PSÜ entsprechende Gespräche zum Mindest-Personalbestand und zu Änderungen der Kraftwerksreglemente führen.

#### *Strahlenschutzaufgaben und Zuständigkeit*

Die Nennung der Aufgaben des Bewilligungsinhabers im Bereich Strahlenschutz ist im Wesentlichen auf zwei Reglemente<sup>78, 96</sup> verteilt. Den zuständigen Organisationseinheiten oder Funktionsträgern im Strahlenschutz sind entsprechende Aufgaben zugeteilt. Das lizenzierte Strahlenschutzpersonal hat das notwendige Weisungsrecht zur Durchsetzung von Strahlenschutzbelangen. Das Freimessen von Material und Werkzeug ist entsprechend den rechtlichen Vorgaben umgesetzt.

#### *Strahlenschutzprozesse und -weisungen*

Das KKB hat ein Qualitätsmanagementsystem mit Prozessen zur Einbindung des Strahlenschutzes bei Tätigkeiten in der kontrollierten Zone. In Weisungen, wie Quelleninventarisierung, innerbetriebliche Transporte etc., sind die Details umfänglich im Strahlenschutzhandbuch geregelt<sup>97</sup>. Die Weisungen beinhalten auch Kapitel zur Überwachung der Einhaltung. Die Strahlenschutzplanung inklusive Optimierung wurde in der Berichtsperiode ohne formalen Prozess umgesetzt. Das KKB hat diesbezüglich Verbesserungspotential erkannt und die dazu notwendigen Arbeiten zur Implementierung eines Prozesses begonnen.

#### *Fazit*

Das ENSI stellt fest, dass die Strahlenschutzorganisation inkl. personeller Ressourcen, Aufgaben, Zuständigkeiten, Prozesse und Weisungen mit den gesetzlichen Vorgaben überwiegend übereinstimmen. Aufgrund des oben beschriebenen Verbesserungspotenzials innerhalb der KKB-Dokumente ist deren Überarbeitung notwendig, aber nicht dringend. Aufgrund der Veröffentlichung der Richtlinie ENSI-G09<sup>53</sup> und der damit verbundenen Forderung, die Betriebsdokumentation an die detaillierten Anforderungen der Richtlinie ENSI-G09<sup>53</sup> anzupassen, wird hier auf eine spezifische Forderung verzichtet.

### **4.6.2 Zonenkonzept**

Das Zonenkonzept, d. h. die Einstufung der Räume und Bereiche der kontrollierten Zone in Zonen- und Gebietstypen sowie die Festlegung der damit verbundenen Schutzmassnahmen, ist eine wichtige Vorkehrung im Strahlenschutz. Das Zonenkonzept kann grob unterteilt werden in ein Konzept zum Einschluss radioaktiver Stoffe (Barrierenkonzept) und in ein Konzept zur Verhinderung oder Reduktion externer Exposition (Abschirmungs- und Schliesskonzept).

Der gestaffelte Einschluss offener radioaktiver Stoffe wird in Kernanlagen durch mehrere Barrieren und Zonengrenzen gewährleistet. Die wichtigsten Barrieren sind die Brennstoffmatrix und -hüllrohre, der Primärkreislauf, das Containment sowie die Lager- und Transportbehälter. Deren Integrität wird in dieser Stellungnahme gesondert behandelt (vgl. Kapitel 4.4, 4.7 und 5.3). Für alle anderen Barrieren ist ein Konzept mit allgemeinen baulichen, technischen und administrativen Anforderungen zu erstellen, welches einerseits die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07<sup>116</sup> für die unterschiedlichen Zonentypen und andererseits die unterschiedlichen Barrierenarten zwischen den Systemen berücksichtigt. Ausgehend von diesem Konzept sind je nach Gefährdungsgrad und Betriebserfahrung spezifische Massnahmen für jeden Raum der kontrollierten Zone und für jede mögliche Verbindung zwischen den Systemen innerhalb der Zone bei der Auslegung neuer Anlagen oder bei

Änderungen zu planen und auszuführen. Die Integrität bzw. Funktionalität dieser Massnahmen sind während des Betriebs kontinuierlich oder periodisch zu überprüfen.

Analog zum Barrierenkonzept sind die Räume, gestaffelt nach potenziell vorliegender Dosisleistung, unterschiedlichen Gebietstypen zugeordnet. Schutzmassnahmen wie Zutrittsbeschränkungen oder Überwachungs-massnahmen (kontinuierliche Ortsdosisleistungs-Messungen mit Alarmierung) richten sich nach dem im Abschirmungs- und Schliesskonzept festgelegten Gebietstyp.

### **Angaben des KKB**

#### *Zonen- und Gebietseinteilung*

Die Strahlenschutzvorschrift SU-U-002<sup>98</sup> beschreibt die Einteilung der kontrollierten Zone entsprechend der vorhandenen oder potentiell möglichen radiologischen Situation in die Zonentypen 0 bis IV<sup>79</sup>. Zonenpläne in den Beilagen der SU-U-002 vermitteln einen Überblick über die Grundeinteilung der kontrollierten Zone in Zonentypen. Mit dieser Einteilung sollen Personenkontaminationen und Inkorporationen sowie Kontaminationsverschleppungen verhindert werden.

Zusätzlich zur Einteilung der kontrollierten Zone in Zonen erfolgt gemäss HSK-R-07<sup>116</sup> in der SU-U-002<sup>98</sup> eine Einteilung in Gebiete<sup>79</sup>. Treten an normal zugänglichen Stellen erhöhte Werte der Dosisleistung auf und lassen sich diese nicht eliminieren oder abschirmen, sind diese Gebiete zu signalisieren und falls nötig abzusperrern<sup>6, 7</sup>. Die Einteilung erfolgt je nach vorhandenem oder möglichem Strahlenpegel. Diese Unterteilung hat zum Ziel, unzulässige oder unnötige Bestrahlungen zu vermeiden und Personendosen so niedrig wie vernünftig möglich zu halten. Räume und Gebiete mit Ortsdosisleistungen (ODL) über 100  $\mu\text{Sv/h}$  werden mit Schildern bzw. Abschrankungen gekennzeichnet. Zutrittsbedingungen oder maximale Aufenthaltsdauer werden am Eingang auf Schildern bekannt gegeben. Räume und Gebiete mit einer ODL über 1000  $\mu\text{Sv/h}$  werden abgesperrt und dürfen nur mit Strahlenschutz- oder Schichtchefbewilligung betreten werden.

#### *Anforderungen an die kontrollierte Zone*

Aktivitätsführende Systeme müssen durch mindestens zwei Barrieren von der Umwelt getrennt sein, da der Ausfall einer Barriere gemäss Zwei-Barrieren-Prinzip nicht zu einer signifikanten, nichtbilanzierten Aktivitätsabgabe führen darf<sup>79</sup>. Muss eine notwendige Barriere planmässig vorübergehend aufgehoben werden, so ist sie in diesem Zeitraum durch eine temporäre Barriere zu ersetzen. Barrieren können Materialbarrieren (z. B. Rohrwand) oder auch Druckbarrieren (z. B. gerichtete Strömung bei Gasen) sein. Zur korrekten Bilanzierung radioaktiver Abgaben muss sichergestellt werden, dass diese über die überwachten Pfade (Kamine und Abgabelleitungen) erfolgen und keine signifikanten Aktivitäten auf nichtüberwachten Pfaden aus der kontrollierten Zone in die Umwelt gelangen können.

Bezüglich der Unterdruckstaffelung an der Notschleuse wurde vom ENSI bei einer Inspektion eine Abweichung von der Richtlinie HSK-R-07 festgestellt: Die Luftströmung war aus dem Containment (mit Zonentypen II bis IV) in das Nebengebäude (Zonentyp I) gerichtet<sup>99</sup>. Das KKB hat daraufhin ein Konzept für technische und organisatorische Massnahmen zur Gewährleistung des Zwei-Barrieren-Kriterium erstellt und umgesetzt.

Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 (Normalbetrieb und Betriebsstörungen) sollen signifikante, nichtbilanzierte Abgaben aus den Blöcken 1 und 2 des KKB und damit meldepflichtige Ereignisse gemäss Richtlinie ENSI-B03, Pkt. 5.1.1.4 h durch Anwendung des Zwei-Barrieren-Konzeptes vermieden werden. Ausserdem dient es zur Sicherstellung der Einhaltung der Artikel 79, 80 und 94, Absatz 2 und 3 der StSV, d. h. eine unkontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe wird im Normalbetrieb und bei Störungen vermieden, und die Dosis der betroffenen Bevölkerung gemäss Artikel 94 StSV wird bei Störungen oder Störfällen nicht überschritten. Ebenso wird mit der Umsetzung des Konzeptes eine Abgabe über einen nicht erlaubten Abgabepfad vermieden. Selbst beim Ausfall einer Barriere erfolgt keine signifikante Abgabe radioaktiver Stoffe. Die nicht signifikanten Abgaberate sind folgendermassen definiert:

- Aerosole  $7 \cdot 10^5$  Bq/Woche
- Iod  $5 \cdot 10^5$  Bq/Woche

- Edelgase  $1,2 \cdot 10^{10}$  Bq/Woche

### *Überprüfung der Integrität der Barrieren und Zonengrenzen*

Für beide Blöcke waren vom KKB systematische Überprüfungen von allfälligen nicht überwachten Emissionspfaden vorzunehmen und Schwachstellen zu beseitigen<sup>79</sup>. Für flüssige und gasförmige Abgaben im Normalbetrieb wurde die Einhaltung des Zwei-Barrieren-Kriteriums vom Arbeitsteam "Potentielle nichtüberwachte Emissionspfade" überprüft. Die Ergebnisse der Überprüfung wurden dokumentiert und, wo erforderlich, Massnahmen zur Beseitigung der Mängel festgelegt. Zu den getroffenen Massnahmen zählen z. B. der Einbau von Rückschlagklappen im alternativen BE-Lager-Kühlsystem FEC sowie die Beschriftung von Gebäudedurchdringungen. Die jeweils getroffene Zoneneinteilung wurde vom Strahlenschutz durch Luft- und Wischtestproben laufend überprüft. An Gebäudeöffnungen wurde die Luftströmung ins Gebäude auf Anordnung des Strahlenschutzes durch den Betrieb sichergestellt. Im Berichtszeitraum erfolgte keine signifikante Aktivitätsfreisetzung. Mit dem Zwei-Barrieren-Konzept wird der Einschluss radioaktiver Stoffe gemäss der Richtlinie HSK-R-07 sichergestellt; es hat sich bewährt.

### *Abschirmung*

Für die Auslegungen der Abschirmungen werden für jeden Ort die dort maximal auftretenden Strahlenquellen zugrunde gelegt<sup>6, 7</sup>. Wandstärke und Werkstoff der Abschirmungen sind so bemessen, dass die für die Bevölkerung und für beruflich strahlenexponierte Personen zulässigen Dosisgrenzwerte gemäss den schweizerischen strahlenschutztechnischen Verordnungen und Richtlinien nicht überschritten werden.

Die bedeutendsten Strahlenquellen bilden der Reaktor sowie diejenigen Komponenten, die Hauptkühlmittel enthalten, wie z. B. das Reaktorkühlsystem oder die Komponenten des Chemie- und Volumen-Regelsystems. Bei den Quellen in flüssigen Abfällen handelt es sich um Spaltprodukte, welche als Leckage durch die Brennstabhüllrohre ins Kühlmittel gelangen und um aktivierte Korrosionsprodukte.

Abgeschirmt sind auch diejenigen Komponenten, die grosses Aktivitätsinventar enthalten, wie z. B. die Filter der Rückstandsaufbereitung, das Lager und die Handhabungseinrichtungen für radioaktive Abfälle sowie die Brennelementlager. Abgeschirmt sind ebenfalls diejenigen Räume, die während oder nach einem Störfall zugänglich sein müssen, wie Hauptkommandoraum, Notstandleitstand usw. Fest installierte Abschirmungen sind z. B. die Aussenmauern der Gebäude sowie die Trennwände innerhalb der Gebäude. Die Sicherheitsgebäudehülle bildet eine Abschirmung der Umgebung gegenüber der bei einem Störfall innerhalb der Stahldruckschale freigesetzten Aktivität. Temporäre Abschirmungen werden für Reparaturen und Instandhaltungsarbeiten im Bedarfsfall eingerichtet.

### *Zutrittsbedingungen: Personen- und Material*

Die kontrollierte Zone umfasst alle Gebäude bzw. Gebäudeteile, in denen mit offenen radioaktiven Stoffen umgegangen wird oder in denen Personen einer Strahlenexposition von mehr als 1 mSv/Jahr ausgesetzt sein können<sup>79</sup>. Zur kontrollierten Zone gehören die Sicherheitsgebäude 1 und 2, die primären Nebengebäude 1 und 2, die BE-Lager 1 und 2, das Lager für radioaktive Abfälle des ZWIBEZ und im Mehrzweckgebäude das Mausoleum. Je nach Betriebsart wird der Umladebereich des ZWIBEZ gemäss einer Administrativen Weisung<sup>100</sup> temporär zur kontrollierten Zone erklärt.

Der Zutritt zur kontrollierten Zone erfolgt über die Primärgarderoben im Block 2 oder im Block 1 über die Damen- oder Herrengarderobe Chemie<sup>79</sup>. Die Primärgarderoben entsprechen dem Konzept nach HSK-R-07<sup>116</sup> und sind nach dem Stand der Technik ausgerüstet.

Die Bestimmungen für den Zutritt zur kontrollierten Zone sind im Strahlenschutzreglement<sup>96</sup> festgelegt. Aufgrund derer Befolgung betritt nur entsprechend ausgebildetes, mit Dosimetern ausgestattetes Personal die kontrollierte Zone<sup>79</sup>. Es wird bei den zutrittsberechtigten Personen unterschieden zwischen

- beruflich strahlenexponierten Personen gemäss StSV, Anhang 1,
- anderen Personen, deren Strahlenexposition auf 1 mSv pro Jahr limitiert ist, sowie

- Besuchern, deren Strahlenexposition für die Dauer des Besuchs auf 0,2 mSv limitiert ist.

Für bestimmte Gebäude und das Fremdpersonal gelten zusätzlich erlassene Vorschriften.

Das Einschleusen von Gegenständen ist in einer Administrativen Weisung<sup>101</sup> geregelt. Grundsätzlich dürfen nur Gegenstände in die kontrollierte Zone eingeführt werden, die dort benötigt werden.

#### *Austrittsbedingungen: Personen- und Materialfreimessung*

Vor dem Verlassen der kontrollierten Zone haben sich alle Personen unter Verwendung der Personenmonitore auf Kontamination zu überprüfen<sup>79</sup>. Bei festgestellter Kontamination im Hals- und Kopfbereich wird nach erfolgter Dekontamination sofort eine Inkorporationsmessung auf dem Quickcounter durchgeführt. Wird eine Person so stark kontaminiert, dass sie sich nicht selbst reinigen kann, ist unverzüglich der Strahlenschutzpförtner, der Strahlenschutz-Tageskontrolleur oder bei deren Abwesenheit der Schichtchef zu informieren. Ein Strahlenschutzmitarbeiter unterstützt bei der Dekontamination und legt die Bedingungen fest, unter denen die betroffene Person die kontrollierte Zone verlassen darf.

Im Notfall darf die kontrollierte Zone auch durch Fluchttüren verlassen werden, falls der Fluchtweg über die Garderobe nicht gefahrlos begehbar ist.

Sämtliches Material, welches aus der kontrollierten Zone ausgeschleust wird, muss durch Mitarbeiter des Resorts KBU-S freigemessen werden<sup>90</sup>. Für das manuelle Freimessen ist eine Mindestqualifikation als Strahlenschutz-Fachkraft notwendig<sup>101</sup>. Die Freimessung von Geräten, Werkzeugen, Maschinen usw., die nach dem Ausschleusen weiterverwendet werden, ist zu protokollieren. Für das Öffnen der Wandtore und Aussentüren der Blöcke 1 und 2 ist eine Freigabe der primärseitig zuständigen Strahlenschutz-Fachkraft notwendig. Die Bewegungen sind zu protokollieren und so kurz als möglich zu halten.

#### *Unterdruckhaltung, gerichtete Luftströmungen*

Die Luft aus der kontrollierten Zone wird von den Fortluftanlagen gezielt erfasst, gefiltert und kontrolliert über den Fortluftkamin abgegeben<sup>6, 7</sup>. Zudem wird durch die Lüftungssysteme in den Gebäuden ein Unterdruck erzeugt, der eine gerichtete Strömung von aussen nach innen erzeugt. Innerhalb der Gebäude sorgt eine Druckstaffelung in den einzelnen Räumen für eine gerichtete Strömung von Räumen mit niedriger Luftkontamination in Räume mit potentiell höherer Kontamination.

Nebengebäude, Notstandgebäude, Hauptkommandoraum und Notstandleitstand verfügen jeweils über eigene Aussenluft- und Fortluftanlagen. Räume, in denen grössere Wärmebelastungen auftreten, werden durch eigene Umluftanlagen gekühlt.

Die Lüftungssysteme des Nebengebäudes und des Notstandgebäudes dienen der Temperaturhaltung oder der Lufterneuerung für Räume, in denen sich Personen aufhalten, wie Labors, Hauptkommandoraum, Notstandleitstand usw.

#### *Eigenbewertung des KKB*

Während der Berichtsperiode erfolgte keine messbare, signifikante Aktivitätsabgabe über einen nicht bilanzierten Pfad<sup>79</sup>. Somit haben sich das Zonen- und das Zwei-Barrieren-Konzept bewährt.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 58, 59 und 71 StSV

Richtlinien HSK-R-07<sup>116</sup>, HSK-R-48<sup>102</sup> und ENSI-A03<sup>2</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Zonen- und Gebietseinteilung*

Die in der Strahlenschutzvorschrift SU-U-002<sup>98</sup> dargestellte Einteilung der kontrollierten Zonen in Gebietstypen für den Vollastbetrieb und während des Stillstands sowie in Zonentypen erfüllt die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-07.

### *Anforderungen an die kontrollierte Zone*

Das im KKB angewendete Zwei-Barrieren-Prinzip bedeutet, dass durch zwei gestaffelte Barrieren das Entweichen von radioaktiven Stoffen vermieden wird. Das Konzept setzt die Bedingungen der Richtlinie HSK-R-07/d um und entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik.

### *Überprüfung der Integrität der Barrieren und Zonengrenzen*

Zur Überprüfung des Barrieren- und Zonenkonzepts hat das KKB die Grenzen der kontrollierten Zone von innen und aussen begutachtet und untersucht. Das ENSI schliesst sich der Aussage an, dass im Berichtszeitraum keine signifikante Aktivitätsfreisetzung erfolgte und dass der Einschluss radioaktiver Stoffe sichergestellt war und ist. Kleinere Verbesserungsmöglichkeiten wurden vom KKB entdeckt und umgesetzt, weitere Optimierungen sind geplant und werden vom ENSI innerhalb der normalen Aufsichtstätigkeit verfolgt.

### *Abschirmung*

Zusätzlich zu fest installierten, in erster Linie baulichen Abschirmungen werden temporäre Abschirmungen bei Arbeiten in besonders strahlenintensiven Bereichen eingesetzt. Dies geschieht während den Revisionsabstellungen oder den BE-Wechseln, sowie bei erforderlichen Instandsetzungsarbeiten, wobei fallweise ein spezifisches Abschirmkonzept ausgearbeitet wird. Anstelle der mit Expositionen verbundenen Anbringung von Abschirmungen werden im KKB häufig auch Anlagenteile grossflächig abgesperrt, wenn dort keine Arbeiten durchgeführt werden. Das ENSI hat bei seinen Inspektionen im KKB den wirksamen Einsatz von Abschirmungen und das Einhalten der Zutrittsbeschränkungen zu abgesperrten Bereichen beobachtet.

### *Zutrittsbedingungen: Personen und Material*

Die vom KKB allgemein angegebenen Bedingungen für den Zutritt der jeweiligen Personengruppe zur kontrollierten Zone und das Einschleusen von Gegenständen werden vom ENSI akzeptiert.

### *Austrittsbedingungen: Personen- und Materialfreimessung*

Durch die obligatorischen Freimessungen von Personen und Material wird die Verschleppung von Kontamination aus der kontrollierten Zone nach aussen unterbunden. Die regelmässig vorgenommenen Triagemessungen (vgl. Kapitel 4.6.4) sind geeignet, Inkorporationen mit einer Folgedosis über 1 mSv festzustellen.

### *Unterdruckhaltung, gerichtete Luftströmungen*

Die Lüftungsanlagen entsprechen hinsichtlich einer gestaffelten Unterdruckhaltung, der gerichteten Luftströmungen und der Luftwechselraten den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07. Aufgrund der positiven Betriebserfahrung mit den Lüftungsanlagen geht das ENSI davon aus, dass die Zuverlässigkeit dieser Systeme sichergestellt ist. Als Folge von Beobachtungen des ENSI an der Notschleuse im Block 2 (vgl. Angaben des KKB zu Anforderungen an die kontrollierte Zone) hat das KKB administrative Massnahmen ergriffen, die insbesondere das Offenhalten von Toren und Türen auf ein unbedingt notwendiges Mass beschränken.

### *Fazit*

Bezüglich der Integrität der Zonengrenzen, der Barrieren zwischen Systemen sowie weiteren Anforderungen an die Kontaminationszonen ist das KKB auf dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die Anlage erfüllt in diesen Punkten die gesetzlichen und behördlichen Vorgaben.

## **4.6.3 Massnahmen zur Reduktion der Dosis und der Kontamination**

### **Angaben des KKB**

#### *Begrenzung und Optimierung der Strahlenexposition (ALARA)*

Die gesetzlich vorgeschriebene Dosisoptimierung<sup>79</sup> wird durch folgende Massnahmen erreicht:

- Jobdosisplanung und -überwachung mit elektronischem Dosimetriesystem
- Einsatz temporärer Abschirmungen

- Ausbildung und Training
- ALARA-Team
- Ermittlung aktivierbarer, dosisleistungsrelevanter Werkstoffe

#### *Strahlenschutzplanungen, Vorbereitung und Kontrolle der Planungsziele*

Die Planung und Ausführung von Tätigkeiten in der kontrollierten Zone erfolgt grundsätzlich mit Einbezug des Strahlenschutzes<sup>79</sup>. Diese umfasst die detaillierte Strahlenschutzplanung für Revisionsabstellungen und Brennelementwechsel (RA/BW) inkl. Auswertung der Jobdosimetrie, die Abschätzung der Kollektivdosis für den Leistungsbetrieb, die Mitarbeit bei der Planung von Tätigkeiten in der kontrollierten Zone inkl. Optimierung und die strahlenschutztechnische Überwachung innerbetrieblicher Transporte radioaktiver Stoffe. Die Strahlenschutzplanung für die Revisionsabstellung und den Brennstoffwechsel wird jeweils in einer technischen Mitteilung festgehalten. Die Auswertung der Jobdosisplanung erfolgt im entsprechenden Strahlenschutzbericht.

Die Auswertung der Strahlenschutzplanung für RA/BW während der Berichtsperiode<sup>79</sup> zeigt, dass die meisten grösseren Abweichungen zur Plandosis mit Ungenauigkeiten bei den Planungsgrundlagen (Mannstunden, Dosisleistung am Arbeitsort und Arbeitsabläufe) begründet werden können. Unterschreitungen der Plandosen wurden vielfach durch nachträgliche Optimierungen der Arbeitsabläufe erzielt.

Die Ergebnisse der Strahlenschutzplanung für die Kollektivdosen entsprechen den Erwartungen des KKB<sup>79</sup>. Die Abweichungen zur Plandosis für einzelne Tätigkeiten (Jobdosen) betragen hingegen für über die Hälfte der Tätigkeiten mehr als +/-20 %. Für regelmässig ausgeführte Tätigkeiten wie z. B. BE-Wechsel, Reinigung und Gerüstbau nehmen die Abweichungen von der Planungsdosis mit der Zeit ab. Für selten ausgeführte Tätigkeiten ist hingegen kein Trend zu einer genaueren Dosisplanung ersichtlich. In diesen Fällen könnte die Planungsgenauigkeit durch Verbesserungen beim Ermitteln der Planungsgrundlagen erhöht werden.

Das elektronische Dosimetriesystem erlaubt eine Job-spezifische Dosiserfassung. Die damit festgestellte Kollektivdosis für eine bestimmte Tätigkeit wird mit dem Ansatz aus der Jobdosisplanung verglichen. Das Ergebnis dieses Vergleichs dient in den Folgejahren als Erfahrungsbasis für neue, optimierte Jobdosisplanungen.

#### *Ausbildung und Training*

Für bestimmte, Dosis-intensive Tätigkeiten wird entsprechend der Jobdosisplanung vorab ein auftragsbezogenes Training durchgeführt, beispielsweise

- 2010 - Mockup-Training zu den Reparaturen an den mittleren Lippendichtschweissnähten der Gehäuse für die Steuerstab-Antriebsstangen, Block 1.
- 2011 - Mockup-Training zu den Arbeiten in den Wasserkammern der Dampferzeuger, Block 2<sup>79</sup>.

Des Weiteren leistet auch eine zielgerichtete Ausbildung des Betriebs- sowie des Revisionspersonals hinsichtlich strahlenschutztechnischer Aspekte einen wesentlichen Beitrag zur Minimierung der Kollektivdosis.

#### *Personendekontamination*

Die Grundsätze für die Personendekontamination sind in der Strahlenschutzvorschrift SU-U-009<sup>106</sup> festgehalten. Die Verantwortlichkeiten, die Verfahren für die Dekontamination, die Überprüfung auf Inkorporation und die Dokumentation sind darin geregelt.

#### *ALARA-Team*

Das ALARA-Team wurde 1998 gegründet, um noch gezielter Verbesserungen erreichen zu können, die Arbeitsplanung hinsichtlich des Strahlenschutzes weiter zu optimieren und die interdisziplinäre Zusammenarbeit auf dem Gebiet des Strahlenschutzes auszubauen<sup>79</sup>. Das Team setzt sich aus Vertretern der Abteilungen Betrieb, Maschinentechnik, Elektrotechnik und Überwachung (Strahlenschutz) zusammen. Durch die Teamzusammensetzung ist die für die zweckmässige Arbeit notwendige Verbindung von Betrieb, Instandhaltung und Strahlenschutz sichergestellt.

Das ALARA-Team hat den Auftrag, die geplanten Arbeiten unter Strahlenschutzaspekten kritisch zu hinterfragen, weiteres Verbesserungspotential festzustellen und die Abläufe der durchzuführenden Arbeiten im Strahlenfeld zu optimieren, um Dosis und wenn möglich, auch Kosten einzusparen. Neben den vorbereitenden Arbeiten werden auch ausgewählte Tätigkeiten mit den höchsten Dosisbelastungen aus dem Vorjahr kritisch hinterfragt und auf Verbesserungen überprüft. Weitere Aufgaben sind die Auswertungen von Erfahrungen und relevanten Ereignissen in anderen Kernkraftwerken.

Folgende Verbesserungen wurden durch das ALARA-Team erreicht:

- Arbeitsplatzbezogene Reduktion der ODL durch Optimierung von Abschirmungen und deren vorgängige Planung
- Verbesserung der Dosisplanung durch genauere Angaben der Sachbearbeiter zur Aufenthaltsdauer und der durchzuführenden Tätigkeiten vor Ort

Durch das ALARA-Team wurden auch Mockup-Trainings geplant. In diesen Mockup-Trainings wurden Abläufe am Modell vor deren Ausführung bezüglich Aufenthaltszeit im Strahlenfeld und Arbeitsergonomie optimiert. Das ALARA-Team hat im Vorfeld Einfluss auf die zeitliche Staffelung von Tätigkeiten genommen. Auf diese Weise konnten Abschirmungen für mehrere Arbeiten genutzt werden. Durch optimierte zeitliche Abfolgen konnten auch Eigenabschirmungen (wie gefüllte oder gezielt entleerte Systeme wie zum Beispiel der Restwärmekühler) zur Reduktion der Jobdosen beitragen.

#### *Ermittlung aktivierbarer, dosisleistungsrelevanter Werkstoffe*

Für den radiologischen Arbeitsschutz sind die ODL an den Primärkreislaufkomponenten wie Dampferzeuger und Hauptkühlmittelleitungen von grosser Bedeutung<sup>79</sup>. Die zur Dosisleistung beitragenden Nuklide sind Co-60, Co-58 und Sb-124. Die Beiträge von weiteren Nukliden, wie Mn-54, Fe-59, Zn-65 und Ba-140/La-140 sind vernachlässigbar.

Das Co-60 liefert mit ca. 90 % den höchsten Beitrag zur ODL und ist somit derzeit das die ODL bestimmende Nuklid in beiden Blöcken. Der Anteil des Co-58 hat sukzessive abgenommen und beträgt nur noch ca. 3 % der ODL im Block 1 und 6 % der ODL im Block 2. Der Anteil des Sb-124 ist ebenfalls minimal. Im Block 1 beträgt dieser ca. 6 % der ODL und im Block 2 ist er mit ca. 1 % der ODL vernachlässigbar gering.

Im Block 1 war der Anteil des Sb-124 im Jahr 2008 auf ca. 13 % der ODL angestiegen. Daraufhin wurde ein Arbeitsteam „Antimonquelle“ mit Vertretern aller relevanten Abteilungen gegründet, um die Ursache des Anstieges und die Quelle des Sb-124 aufzufinden und einen weiteren Anstieg zu vermeiden.

Antimon ist in den Sekundärquellenstäben enthalten, die in den ersten Zyklen benötigt wurden und heute in den Brennelementlagerbecken B stehen. Die insgesamt fünf Sekundärquellenelemente (drei im Block 1 und zwei im Block 2) enthalten Sekundärquellenstäbe mit Tabletten einer Antimon-Beryllium-Legierung, die mit rostfreiem Stahl umhüllt sind. Ausserdem befindet sich in den Brennelementlagerbecken von beiden Blöcken jeweils ein Sammelbehälter mit Teilen von zerschnittenen Sekundärquellstäben.

Als Ursache für den Anstieg des Sb-124 im Jahr 2008 wird eine erhöhte Antimonabgabe eines Betriebsfilters vermutet, dessen Harze im Laufe der Jahre mit Antimon gesättigt wurden. Die Harze dieses Filters wurden daraufhin sofort gewechselt und ein Wechsel-Intervall von 5 Jahren eingeführt.

Da der Anteil des Sb-124 nicht weiter zugenommen, sondern im Gegenteil, wieder abgenommen hat, widmete sich das Arbeitsteam ab dem Jahr 2010 auch dem Co-60. Das Arbeitsteam wurde daraufhin in „Antimon-/Kobaltquelle“ umbenannt.

Der Austausch der kobalthaltigen Stellitsitze von Ventilen ist nicht möglich. Es wurde jedoch in einer Vorschrift<sup>103</sup> auf die sorgfältige Reinigung dieser Ventilsitze hingewiesen.

Ein weiteres Ergebnis des Arbeitsteams war die Schulung und Sensibilisierung der Mitarbeiter über die Risiken von Kobalt und Antimon vor allem bei Neubestellungen und Reparaturen. Zusätzliche detaillierte Ausführungen zum Beitrag der Wasserchemie an einer Senkung der ODL werden im Rahmen der Darlegungen zur Kraftwerkschemie<sup>114</sup> behandelt.

#### *Eigenbewertung des KKB*

Die Ergebnisse der Strahlenschutzplanung für die Kollektivdosen entsprechen den Erwartungen<sup>79</sup>. Die Abweichungen zur Plandosis für einzelne Tätigkeiten (Jobdosen) betragen für mehr als die Hälfte der Tätigkeiten über +/-20%.

Während der Berichtsperiode wurde erkannt, dass Verbesserungspotential bei der Einbindung des Strahlenschutzes in den Prozess „Zentrale Planung“ besteht. Weiter wurde erkannt, dass eine Vorschrift für die Strahlenschutzplanung erstellt werden sollte.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 9 und 10 StSG

Art. 7, 34 bis 37, 59 und 71 StSV

Richtlinie ENSI-G15<sup>104</sup>

IAEA Safety Standards, Safety requirements No. GSR Part 3, 2011

NEA-Report 6399: Work Management to Optimise Occupational Radiological Protection at Nuclear Power Plants, OECD 2009

#### **Beurteilung des ENSI**

##### *Strahlenschutzplanungen, Vorbereitung und Kontrolle der Planungsziele*

Strahlenschutzplanungen und Auswertungen der Jobdosisplanungen werden durchgeführt. Verbesserungspotential besteht bei der Dosisabschätzung für Jobs, die erstmalig oder sehr selten durchgeführt werden. Insbesondere die Abschätzung der effektiven Arbeitszeit im Strahlenfeld durch die jeweiligen Sachbearbeiter ist dabei schwierig und oft ungenau. Das KKB hat mit den notwendigen Schritten für die Verbesserung der Strahlenschutzplanungen begonnen.

Die Job-spezifische Dosiserfassung mit dem elektronischen Dosimetriesystem ist ein wirksames Mittel für die Abschätzung der Dosen bei zukünftigen gleichen oder ähnlichen Tätigkeiten.

Die Dokumentation der Kontrolle der Planungsziele erfolgt in den jährlichen Strahlenschutzberichten.

##### *Ausbildung und Training*

Die Strahlenschutzausbildung und Mockup-Trainings haben einen nennenswerten Einfluss auf die Minimierung der Individual- und Kollektivdosen. Der Ausbildungsumfang für das Strahlenschutzpersonal und die allgemeine Strahlenschutzausbildung des Betriebspersonals werden im Kapitel 4.6.1 dieser Stellungnahme detaillierter behandelt.

##### *Personendekontamination*

Für die Dekontamination von Personen stehen geeignete Räumlichkeiten und das dafür notwendige Material zur Verfügung. Die Vorgehensweise für Dekontamination, Kontrollen und die erforderlichen Dokumentationen sind festgelegt.

##### *ALARA-Team*

Das interdisziplinäre ALARA-Team hat sich im Berichtszeitraum bei der Optimierung von Arbeitsabläufen hinsichtlich des Strahlenschutzes bewährt.

### *Ermittlung aktivierbarer, dosisleistungsrelevanter Werkstoffe*

Das Arbeitsteam „Antimonquelle“, ab 2010 „Antimon-/ Kobaltquelle“, hat umfangreiche Informationen und Dokumentationen zu den Quellen der Nuklide zusammengetragen, die den grössten Anteil an der Kollektivdosis des Personals im KKB verursachen. Mit dem häufigeren Harzwechsel in Betriebsfilter (vgl. Kapitel 4.5.2) konnte eine Verringerung der Sb-124 Aktivitätskonzentrationen im Primärsystem erreicht werden. Eine Quelle für das Sb-124 könnten die Sammelbehälter mit Teilen von zerschnittenen Sekundärquellstäben sein. Diese Stäbe enthalten Tabletten aus einer Antimon-Beryllium-Legierung und befinden sich in den Brennelementlagerbecken B beider Blöcke. Während der Revisionsabstellung bzw. dem Brennelementwechsel findet eine Vermischung des Wassers aus den Lagerbecken mit dem Wasser im Primärsystem statt. Das Entfernen der Sekundärquellstäbe aus den Lagerbecken sollte deshalb überlegt werden.

Die sorgfältige Reinigung von stellithaltigen Ventilsitzen nach Wartungsarbeiten trägt wesentlich zu einer Verringerung des Eintrags von Kobalt in die Systeme bei. Die diesbezüglich durchgeführten Schulungen des Personals sind nützlich und sollten periodisch wiederholt werden.

### *Fazit*

Der betriebliche Strahlenschutz ist in Übereinstimmung mit dem ALARA-Prinzip weitgehend optimiert. Verbesserungspotentiale bei der Strahlenschutzplanung wurden vom KKB erkannt. Der Optimierungsprozess wird weitergeführt, und die dazugehörigen Planungsverfahren sowie Strahlenschutz-Freigaben sind im KKB etabliert. Der enge Zusammenhang zwischen ODL an den Komponenten des Primärkreislaufs, dem Fremdstoffeintrag und der Wasserchemie wird im KKB über die zuständigen Ressorts hinweg beachtet.

## **4.6.4 Personendosimetrie und Radiologische Überwachung**

### **Angaben des KKB**

#### *Personendosimetrie*

Das KKB betreibt eine eigene Personendosimetriestelle<sup>79</sup>. Diese ist nach Art. 45 der StSV von der zuständigen Aufsichtsbehörde (ENSI) anerkannt; die Anerkennung muss alle 5 Jahre neu für weitere 5 Jahre beantragt werden. Die am 21.09.2009 ausgestellte Anerkennung ist bis zum 30.09.2014 gültig. Über die Strahlendosen der in der kontrollierten Zone tätigen Personen wird mittels der Personendosimetrie-Datenbank PERDOS Buch geführt.

Die Messung der externen Strahlendosen erfolgt mittels zwei voneinander unabhängigen Dosimetern, dem passiven DIS-1 Dosimeter und dem aktiven, elektronischen Personendosimeter (EPD). Bei besonderen Einsätzen werden ergänzend noch Extremitäten- und Neutronendosimeter getragen.

Seit September 2004 verwendet die Personendosimetriestelle ein auf Direct Ion Storage (DIS) Dosimetern basierendes System zur Bestimmung der Personendosis bei externer Bestrahlung. Im Vergleich zu den bis 2004 verwendeten Thermolumineszenz-Dosimetern (TLD) zeichnen sich die DIS-1 Dosimeter durch einfachere Handhabung sowie schnellere Auswertung aus. Weiterhin besteht die Möglichkeit, Auswertungen mehrfach durchzuführen, ohne den Messwert zu löschen (integrierende Messung).

Alle relevanten Regelungen zur Dosimetrie sind in der Strahlenschutzvorschrift SU-U-001<sup>105</sup> zusammengestellt. Für DIS-1 Dosimeter und DBR-1 Dosimeterleser gibt es ein umfangreiches Qualitätssicherungsprogramm.

Das EPD-System ist seit 1988 im Einsatz und hat sich als Zweitdosimeter seither sehr gut bewährt. Die Erfahrung hat gezeigt, dass die akustischen Warnsignale und Alarme von der Belegschaft beachtet werden. Das führte in den ersten Jahren nach der Einführung zu einer Absenkung der Strahlenexposition des Personals. Zur Qualitätssicherung werden die EPD jährlich nach einem festgelegten Wiederholungsprüfprogramm mit einer geeigneten Strahlenquelle geprüft.

### *Kontrolle auf Personenkontamination*

Nach jedem Aufenthalt in der kontrollierten Zone werden die Mitarbeitenden mit Hilfe von Personenmonitoren auf Kontamination zweifach geprüft<sup>79</sup>. Die Messschwelle des Grobmonitors beträgt 6 Bq/cm<sup>2</sup> (2 CS Co-60), jene des Feinmonitors 1,5 Bq/cm<sup>2</sup> (0.5 CS Co-60). Die Monitore können nur dann passiert werden, wenn keine Kontamination festgestellt worden ist. Wird eine Kontamination festgestellt, muss sich der Mitarbeitende beim Strahlenschutz melden, der mit Hilfe der Strahlenschutzvorschrift SU-U-009<sup>106</sup> das Vorgehen für die Personendekontamination festlegt.

Die Qualitätssicherung der Personenmonitore wird mit der routinemässigen Überprüfung des Monitors gemäss Prüfplan PV-U-S001<sup>107</sup> und der Prüfvorschrift<sup>108</sup> gewährleistet.

Im Betrachtungszeitraum wurden pro Jahr durchschnittlich 29 mit einfachen Mitteln entfernbare Personenkontaminationen festgestellt<sup>79</sup>. Dies entspricht 0,4 Kontaminationen pro 1000 Begehungen der kontrollierten Zone. Mit einfachen Mitteln nicht entfernbare Personenkontaminationen gab es keine.

### *Inkorporationsmessungen*

Das in der kontrollierten Zone eingesetzte Eigen- und Fremdpersonal wird mit dem 2007 ausgetauschten Quickcounter (Triagemonitor) regelmässig auf Inkorporationen untersucht<sup>79</sup>. Das Untersuchungsintervall ist auf 50 Tage festgelegt, ist aber auch variabel über PERDOS einstellbar, z. B. für Arbeiten während Brennstoffwechsel und Revisionsabstellungen. Fremdpersonal wird in der Strahlenschutzbelehrung angewiesen, eine Eintritts- und eine Austrittsmessung durchzuführen.

Im Falle einer Überschreitung der Messschwelle für Co-60 wird durch das KKB eine Inkorporationsmessung in einer anerkannten Inkorporationsmessstelle veranlasst.

Die Qualitätssicherung für den Quickcounter wird mit der routinemässigen Überprüfung des Messplatzes gemäss Prüfplan PV-U-S001<sup>107</sup> und Ausführungsvorschrift IV-E-197001<sup>109</sup> gewährleistet.

Im Berichtszeitraum wurden ca. 30'000 Inkorporationsuntersuchungen durch Triagemessungen durchgeführt. Festgestellt wurde lediglich eine Inkorporation bei einem Mitarbeiter des Betriebspersonals<sup>110</sup>. Die aus der Inkorporation resultierende Folgedosis E<sub>50</sub> betrug 0,1 mSv.

### *Routinemessprogramm Strahlenschutz*

Zusätzlich zur kontinuierlichen Anlageüberwachung mittels Digital Radiation Monitoring System werden vom Strahlenschutz in den begehbaren Anlageräumen innerhalb der kontrollierten Zone und im überwachten Bereich ausserhalb der kontrollierten Zone regelmässig eine grosse Anzahl radiologischer Messungen vorgenommen<sup>79</sup>. Hierfür steht eine ausreichende Anzahl an Messgeräten, die die Anforderungen gemäss Richtlinie HSK-G13<sup>217</sup> erfüllen, zur Verfügung. Diese Messungen und die damit verbundene visuelle Überprüfung der Örtlichkeiten verschaffen dem Strahlenschutz eine gute Übersicht über den radiologischen Zustand und die Sauberkeit der Anlagen. Alle Kontroll- und Messergebnisse werden in Checklisten festgehalten, die von Equipenchef und Ressortleiter geprüft werden. Ungünstige Veränderungen werden frühzeitig erkannt und geeignete Massnahmen zur Behebung eingeleitet.

Diese umfangreiche Kontrolltätigkeit hat sich bewährt und zu einem radiologisch guten Anlagenzustand beigetragen<sup>79</sup>. Im Einzelnen werden vom Strahlenschutz folgende Überwachungen ausgeführt:

- Überwachung der ODL in der kontrollierten Zone
- Überwachung der ODL auf den Abluftfilteranlagen
- Kontinuierliche Überwachung der Raumluft in der kontrollierten Zone an häufig begangenen Orten sowie an Arbeitsplätzen mit generell erhöhter Luftkontaminationsgefahr mit Hilfe von Aerosolmonitoren
- Überwachung der Raumluft in der kontrollierten Zone mittels Luftproben
- Überwachung der Oberflächenkontamination in der kontrollierten Zone

- Kontinuierliche Überwachung der ZWIBEZ-Fortluft
- Strahlenüberwachung ausserhalb der kontrollierten Zone

### *Eigenbewertung des KKB*

Die Dosimetriestelle verfügt über ausreichend Personal sowie die notwendigen Dosimeter und Ausrüstungen<sup>79</sup>. Die Anforderungen der DosV und der einschlägigen ENSI-Richtlinien werden erfüllt. Der Wechsel von TLDs zu DIS-Dosimetern wurde erfolgreich im Jahre 2005 durchgeführt. Der anfänglich relativ hohe Anteil der Dosimeter mit zu grossen Abweichungen konnte durch Einsatz von DIS-1 Dosimetern neuerer Bauart auf einen akzeptablen Wert von weniger als 3 % reduziert werden.

Das Routineüberwachungsprogramm hat sich bewährt. Die dafür eingesetzten Messgeräte erfüllen die Anforderungen gemäss Richtlinie HSK-G13. Veränderungen der radiologischen Situationen wurden frühzeitig erkannt. Notwendige Strahlenschutzmassnahmen wurden rechtzeitig eingeleitet.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 7 Bst. a KEV

Art. 42-45, 48-50, 52, 57, 63, 64 Abs. 3, 67, 72, 81 Abs. 1, 82 Abs. 2 Bst c und 103 StSV

Dosimetrieverordnung

Richtlinien HSK-R-07<sup>116</sup>, HSK-R-12<sup>111</sup>, ENSI-B04<sup>112</sup>, ENSI-G04<sup>128</sup>, ENSI-G13<sup>113</sup> und ENSI-G15<sup>104</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Personendosimetrie*

Das KKB verwendet zur Erfassung und Kontrolle der Personendosen zwei einander ergänzende Dosimetriesysteme und erfüllt damit die Anforderungen der StSV und der ENSI-Richtlinien.

#### *Kontrolle auf Personenkontamination (2002 bis 2011)*

Der Gerätepark des KKB zur Kontaminationsmessung von Personen ist ausreichend bestückt und erfüllt die Messanforderungen gemäss Strahlenschutzverordnung. Das weitere Vorgehen des Strahlenschutzpersonals bei positivem Befund am Ausgangsmonitor ist ausreichend beschrieben.

#### *Inkorporationsmessungen*

Die Anforderungen an die Triagemessung werden durch die Messungen mit einem Quickcounter erfüllt. Das weitere Vorgehen bei Inkorporationsverdacht ist festgelegt. Im Berichtszeitraum kam es nur zu einer Inkorporation mit einer nur geringen, nicht meldepflichtigen Folgedosis.

#### *Routinemessprogramm Strahlenschutz*

Die Überwachung der radiologischen Situation ist im KKB gut etabliert, und Veränderungen des radiologischen Zustands werden mit den Messprogrammen sicher erkannt.

Im Normalbetrieb konnten mit den vom KKB gewählten Interventions- und Alarmschwellen, Messorten, Messintervallen und zu erfassenden Messgrössen der Routinemessungen nachweislich die Schutzziele des operationellen Strahlenschutzes überwacht werden. Insbesondere konnten im Überprüfungszeitraum - mit Ausnahme des Vorkommnisses Nr. 09-2003 - Dosisgrenzwertüberschreitungen und schwer beherrschbare Kontaminationsverschleppungen vermieden werden.

#### *Fazit*

Das ENSI stellt fest, dass das KKB über ein umfassendes Überwachungskonzept sowie über eine ausreichende, dem Stand der Technik weitgehend entsprechende Überwachungsinstrumentierung verfügt. Die Beschreibung der Verfahren, der Geräte, der Vorgaben sowie der Zuständigkeiten ist in einer Vielzahl von Dokumenten geregelt.

#### 4.6.5 Radiologischer Zustand der Anlage, Strahlenexposition des Personals sowie Erfahrung aus Vorkommnissen

##### Angaben des KKB

###### *Dosisleistungen in der Anlage*

Die Strahlenpegel in den oft begangenen Räumen der Sicherheitsgebäude Block 1 und 2 während der Anlagestillstände haben sich im Berichtszeitraum im Allgemeinen nicht signifikant verändert<sup>79</sup>. Die Dosisleistungswerte in den bei Abstellung begangenen Bereichen der Blöcke 1 und 2 blieben nahezu konstant.

Im Block 1 nahm nach dem Dampferzeuger-Austausch im Jahr 1993 die ODL an den Hauptkühlmittelleitungen zunächst weiterhin ab, um aber im aktuellen Berichtszeitraum generell wieder anzusteigen (vgl. Abbildung 4.6-1) – ab 2007 vor allem an den Closure Legs<sup>79</sup>. Die bereits vorgesehenen Massnahmen zur Verbesserung der Situation (Minimierung von Kobaltquellen, chemische oder mechanische Dekontamination) nennt das KKB im Rahmen der Darlegungen zur Kraftwerkschemie<sup>114</sup>.

Im Block 2 bewegte sich die ODL auf wesentlich niedrigerem Niveau als im Block 1 (vgl. Abbildung 4.6-2) und hatte im Berichtszeitraum keinen spürbaren Einfluss auf den radiologischen Arbeitsschutz<sup>79</sup>. Die ODL an den Closure Legs stieg seit 2008 leicht an.

Die an den Mänteln der Dampferzeuger gemessene ODL blieb während des Berichtszeitraums in beiden Blöcken auf einem sehr niedrigen Niveau ( $< 0,3$  mSv/h)<sup>79</sup>.

Die ODL in den Anlageräumen der Nebengebäude Block 1 und 2 blieben im Berichtszeitraum im Wesentlichen konstant<sup>79</sup>. Einige Raumdosisleistungen zeigen sogar eine leicht abnehmende Tendenz. Die ODL sind im Block 1, vermutlich infolge der früheren Brennstoffschäden, seit Anfang der siebziger Jahre generell höher als im Block 2.

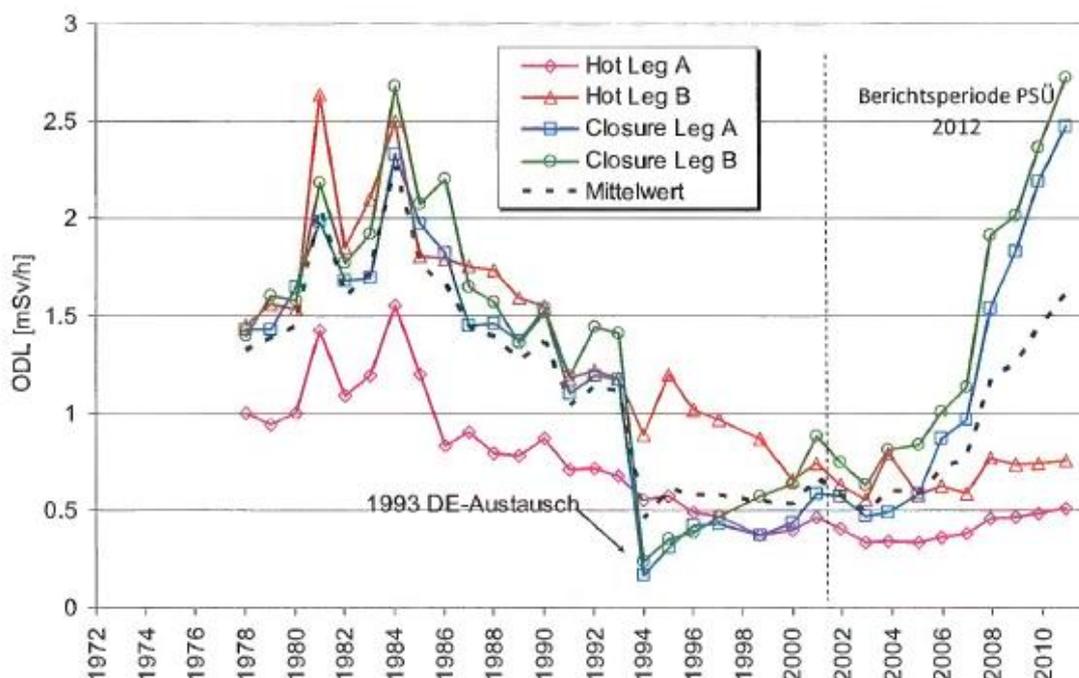
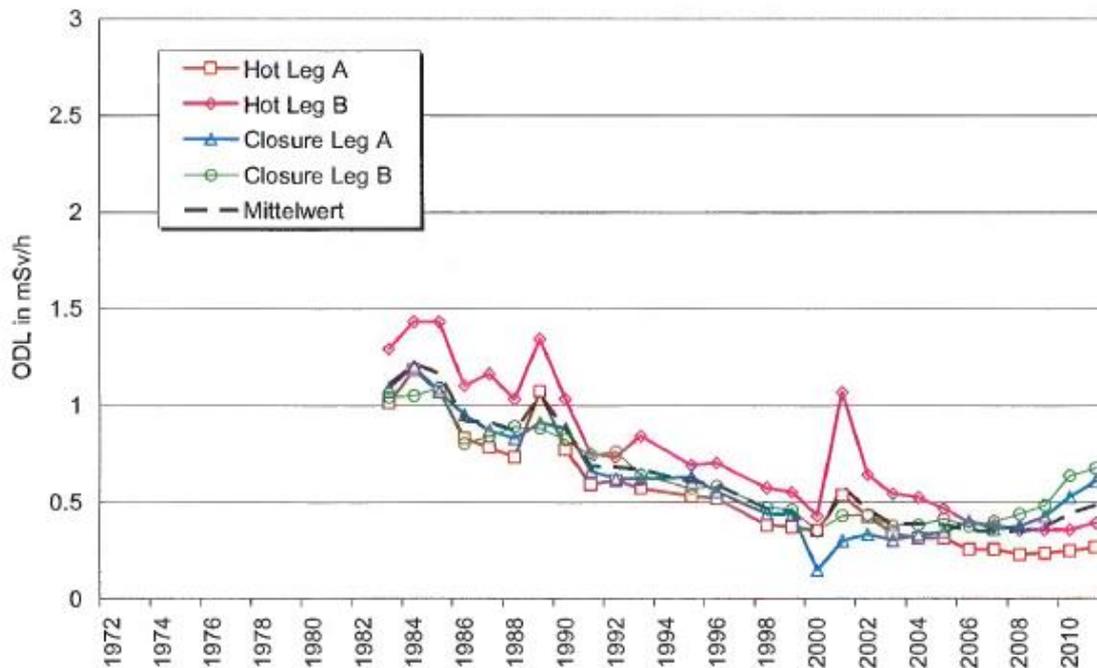


Abbildung 4.6-1: Entwicklung der ODL an der Hauptkühlmittelleitung im KKB Block 1

Als wertvolles Informationsmittel sowie als Orientierungshilfe für das Personal beim Begehen der kontrollierten Zone wurden je nach Strahlenpegel farblich abgestufte ODL-Mappings (Dosisleistungsatlas) angelegt<sup>79</sup>. Diese sind als Schautafeln am Zugang zu beiden Nebengebäuden und zu beiden Sicherheitsgebäuden angebracht.

Sie werden sowohl vom Strahlenschutz zur Einweisung als auch vom Betriebs- und Instandhaltungspersonal genutzt, um den persönlichen Strahlenschutz zu verbessern. Die farblichen Abstufungen entsprechen der Gebietseinteilung nach HSK-R-07.



**Abbildung 4.6-2: Entwicklung der ODL an der Hauptkühlmittelleitung im KKB Block 2**

#### *Oberflächenkontaminationen*

Die kontrollierte Zone des KKB ist entsprechend der HSK-R-07<sup>116</sup> je nach Kontaminationsgrad in Zonentypen I bis IV unterteilt<sup>79</sup>. Durch die konsequente Anwendung dieses Zonenkonzeptes, das disziplinierte Verhalten des Personals, den Einsatz eines guten Reinigungsdienstes und eine Reihe weiterer vorbeugender Massnahmen konnten beide Anlagen während der letzten zehn Jahre in einem radiologisch sehr sauberem Zustand gehalten werden. Unzulässige Ausbreitungen bzw. Verschleppungen von Kontaminationen aus der kontrollierten Zone heraus sind nicht vorgekommen.

Im Berichtszeitraum wurde der festgelegte Richtwert für die Oberflächenkontamination nur zweimal (am 26.08.2010 und am 22.09.2010) kurzzeitig überschritten<sup>79</sup>.

Die lose Oberflächenkontamination für Gamma-Beta-Strahler liegt an den normal begehbaren Orten in beiden Anlagen unterhalb  $3 \text{ Bq/cm}^2$ <sup>79</sup>. Einige wenige Bereiche wie z. B. die Reaktorbecken weisen zwar naturgemäss höhere Kontaminationspegel auf, doch konnten diese in der Berichtsperiode problemlos in praktikablen Grenzen gehalten werden.

Konservativerweise wird zur Abschätzung der Relevanz der Alpha-Aktivität für den operationellen Strahlenschutz der Quotient aus dem CA-Wert von Co-60 und dem CA-Wert von Pu-239 herangezogen<sup>79</sup>. Dieser beträgt  $1,7 \cdot 10^3$ . Liegt der Quotient unter diesem Wert, würde im Falle einer Inhalation von Radioaktivität der Alpha-Beitrag zur Inkorporationsdosis überwiegen, während bei einem Verhältnis über  $1,7 \cdot 10^3$  die inkorporierte Gamma-Beta-Aktivität dosisbestimmend ist. Das bedeutet, dass in diesem Fall die Schutzmassnahmen bzw. die Zonentypen nach der Höhe der im praktischen Strahlenschutz leichter zu messenden Gamma-Beta-Aktivität festgelegt werden können.

Es werden weiterhin regelmässige Wischttests, Aerosolproben vom Beckenrand und Crud- Proben bzgl. Gamma-/Alpha-Verhältnisse untersucht, um im Fall eines Anstiegs des Alpha-Anteils die internen Gamma-

Grenzwerte anzupassen und der geänderten Gefährdungslage Rechnung tragen zu können<sup>79</sup>. Damit war die Alpha-Aktivität im KKB für den operationellen Strahlenschutz vernachlässigbar.

#### *Luftkontaminationen*

Durch die ständigen Bemühungen um eine radiologisch saubere Anlage konnten nennenswerte Luftkontaminationen oberhalb der Richtwerte vermieden werden, was auch in den KKB-Strahlenschutzberichten zu Brennelementwechseln und Revisionsabstellungen während des Zeitraums 2002 bis 2011 dargestellt ist<sup>79</sup>.

#### *Personendosen*

Die durchschnittliche Kollektivdosis konnte im aktuellen Berichtszeitraum weiter gesenkt werden und betrug 310 Pers-mSv pro Block und Jahr<sup>79</sup>. Der Beitrag aus den Revisionsabstellungen zu den Kollektivdosen ist naturgemäss im Vergleich zu den BE-Wechseln höher und abhängig vom Aufwand für Instandsetzung oder wiederkehrende Prüfungen. So wurden im Berichtszeitraum von 2002 bis 2011 durchschnittlich 101 Pers-mSv pro Block und Jahr während BE-Wechsel und 415 Pers-mSv/Block und Jahr während Revisionsabstellungen ermittelt. Die Kollektivdosis für den Leistungsbetrieb betrug zum Ende des Berichtszeitraums (2011) weniger als 100 Pers-mSv jährlich für beide Blöcke<sup>79</sup>. Der Anteil des Fremdpersonals an der Kollektivdosis lag zwischen 44 % und 68 %<sup>79</sup>.

Die maximale Individualdosis lag in der überwiegenden Zeit unter dem betriebsinternen Strahlenschutzziel von 10 mSv pro Jahr<sup>79</sup>. Die mittlere Individualdosis betrug seit 2002 zwischen 0,4 und 0,8 mSv/Jahr. Sie konnte gegenüber dem vorherigen Zeitraum, in dem sie bei knapp 1 mSv/Jahr lag, weiter reduziert werden. Die höchste Individualdosis seit 2002 betrug 38 mSv (Ereignis Nr. 09-2003).

Die Auswertung der während des Aufenthalts in Neutronenfeldern vorschriftsmässig getragenen Neutronendosimeter in der anerkannten Dosimetriestelle des PSI ergab keine Dosen oberhalb der Nachweisgrenze von 0,5 mSv<sup>79</sup>. Die Auswertung der Teilkörperdosimeter (Fingerringdosimeter) ergab Jahresdosen von max. 36,4 mSv. Dies entspricht 7 % des Grenzwertes von 500 mSv.

#### *Vorkommnisse in der eigenen Anlage*

Während der Berichtsperiode gab es zwei strahlenschutzrelevante Ereignisse<sup>79</sup>.

Bei dem Ereignis Nr. 09-2003 vom 3. August 2009, "Überschreitung der zulässigen Strahlenexposition von zwei Mitarbeitern bei Inspektionsarbeiten"<sup>79</sup>, akkumulierten infolge nicht abgestimmter Arbeitsplanungen (Planungsänderungen) zwischen verschiedenen Ressorts ein Instandhaltungsfachmann und ein Strahlenschutzkontrolleur Personendosen von mehr als 20 mSv (37,8 mSv und 25,4 mSv). Gemäss der internationalen INES-Skala der IAEA ist dieses Ereignis der Stufe 2 zuzuordnen.

Folgende Massnahmen wurden aus der Analyse dieses meldepflichtigen Ereignisses abgeleitet:

- Die Vorgaben im Planungsprozess von Tätigkeiten in der Anlage im Rahmen der Revisionsabstellungen wurden präzisiert und ergänzt. Das Planungsprogramm wurde überarbeitet und stellt nun sicher, dass sicherheitsrelevante Abhängigkeiten zwischen Tätigkeiten systematisch, vollständig und korrekt abgebildet werden.
- Der im Zusammenhang mit dem Bewegen der Incore-Führungsrohre verwendete Instandhaltungsauftrag und die Instandhaltungsvorschrift wurden mit spezifischen Vorsichtsmassnahmen ergänzt.
- Verbesserungen im Bereich der vorbeugenden strahlenschutztechnischen Vorkehrungen bei kritischen Tätigkeiten wurden durchgeführt.
- Optimierungen bei der Organisation des operativen Strahlenschutzes wurden eingeführt.
- Der Überwachungsprozess von Tätigkeiten in einem erhöhten Strahlenfeld mit dem elektronischen Dosimeter wurde optimiert.
- Mit einer hochwertigen Verriegelung wird das KKB die weiteren bestehenden Forderungen umsetzen<sup>115</sup>.

Bei dem nicht meldepflichtigen Ereignis „Inkorporation bei einem Mitarbeiter im Rahmen einer geplanten RA-Tätigkeit“<sup>79</sup> kam es während des BE-Wechsels im August 2010 zu einer Inkorporation bei einem Mitarbeiter des Betriebspersonals. Die aus der Inkorporation resultierende Folgedosis  $E_{50}$  betrug nur 0,1 mSv. Das Ereignis war demzufolge nicht meldepflichtig. Als Ergebnis der Analyse dieses Vorfalls wurden mehrere Korrekturmassnahmen umgesetzt:

- Die betreffenden Tätigkeiten werden nun im Tenue der Zone 4 ausgeführt.
- Die Mitarbeiter-Ausbildung wurde verbessert (Tenue-Wechsel, Zonenübergänge).
- Bei fälliger Inkorporationsmessung erfolgt automatisch eine Zutrittssperre.

Die aus den beiden Ereignissen abgeleiteten Verbesserungsmassnahmen wurden im Bewertungszeitraum der PSÜ2012 teilweise umgesetzt.

#### *Eigenbewertung des KKB*

Die Strahlenpegel in den oft begangenen Gebieten und den Anlagenräumen sind in beiden Blöcken seit 2002 auf einem nahezu unverändert niedrigen Niveau geblieben<sup>79</sup>. In Folge verschiedener Massnahmen sind die Dosisleistungen an den Komponenten aller Hauptkühlkreisläufe mit Ausnahme der Closure Legs in Block 1 niedrig.

Die Oberflächenkontaminationen liegen praktisch in der ganzen Anlage deutlich unter  $3 \text{ Bq/cm}^2$ <sup>79</sup>. Durch die konsequente Anwendung des Zonenkonzeptes und eine Reihe vorbeugender Strahlenschutzmassnahmen bei Tätigkeiten an offenen Strahlenquellen konnten sowohl Ausbreitungen bzw. Verschleppungen von Oberflächenkontaminationen als auch Luftkontaminationen verhindert werden. Die Erfahrung hat gezeigt, dass die bisher angewendeten Verfahren und Strahlenschutzmassnahmen zweckmässig sind.

Die regelmässig durchgeführten Alpha-Messprogramme ergaben, dass in beiden Blöcken Alpha-Strahler für den operationellen Strahlenschutz in begehbaren Bereichen nur von untergeordneter Bedeutung sind und mit den üblichen Strahlenschutzmassnahmen und Tenue-Vorschriften keine unzulässige Inkorporation zu befürchten ist<sup>79</sup>.

Der gesetzliche Grenzwert für Individualdosen wurde mit Ausnahme des Ereignisses 09-2003 eingehalten<sup>79</sup>. Die mittlere Individualdosis lag zwischen 0,4 und 0,8 mSv pro Jahr. Nur in 5 Fällen war die Individualdosis im Berichtszeitraum höher als 10 mSv pro Jahr.

Die durchschnittliche Kollektivdosis betrug 310 mSv pro Block und Jahr<sup>79</sup>. Mit diesem Wert liegt das KKB im besten Quartil für Druckwasserreaktoren (WANO Performance Indicator CRE). Die niedrigen Kollektivdosen konnten erreicht werden durch die Unterstützung der Tätigkeiten durch den Strahlenschutz am Arbeitsplatz, temporäre Abschirmungen, Mockup-Training, Optimierungsmassnahmen des ALARA-Teams und eine konsequente Umsetzung des Zonenkonzeptes. Der Anteil des Fremdpersonals an der Kollektivdosis lag zwischen 44 und 68 %.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Strahlenschutzverordnung

Richtlinien HSK-R-07<sup>116</sup> und ENSI-G15<sup>104</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

##### *Dosisleistungen in der Anlage*

Die im Überprüfungszeitraum stabile bzw. leicht sinkende Tendenz bei den Dosisleistungen in den Räumen der Sicherheitsgebäude Block 1 und 2 ist eine positive Entwicklung. An den Primärkomponenten ist allerdings ein markanter Anstieg der ODL festgestellt worden, am deutlichsten bei den Closure Legs im Block 1 und weniger ausgeprägt im Block 2. Das KKB hat Möglichkeiten zur Dekontamination untersucht, ein Entscheid über das weitere Vorgehen ist aber noch nicht gefallen.

Das ENSI beurteilt den radiologischen Zustand aufgrund eigener Inspektionen und der Kontrolle der periodischen Berichterstattung des KKB im Überprüfungszeitraum als mit den Vorgaben übereinstimmend. Die Dosisleistungen liegen in der Regel sehr tief und deutlich niedriger als die jeweiligen Interventionsschwellen. In wenigen Fällen hatte das KKB Gegenmassnahmen, wie Absperrungen oder Abschirmungen, treffen müssen, die durchwegs rasch und erfolgreich verliefen, sodass der Zustand der Anlage ohne Verzögerungen mit den Vorgaben übereinstimmte.

#### *Oberflächenkontaminationen*

Das Zonenkonzept des KKB hat sich bewährt. Die losen Oberflächenkontaminationen für Gamma-Beta-Strahler an den begehbaren Orten in der kontrollierten Zone sind allgemein sehr tief. Für Alpha-Strahler, die schwieriger zu messen sind, aber radiotoxischer sind, ergibt sich aufgrund der wenigen, bisher vorliegenden Messergebnisse noch kein einheitliches Bild. Das KKB hat mit umfangreichen Untersuchungen der Alpha-Kontaminationen und zu den Gamma-/Alpha-Verhältnissen mittels Wischtests, Aerosolproben vom Beckenrand und Crud-Proben begonnen. Diese Analysen sollten weiter fortgeführt werden, vor allem nach den Hinweisen der EPRI, wonach weltweit Verbesserungsmöglichkeiten für den operationellen Strahlenschutz identifiziert wurden. Genauere Informationen über Alpha-Kontaminationen unterstützen die Überwachung der Anlage und den Strahlenschutz des Personals<sup>117</sup>. Das ENSI begrüsst diese Anstrengungen des KKB.

#### *Luftkontaminationen*

Nennenswerte Luftkontaminationen sind im KKB während des Berichtszeitraums nicht aufgetreten.

#### *Personendosen*

Das ENSI stellt fest, dass der Dosisgrenzwert für das Personal in zwei Fällen überschritten wurde (Vorkommnis 09-2003), sonst aber klar eingehalten wurde. Der Trend für die Kollektiv- und Individualdosis im KKB während des Überprüfungszeitraums ist sinkend. Diese abnehmende Tendenz hat mehrere, nicht immer eindeutig quantifizierbare feststellbare Ursachen (namentlich Länge und Umfang der Revisionen, Abschirmmassnahmen, zonenkonformes Verhalten des Personals), die alle unterschiedlich stark die akkumulierten Dosen beeinflussten.

Dem Dosisgrenzwert werden innerbetriebliche Interventionsschwellen wie z. B. Tagesdosislimiten, Dosiskontingente und Dosisplanungsziele vorgelagert. Das ENSI hat sich mittels Inspektionen, Fachgesprächen und der Berichterstattung vergewissert, dass sich der Strahlenschutz im KKB im Hinblick auf die Anwendung innerbetrieblicher Schwellen und die Einhaltung von Zielen für die Individual-, Job- und Kollektivdosen und damit die Umsetzung des Optimierungsprinzips gut entwickelt hat. Individualdosen über 10 mSv pro Jahr sind selten vorgekommen, im Jahr 2002 bei zwei Personen, im Jahr 2005 bei einer Person und bei den zwei Personen mit Dosisgrenzwertüberschreitungen im Jahr 2009.

#### *Vorkommnisse in der eigenen Anlage*

Nach dem Vorkommnis "Überschreitung der zulässigen Strahlenexposition von zwei Mitarbeitern bei Inspektionsarbeiten" im Jahr 2009 wurden zielgerichtet Massnahmen zur Verhinderung von weiteren Dosisgrenzwertüberschreitungen getroffen. Zwischenzeitlich sind auch die aus dem Vorkommnis abgeleiteten Verbesserungsmassnahmen, die am Ende der Berichtsperiode der PSÜ2012 noch offen waren, vollständig umgesetzt. Die „Inkorporation bei einem Mitarbeiter im Rahmen einer geplanten RA-Tätigkeit“ hat vor allem zu einer Verbesserung der Ausbildung der Mitarbeiter bezüglich Tenue-Wechsel und Zonenübergänge geführt.

#### *Fazit*

Das ENSI stellt aufgrund seiner Inspektionen sowie der Meldungen und der Berichterstattung des KKB fest, dass die Aktivitätskonzentrationen und Dosisleistungen in der Anlage, mit Ausnahme einiger Primärkreiskomponenten auf ein im internationalen Vergleich niedriges Niveau gesenkt und auf diesem stabil gehalten werden konnte. Dies gilt im Besonderen auch für die Strahlenexposition des Personals.

#### **4.6.6 Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone**

##### **Angaben des KKB**

Die Betriebssanität muss alle Aspekte der Ersten Hilfe im KKB lückenlos sicherstellen. Innerhalb des Kraftwerksreglements und der verschiedenen speziellen Reglemente und Anweisungen sind die Organisation, die Alarmierung, die Besammlungsorte, die Lage des Sanitätszimmers sowie die Zusammenarbeit mit internen und externen Stellen geregelt. Im Beurteilungszeitraum war für die Sanität des KKB ein Mindestbestand von 21 Personen vorgesehen.

Gegenüber der Kraftwerksleitung ist der Abteilungsleiter KBU (Abteilung Überwachung) für die Einsatzbereitschaft der Betriebssanität verantwortlich. Er stellt auch die Kontakte zum Werksarzt und zu den übrigen medizinischen Fachstellen her. Im Reglement zur Ersten Hilfe sind die Pflichten der einzelnen Verantwortlichen detailliert festgeschrieben.

Die Form der Alarmierung sowie die Art der Notfälle, bei denen die Equipe aufgeboden wird, sind geregelt. Je nach Verfügbarkeit kann die Betriebssanität entweder durch den Leiter der Betriebssanität, den Ausbildungsverantwortlichen, dessen Stellvertreter oder dem/der bestgeeigneten BetriebssanitäterIn im Einsatzfall geführt werden.

Bei lebensbedrohenden Verletzungen, bei Krankheit und/oder Gehunfähigkeit muss die Ambulanz über die Notfallnummer 112 aufgeboden werden. Während der Normalarbeitszeit wird der Pikettdienst durch einen Sanitäter, entsprechend dem aktuell gültigen Einsatzplan, ausserhalb der Arbeitszeiten durch einen ernannten Schichtsanitäter (Anlagenoperator) geleistet.

Das Ausbildungsprogramm für jeweils ein Jahr umfasst sechs Übungslektionen sowie je eine Einsatzübung mit der Betriebsfeuerwehr, einen Überraschungseinsatz und eine Schlussübung. Die Grundausbildung jedes Mitglieds der Betriebssanität umfasst die Kurse Betriebsnothelfer 1 und 2 mit einem zeitlich definierten Rahmen. Für die Schichtsanitäter umfassen die notwendigen Kenntnisse Ampelschema, Patientenbeurteilung nach ABC (Airways, Breathing, Circulation), Anwendung von BLS (Basic Life Support; Lebensrettende Sofortmassnahmen), Lagerung, Druckverband und die Anwendung des Erste-Hilfe-Rucksacks. Für die Ausbildung stehen der Equipe insgesamt vier gut ausgerüstete Räume zur Verfügung. Als zentraler Behandlungs- oder Besammlungsort dient das Sanitätszimmer, dessen Inventar regelmässig durch den designierten Werksarzt überprüft wird. Zusätzlich sind neben vier Sanitätsposten noch 10 Sanitätskisten auf dem Werksareal vorhanden.

Die Abläufe für die einzelnen Funktionsstufen sind in verschiedenen Checklisten zusammengestellt. Die strahlenschutztechnischen Belange bei der Ersten Hilfe werden durch die Notfallequipe Strahlenschutz, welche immer parallel zur Notfallequipe Betriebssanität aufgeboden wird, wahrgenommen. Patienten aus der kontrollierten Zone werden bei einer Einlieferung ins Spital immer von einer vollständig ausgerüsteten Strahlenschutzfachkraft begleitet. Personen nach einem Strahlenunfall werden im Universitätsspital Zürich behandelt.

##### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Reglement der Betriebssanität RG-K-07

Notfallreglement RG-K-02

Notfallanweisung NA-K-01

Administrative Weisung AW-U-95001

Grundlagen der Ersten Hilfe gemäss Schweizerischem Samariterbund

Wegleitung zur Verordnung 3 zum Arbeitsgesetz

##### **Beurteilung des ENSI**

Die Betriebssanität muss nach einem Unfall oder bei einer akuten Erkrankung in der Lage sein, Erste Hilfe zu leisten oder Lebensrettende Sofortmassnahmen durchzuführen. Sie muss ausserdem dafür besorgt sein, dass

die Patienten bei Bedarf möglichst schnell adäquate Hilfe von aussen erhalten, eine Unterstützung, die auch die Aufbietung von externen Stellen wie der REGA oder der Ambulanz beinhaltet. Weil in einem Kernkraftwerk Unfälle oder akute Erkrankungen auch in der kontrollierten Zone auftreten können, müssen die erforderlichen Massnahmen auch unter erschwerten radiologischen Bedingungen durchgeführt werden können. Eine enge Zusammenarbeit mit dem Betriebsstrahlenschutz ist unumgänglich, und die Sanitäter müssen ausserdem bei der Versorgung von Patienten die Vorgaben des Strahlenschutzes erfüllen können.

Die Anzahl der BetriebssanitäterInnen ist für einen Betrieb der Grössenordnung des KKB adäquat. Die Organisation der Betriebssanität des KKB ist auch in Hinsicht auf Ereignisse, die externe Strahlenexposition, Kontamination oder Inkorporation beinhalten, geregelt. Die Einrichtungen, Menge und Art der Ausrüstung und die Ausbildung beruhen auf den aktuellen Grundlagen für die Erste Hilfe und die Betriebssanitäten. Das ENSI hat bei seiner jährlichen Überprüfung keine zu beanstandenden Belange gefunden. Der Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone des KKB erfüllt die Anforderungen.

#### **4.6.7 Abgabe radioaktiver Stoffe**

Die heute gültigen zulässigen Abgaben radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre und an die Aare sind in den Auflagen gemäss Ziffer 3.2 der bundesrätlichen Verfügung betreffend die Betriebsbewilligung des Kernkraftwerks Beznau (Block 2) vom 3. Dezember 2004 für das gesamte KKB, d. h. für Block 1 und 2, festgelegt. Darauf basierend setzte die HSK das aktuell gültige Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglement<sup>118</sup> im Dezember 2007 in Kraft.

#### **Angaben des KKB<sup>79</sup>**

Die mittleren Abgaben des KKB mit der Abluft lagen im Überprüfungszeitraum bezogen auf die jährlichen Abgabelimiten bei 0,53 % für Edelgase, bei 0,32 % für Iod und bei 0,007 % für Aerosole. Beim Abwasser wurden pro Jahr im Mittel 0,07 % für ein Gemisch ohne Tritium und 15 % für Tritium bezogen auf die Abgabelimiten ausgeschöpft. Die Aktivitätsabgaben des KKB mit der Abluft lagen im Berichtszeitraum sehr niedrig. Der ausführliche Vergleich der Abwasserabgaben zeigt, dass für die flüssigen radioaktiven Abgaben (ausgeschlossen Tritium) der Zielwert von 1 GBq pro Jahr seit 2007 immer unterschritten und damit die Auflage 3.5 der Verfügung des Bundesrats vom 3. Dezember 2004 zur unbefristeten Betriebsbewilligung für das KKB 2 (vgl. Kapitel 2.3.1) erfüllt wurde. Für Tritium, das durch die Abwasserbehandlung nicht zurückgehalten werden kann, sind die auf die Reaktorleistung normierten Abgaben für die betrachteten Vergleichsanlagen innerhalb der zu erwartenden Schwankungsbreite ähnlich. Die Abgabelimiten gemäss bundesrätlicher Verfügung und Abgabereglement wurden stets eingehalten.

Als weitere Beurteilungsgrundlage behandelt und bewertet das KKB die durch die Abgaben hervorgerufenen potenziellen Strahlenexpositionen in der Umgebung. Für die zugrundeliegenden Berechnungen wird auf die in den Jahresberichten der HSK resp. des ENSI publizierten Dosiswerte verwiesen, welche gemäss den Modellen und Parametern der Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> berechnet wurden. Die im betrachteten Zeitraum von der HSK/dem ENSI publizierten Dosen für Kleinkinder, Jugendliche (10-jährig) und Erwachsene lagen nicht nur deutlich unterhalb des quellenbezogenen Dosisrichtwertes von 0,3 mSv nach Richtlinie ENSI-G15<sup>104</sup>, sondern auch unterhalb des in den Artikeln 5 und 6 StSV genannten Dosiswertes von 0,01 mSv, unter dem eine Tätigkeit in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert gelten kann.

Abschliessend legt das KKB dar, dass die Bilanzierungsmessungen zur Ermittlung der radioaktiven Abgaben mittels verschiedener Messverfahren wie Low-Level-Gammaspektrometrie, Flüssigszintillation, Gesamtbetamessungen, Gesamtalphamessungen und Alphaspektrometrie sowie Bestimmung von <sup>89</sup>Sr/<sup>90</sup>Sr nach dem Stand der Technik erfolgt.

Aufgrund seiner Darlegungen sieht das KKB aktuell keinen Bedarf zu einer weiteren Reduktion der radioaktiven Abgaben an die Umgebung.

## Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 26 StSG

Art. 7, 79, 80 und 81 StSV

Betriebsbewilligung für das KKB 2<sup>119</sup>

Abgabereglement für das KKB<sup>120</sup>

Richtlinien ENSI-G14<sup>121</sup> und ENSI-G15<sup>104</sup>

## Beurteilung des ENSI

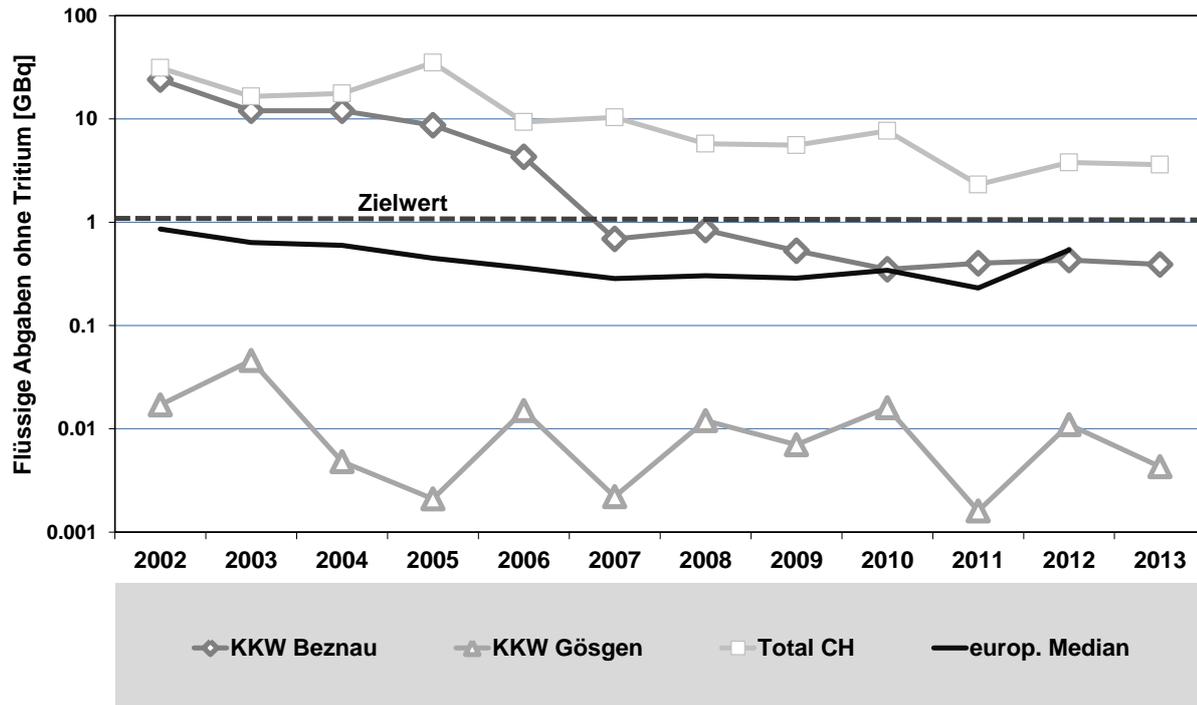
Das ENSI nimmt die periodischen Sicherheitsüberprüfungen der Werke jeweils zum Anlass zu überprüfen, ob der quellenbezogene Dosisrichtwert gemäss Art. 7 StSV mit den in der Betriebsbewilligung und dem Abgabereglement festgeschriebenen Abgabegrenzwerten für luftgetragene und flüssige Emissionen auch im Licht der neuesten Anpassungen der Strahlenschutzgesetzgebung und des Standes von Wissenschaft und Technik eingehalten ist. Die vom ENSI für alle Werke durchgeführten Dosisberechnungen<sup>122</sup> zeigen, dass keine Veranlassung besteht, die gültigen Abgabelimiten anzupassen. Dies gilt auch unter Berücksichtigung der meteorologisch bedingten Schwankungsbreite der Ausbeutungs- und Auswaschfaktoren während des Bewertungszeitraums.

Die Abgaben luftgetragener und flüssiger radioaktiver Stoffe an die Umwelt werden im Einklang mit Art. 79 bis 81 StSV und den daraus abgeleiteten Festlegungen in der Betriebsbewilligung und im Abgabereglement vom Betreiber gemessen, dokumentiert und dem ENSI monatlich gemeldet.

Die Abgabemessungen des KKB werden vom ENSI stichprobenweise durch vierteljährliche eigene Messungen überprüft. Des Weiteren werden Bilanzierung und Buchführung durch jährlich stattfindende Inspektionen kontrolliert. Bei den Vergleichsmessungen wurde im Rahmen der Messgenauigkeit immer eine gute Übereinstimmung festgestellt, bei den Inspektionen konnte sich das ENSI jeweils von der ordnungsgemässen Bilanzierung, Buchführung und Meldung der Abgabewerte überzeugen.

Das ENSI ist mit der Schlussfolgerung des KKB einverstanden, dass im Berichtszeitraum die Abgabelimiten für flüssige und gasförmige Abgaben immer deutlich unterschritten wurden. Die daraus berechnete Dosis für Personen der Umgebungsbevölkerung war gering und der Grundsatz der Optimierung kann gemäss Art. 6 StSV als erfüllt betrachtet werden.

Im Rahmen der OSPAR-Kommission berichtet das ENSI kraftwerkspezifisch periodisch über die radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser, die verwendeten Reinigungsverfahren, die durchgeführten und geplanten Massnahmen zur Verringerung der radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser. Die Abbildung 4.6-3 zeigt die Entwicklung der flüssigen Abgaben des KKB verglichen mit den im Rahmen der OSPAR-Kommission erhobenen Daten anderer europäischer Reaktoren. Aus dieser Abbildung ist die Reduktion unter den Zielwert von 1 GBq pro Jahr ab dem Jahr 2007 deutlich zu erkennen. Seit 2007 liegen die flüssigen Abgaben des KKB damit, wie basierend auf der Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen<sup>123</sup> angestrebt, in der Grössenordnung des Medians der europäischen Reaktoren.



**Abbildung 4.6-3: Abwasserabgaben des KKB im Vergleich mit den anderen europäischen Reaktoren gemäss OSPAR, dem Kernkraftwerk Gösgen und den gesamten flüssigen Abgaben der Schweiz**

#### 4.6.8 Umgebungsüberwachung und Auswirkungen der Abgaben auf die Umgebung

Die Überwachung der Direktstrahlung und der Radioaktivität in der Umgebung ist – in Ergänzung zur Abgabelimittierung und Berechnung der Dosis aus den erfolgten Emissionen – eine weitere wichtige Kontrollmassnahme zum Schutz der Bevölkerung. Dabei wird überprüft, ob einerseits der quellenbezogene Dosisrichtwert gemäss Art. 7 der StSV und der Dosisrichtwert von 0,1 mSv pro Jahr bezüglich Direktstrahlung gemäss Richtlinie ENSI-G15<sup>104</sup> eingehalten werden. Andererseits wird untersucht, ob die Bedingungen bezüglich der in der StSV Art. 102 vorgegebenen Immissionsgrenzwerte erfüllt sind.

Die Immissionsmessungen des Betreibers und der Behörde erfolgen gemäss dem Umgebungsüberwachungsprogramm im bereits erwähnten Abgabereglement. Beteiligt sind neben dem KKB selbst (bzw. dem PSI im Auftrag der Axpo) das Bundesamt für Gesundheit (BAG), die Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz (EAWAG), das Institut Universitaire de Radiophysique (IRA), die Universität Bern sowie das Kantonale Labor des Kantons Aargau und das ENSI.

#### Angaben des KKB<sup>79</sup>

Das PSI führt im Auftrag der Axpo im Rahmen von Art. 103 StSV Messungen der Ortsdosis mit Thermolumineszenz-Detektoren (TLD) am Zaun und in der Umgebung (insgesamt 42 Messpunkte), radioanalytische Untersuchungen von Staubfangplatten (14 Standorte) und Luftfiltern (2 Standorte), Regensammlern (2 Standorte), Bodenproben (2 Probenahmeorte), Grasproben (6 Probenahmeorte) sowie im aquatischen Milieu radioanalytische Untersuchungen von Aarewasser (3 Probenahmeorte) durch.

Bei der Bewertung der Resultate der Umgebungsüberwachung während des Beurteilungszeitraums kommt das KKB zu folgenden Schlussfolgerungen:

- In der Nahumgebung des PSI und des KKB konnten keine aussergewöhnlichen Dosen resp. Dosisleistungen gemessen werden.

- Bei der Beprobung der luftgetragenen Radioaktivität konnten keine Nuklide nachgewiesen werden, die mit dem Betrieb der schweizerischen Kernkraftwerke in Zusammenhang gebracht werden können.
- Beim Wasserpfad waren bei Wasserproben mit Ausnahme von Tritium (H-3) keine anthropogenen Radionuklide im Aarewasser nachweisbar. Die nachgewiesenen Tritiumkonzentrationen lagen, abgesehen von leicht erhöhten Werten infolge von Revisionsarbeiten, meistens unterhalb der Nachweisgrenze.

Im Februar 2011 wurde die Sanierung des Oberwasserkanals abgeschlossen. Erforderlich war diese, weil im Jahr 1970 leicht kontaminierter Kies mit Zustimmung der Aufsichtsbehörde in den Oberwasserkanal verbracht und bilanziert worden war, dieses Vorgehen nach heutiger Gesetzgebung aber nicht mehr möglich wäre. Es führte dazu, dass die Entnahme von kontaminiertem Material oder ein langer Aufenthalt an der Böschung des Oberwasserkanals durch eine Person der Bevölkerung zu einer Überschreitung des Jahressgrenzwertes von 1 mSv für nicht beruflich strahlenexponierte Personen hätte führen können. Aus diesem Grund wurde der Oberwasserkanal insbesondere im Uferbereich saniert. Insgesamt wurden dabei 20 t Material (Kies, Humus und Wurzelholz) entnommen und im Zwiilag entsorgt. Des Weiteren wurde der Bereich unterhalb der Wasserlinie durch Abdecken mit sogenannten Gabionenmatten gesichert. Nach Abschluss der Sanierungsmassnahmen betrug die Dosisleistung an der Böschung oberhalb der Wasserlinie im betroffenen Bereich in 10 cm Abstand weniger als 0,1 Mikro-Sv/h und unterhalb der Wasseroberfläche weniger als 0,6 Mikro-Sv/h, was dem vom ENSI vorgegebenen Zielwert entspricht. Damit kann nun eine Überschreitung des Jahressgrenzwertes für nicht beruflich strahlenexponierte Personen ausgeschlossen werden.

Gemäss Schlussfolgerungen des KKB erfüllt der vom PSI im Auftrag der Axpo durchgeführte Teil des Umgebungsmessprogramms die gesetzlichen Anforderungen gemäss Art. 103 StSV. Der Betrieb der beiden Blöcke 1 und 2 verursacht keine signifikante Erhöhung der Dosen in der Umgebung. Insbesondere wurden keine Überschreitungen von Immissionsgrenzwerten festgestellt. Abgesehen von der laufenden Anpassung an neue technische Entwicklungen bei den Analyse- und Messverfahren sind nach Meinung des KKB keine Veränderungen des Überwachungsprogrammes erforderlich.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 17 StSG

Art. 102 bis 106 StSV

Richtlinie ENSI-G15<sup>104</sup>

Abgabereglement für das KKB<sup>118</sup>

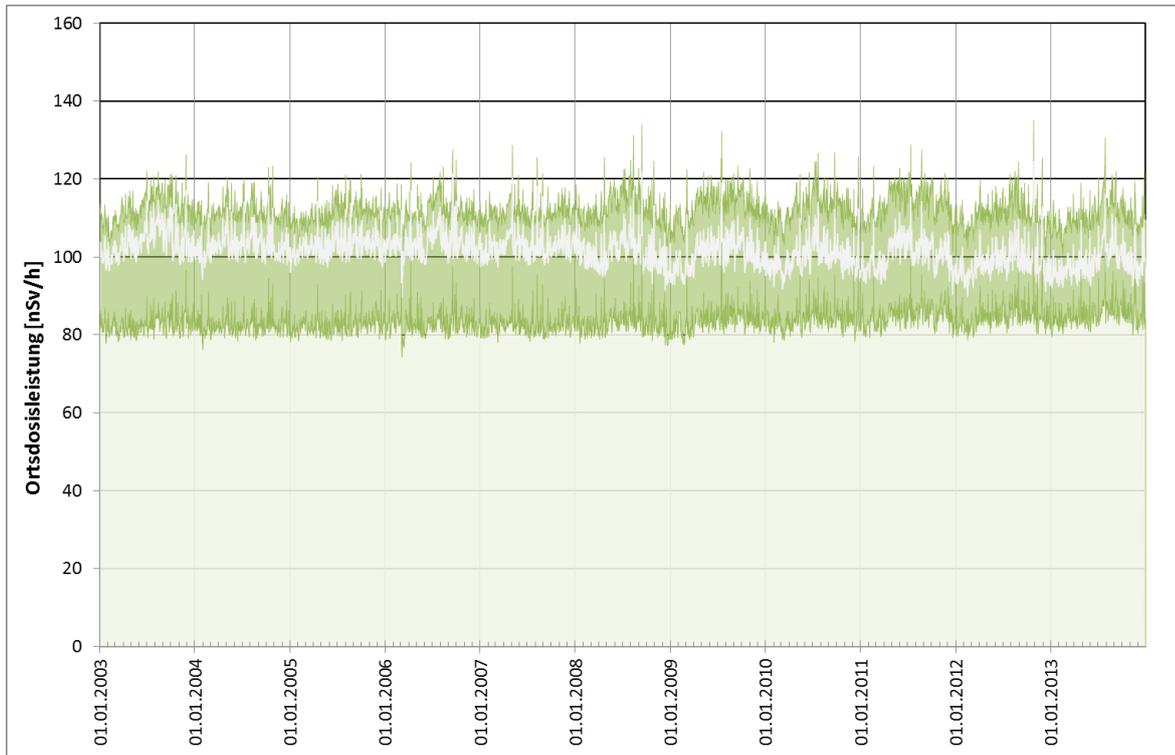
### **Beurteilung des ENSI**

Das ENSI bewertet das Umgebungsüberwachungsprogramm, das in Absprache zwischen ENSI und BAG festgelegt worden ist, als geeignet, um den gesetzlichen Auftrag gemäss Art. 104 und 105 StSV zu erfüllen. Das Messprogramm berücksichtigt hinsichtlich der Auswahl und der Festlegung der zu überwachenden Medien, der Probenahmeorte, der Messhäufigkeit, der Verfahren zur Probenerhebung und für Messungen sowie der zu erreichenden Messempfindlichkeiten die folgenden Aspekte:

- den Abgabepfad, die Menge, die Zusammensetzung und die physikalische und chemische Form der aus dem KKB freigesetzten radioaktiven Stoffe
- die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe in der Umwelt sowie den Übergang in Pflanzen und Nahrung
- die Besiedlungsstruktur und Ernährungsgewohnheiten der Bevölkerung

Im Sinne einer Beweissicherung wird zusätzlich zu den im Reglement genannten Messungen bei allen schweizerischen Kernkraftwerken die Umgebung jedes zweite Jahr mit einem Helikopter aeroradiometrisch ausgemessen. Das KKB ist bei diesen Messungen jeweils nicht als Strahlenquelle erkennbar.

Mit der Veröffentlichung und Beurteilung der erhobenen Messwerte in den jährlich erscheinenden Berichten „Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz“ des BAG und im Strahlenschutzbericht des ENSI wird der gesetzliche Auftrag gemäss Art. 106 der StSV erfüllt. Ein Beispiel für eine Auswertung von Messdaten ist in Abbildung 4.6-4 gegeben, in welcher der Wertebereich der MADUK-Sonden im Messring KKB für die Jahre 2003-2013 dargestellt ist. Mit dem Einbau von Messsonden mit zwei Niederdosiszählrohren sind die jahreszeitlichen Schwankungen ab 2008 deutlich zu erkennen. Das ENSI beurteilt Qualität, Verfügbarkeit und Aussagekraft der Umgebungsüberwachungsdaten als sehr hoch.



**Abbildung 4.6-4: Wertebereich der Tagesmittelwerte aller Messstationen im Messring KKB im Zeitraum von 2003 bis 2013. Die helle Linie stellt dabei den Medianwert dar.**

Bezüglich des leicht kontaminierten Kieses im Bereich des Oberwasserkanals teilt das ENSI die Beurteilung des KKB, dass davon nach der abgeschlossenen Sanierung keine radiologische Gefährdung ausgeht.

Die aus der Umgebungsüberwachung insgesamt gewonnenen Resultate stützen die Schlussfolgerungen des KKB, dass nur in Ausnahmefällen die in der Umgebung erhobenen Messwerte durch den Betrieb des KKB beeinflusst sind. So zeigten im aquatischen Milieu Wasser- und Sedimentproben insbesondere zu Beginn der Berichtsperiode vereinzelt Spuren von künstlichen Radionukliden wie  $^3\text{H}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ , und  $^{137}\text{Cs}$ , welche mit dem Betrieb des KKB in Zusammenhang gebracht werden können. Dabei zeigten die nachgewiesenen Aktivitätskonzentrationen mit Ausnahme des Tritiums einen abnehmenden Trend, welcher mit der Reduktion der flüssigen Abgaben (vgl. Kapitel 4.6.7) im KKB korreliert. Die Messergebnisse des Umgebungsüberwachungsprogramms zeigen, dass die Immissionsgrenzwerte gemäss Art. 102, der quellenbezogene Dosisrichtwert gemäss Art. 7 StSV und ENSI-G15<sup>104</sup> sowie der Richtwert für Direktstrahlung nach ENSI-G15<sup>104</sup> durch den Betrieb des KKB im Bewertungszeitraum immer eingehalten wurden.

## 4.7 Entsorgung

### 4.7.1 Konditionierung

#### Angaben des KKB

##### *Ionenaustauscherharze*

Im Berichtszeitraum sind insgesamt 30 m<sup>3</sup> bzw. im Schnitt 3 m<sup>3</sup>/Jahr kontaminierte Harze angefallen. Dieses für eine Doppelblockanlage sehr niedrige Volumen ist eine Folge von hoher chemischer bzw. radiochemischer Reinheit der Systeme, von dichten Dampferzeugern und dichten Brennelementen sowie von einem störungsarmen Betriebsverhalten der Anlagen.

Im Jahr 2004 wurde die fahrbare Anlage zur Konditionierung der Ionenaustauscherharze durch eine fest installierte Einrichtung im Block 1 ersetzt. Mit der neuen Anlage können die Harze sowohl in die Abfallgebinde eingefüllt als auch mit Styrol verfestigt werden. Dadurch konnte die Konditionierung der Harze deutlich optimiert werden. Allerdings ereignete sich im Endkonditionierraum im Jahr 2006 ein Handhabungsstörfall mit (teil-) konditionierten Harzgebinden, wobei der Absturz eines Fasses vom Kran den Verlust eines Teils des enthaltenen Harz/Styrolgemischs und eine entsprechende Kontamination zur Folge hatte. Ausserdem kam es bei der ersten Konditionierungskampagne bei neun von zwölf Abfallgebinden zu Konformitätsabweichungen (Wölbungen der Gebindedeckel) infolge unerwarteter Ausdehnung des Styrols beim Aushärten. Nach Identifikation der Ursachen (Temperaturanstieg infolge katalysierender Wirkung der ionisierenden Strahlung auf die Polymerisation des Styrols sowie zu hohes Abfüllvolumen) konnte der Prozess jedoch durch geeignete Massnahmen wieder unter Kontrolle gebracht werden. Insgesamt wurden im Berichtszeitraum 300 Gebinde zu je 100 l nach dem alten Verfahren und 205 Gebinde zu je 200 l nach dem neuen Verfahren hergestellt.

##### *Schlamm aus der Aufbereitung radioaktiver Abwässer (AURA-Schlamm)*

Bei der Abwasseraufbereitung entstanden im Zeitraum von 2002 bis 2011 im jährlichen Mittel etwa 1340 kg AURA-Schlamm mit einem Feststoffgehalt von 25 Gew.-%; diese Menge entspricht im Mittel 14 endkonditionierten 200-l-Abfallgebinden pro Jahr. Im Jahr 2003 wurde in beiden Blöcken das gesamte Entwässerungssystem in der kontrollierten Zone gereinigt. Dabei wurden die darin abgelagerten Rückstände ins AURA-System gespült, woraus in diesem Jahr eine ungewöhnlich hohe Menge AURA-Schlamm von mehr als 2000 kg entstand. Auch im Jahr 2008 fiel die AURA-Schlammmenge höher aus als üblich; infolgedessen mussten in diesen zwei Jahren statt einer jeweils zwei Konditionierungskampagnen gefahren werden.

Mit der Inbetriebnahme der Nanofiltrationsanlage im Jahr 2007 änderte sich die Zusammensetzung des AURA-Schlammes, und es musste ein neuer Abfallbindetyp spezifiziert werden.

Bei der Produktion der Abfallgebinde traten über den gesamten Berichtszeitraum hinweg keine Störungen auf. Sämtliche hergestellten Abfallgebinde waren spezifikationskonform und wurden im Rückstandslager eingelagert.

##### *Filter*

- Filterkerzen

Auf Grund der niedrigen Ortsdosisleistung (ODL) der angefallenen Filterkerzen konnten diese zum grössten Teil als verbrennbarer Mischaabfall in der Plasmaanlage der Zwischenlager Würenlingen AG (Zwilag) entsorgt werden. Demzufolge werden im KKB nur noch in Ausnahmefällen Abfallgebinde mit Filterkerzen hergestellt. Das entsprechende konditionierte Abfallvolumen belief sich im Berichtszeitraum auf insgesamt 1,5 m<sup>3</sup>.

- Filter aus Lüftungsanlagen

Abluftfilterkästen aus mobilen und stationären Ventilationsanlagen werden kampagnenweise an die Zwilag abgeliefert und dort zerlegt, wobei die inaktiven Bestandteile freigemessen und das kontami-

nierte Material in der Plasmaanlage behandelt wird. Von den insgesamt 222 angefallenen Abluftfilterkästen wurden im Berichtszeitraum 156 auf diesem Wege entsorgt; die restlichen 66 Stück befinden sich noch dicht verpackt im ZWIBEZ-Lager für schwachaktive Abfälle (SAA-Lager).

#### *Mischabfall*

- Verbrennbarer und schmelzbarer Mischabfall

Die sortierten Mischabfälle werden kampagnenweise zur Zwiilag überführt, dort in der Plasmaanlage verarbeitet und die daraus entstehenden endkonditionierten Abfallgebilde bis zur Überführung in das geologische Tiefenlager bei der Zwiilag zwischengelagert. Per Ende 2011 befanden sich im SAA-Lager noch 11 vorbereitete Gebilde mit verbrennbarem sowie 307 Stück mit schmelzbarem Mischabfall. Weitere 274 KKB-Abfallgebilde mit schmelzbarem Abfall befanden sich zum Stichtag bei der Zwiilag. Es wird damit gerechnet, dass die schmelzbaren Mischabfälle in den nächsten 4 bis 6 Jahren in der Plasmaanlage der Zwiilag verarbeitet werden können.

- Verpressbarer Mischabfall

Auf Grund des erfolgreichen Betriebs der Plasmaanlage der Zwiilag werden keine Mischabfälle mehr verpresst. Es besteht aber grundsätzlich immer noch die Möglichkeit, Abfallgebilde mit hochdruckverpresstem Abfall herzustellen. Die dazu erforderlichen Einrichtungen sind funktionstüchtig, und es existiert auch ein genehmigter Abfallgebildetyp.

- Zementierbarer Mischabfall

Seit der Inbetriebnahme der Plasmaanlage der Zwiilag wird solcher Abfall (Kies, Bauschutt, Betonbohrschlamm) dem schmelzbaren Mischabfall in kleinen Mengen beigemischt. Grössere Mengen werden bei der Zwiilag direkt mit Zement in 4,5 m<sup>3</sup> Behältern des Typs KC-T12 verfestigt und auch dort eingelagert.

#### *Bewertung des KKB*

Im Berichtszeitraum wurden insgesamt 948 endkonditionierte Abfallgebilde produziert. Dies entspricht einem langjährigen Mittel von 18,5 m<sup>3</sup>/Jahr. Im Vergleich zum vorangehenden Berichtszeitraum 1992 - 2001 verringerte sich das mittlere Abfallvolumen um 38 %. Drei Viertel des Gesamtvolumens gehen auf die Ionenaustauscherharze sowie auf die seit 2006 zur Verarbeitung in der Plasmaanlage der Zwiilag abgegebenen Mischabfälle zurück. Allerdings gestaltet sich die Verarbeitung der schmelzbaren Mischabfälle schwieriger als erwartet. Der Bestand der entsprechenden KKB-Rohabfälle belief sich per Ende 2011 noch auf insgesamt 581 Gebilde mit einer Gesamtmasse von rund 150 t. Die Verarbeitung dieser Abfallmenge soll aber in den nächsten 4 bis 6 Jahre bewältigt werden.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

KEG, KEV

StSG, StSV

Richtlinie ENSI-B05<sup>124</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

Die radioaktiven Abfälle des KKB werden nach genehmigten Abfallgebildetypen endkonditioniert. Die Konzentrate aus der Abwasserreinigung (AURA-Schlamm) sowie die Ionenaustauscherharze werden KKB-intern konditioniert. Die übrigen Abfälle (Mischabfälle) werden zur Behandlung an die Zwiilag abgegeben. Die anlässlich der ersten Konditionierungskampagne von Harzen nach dem neuen Konzept im Jahre 2004 aufgetretenen Konformitätsabweichungen an neun Abfallgebilden sind von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung und führten zu keinen unzulässigen Aktivitätsfreisetzungen oder Bestrahlungen von Menschen. Die ergriffenen Gegenmassnahmen haben sich als zweckmässig erwiesen und bewährt. Die betroffenen Gebilde sind transport-, zwischen- und endlagerfähig. Alle übrigen der insgesamt 948 endkonditionierten Abfallgebilde waren spezifikationskonform.

Das Volumen der endkonditionierten radioaktiven Abfälle des KKB konnte im Vergleich zum vorangehenden Berichtszeitraum deutlich reduziert werden. Dies ist einerseits auf eine laufende Modernisierung der technischen Einrichtungen sowie auf die Optimierung der Abläufe und andererseits auf die konsequente Nutzung der Möglichkeiten zur Inaktivfreigabe (Dekontaminieren, Abklinglagerung) zurückzuführen. Die verzögerte Verarbeitung der schmelzbaren Abfälle in der Zwiilag-Plasmaanlage resultiert aus einer von der ursprünglichen Planung abweichenden Betriebsweise der Plasmaanlage und betrifft gleichermassen alle Werke. Die um maximal 4 bis 6 Jahre verlängerte Lagerung in unkonditionierter Form ist für diese Abfälle sicherheitstechnisch unproblematisch.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass die Abfallbehandlungskonzepte und -anlagen des KKB dem Stand der Technik entsprechen. Die getroffenen Massnahmen zur Reduzierung der Abfallmenge sind zweckmässig und optimiert. Das ENSI wird sich im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit davon überzeugen, dass der Restbestand an unkonditionierten schmelzbaren Abfällen im angekündigten Zeitrahmen abgebaut wird.

#### **4.7.2 Zwischenlagerung**

##### **Angaben des KKB**

Am Standort Beznau werden die radioaktiven Abfälle und die abgebrannten Brennelemente je nach Typ in unterschiedlichen dazu ausgelegten Lagerstätten aufbewahrt.

##### *Lager für hochaktive Abfälle (HAA-Lager) des ZWIBEZ*

Seit der Inbetriebnahme des HAA-Lagers am 29. Februar 2008 wurden dort bis Ende 2012 drei Transport- und Lagerbehälter (TLB) vom Typ TN24GB mit abgebrannten Brennelementen (BE) eingelagert. Der Betrieb verlief störungsfrei. Ausserdem sind im HAA-Lager in einem separaten Bereich die zwei ausgebauten Dampferzeuger (DE) aus dem Block 1 zwischengelagert.

##### *Lager für schwachaktive Abfälle (SAA-Lager) des ZWIBEZ*

Im SAA-Lager werden neben schwachaktiven endkonditionierten Abfällen z. T. auch Rohabfälle, kontaminierte Komponenten (insbesondere die vier ausgebauten Statoren der Reaktorhauptkühlmittelpumpenmotoren sowie Teile der Hauptkühlmittelleitung), Materialien zum Abklingen sowie diverse kontaminierte Betriebsgegenstände (Ersatzteile, Werkzeuge, Abschirmungen) gelagert.

Im Berichtszeitraum wurden im SAA-Lager im Rahmen von Kontrollen und Gebindeinspektionen in den Jahren 2005 und 2010 insgesamt 63 schadhafte endkonditionierte Gebinde aus ehemaliger Produktion des Eidgenössischen Instituts für Reaktorforschung entdeckt. Bei 23 Stück war die Integrität nach den zur Schadensklärung getätigten Untersuchungen derartig geschwächt, dass diese Gebinde zusammen mit einem weiteren zur Untersuchung herangezogenen Referenzgebilde in KC-T12- Behälter eingestellt wurden. Die übrigen 40 schadhafte Abfallgebilde wurden zur jährlichen Inspektion in einen separaten Container platziert.

Bei der Gebinde-Inspektion im Jahr 2009 wurde eine leichte Kontamination (0,1 Richtwert) am Boden eines ZWIBEZ-Containers (Harass) und am Lagerboden gefunden, welche von einem undichten, mit Glasperlen gefüllten Gebilde stammte. Die Fässer mit Glasperlen wurden im Nebengebäude entleert und die Glasperlen über den Abfallpfad "Mischabfall schmelzbar" entsorgt. Der Container und der Lagerboden wurden gereinigt.

Am Ende der Berichtsperiode waren bis auf die oben genannten 24 schadhafte, in KC-T12-Behältern platzierten Gebinde alle Abfallgebilde im SAA-Lager transport- und zwischenlagerfähig.

##### *Betriebliche Brennelementlagerbecken (BE-Lagerbecken)*

In den BE-Lagerbecken der Blöcke 1 und 2 werden die abgebrannten BE gelagert, bis sie zur Wiederaufarbeitung abtransportiert werden (wegen Moratorium momentan nicht möglich) bzw. bis sie in TLB umgeladen und in das HAA-Lager eingelagert werden. Ausserdem befinden sich in den BE-Lagerbecken Reaktorabfälle in diversen Gefässen. Über die Inventare der BE-Lagerbecken berichtet das KKB in den Jahresberichten.

Abgesehen von einem meldepflichtigen Vorkommnis im Jahr 2007 (Verunreinigungen im BE-Lagerbecken A, Block 2 durch Fremdeinwirkung, Vorkommnis 07-2002), welches nach aktuellem Kenntnisstand ohne Folgen für die langfristige BE-Integrität war, verlief der Betrieb der BE-Lagerbecken planmässig.

#### *Rückstandslager (RS-Lager)*

Im RS-Lager werden ausschliesslich endkonditionierte Abfälle aus dem Betrieb des KKB gelagert.

Im Jahr 2006 stürzten infolge einer Fehlbedienung des Rückstandslagerkrans sechs 100-l-Fässer um. Ausser geringfügigen Deformationen an den Spannringdeckeln der umgestürzten Gebinde hatte dieser Vorfall keine Auswirkungen. Aus den betroffenen Gebinden trat keine Aktivität aus. Die radiologische Auswirkung beschränkte sich auf die beim Bergen der Gebinde verursachte Kollektivdosis für das Personal von knapp 0,5 mSv.

Ausserdem zeigte sich bei einer Inspektion im Jahr 2005, dass sich am Fassboden eines Gebindes infolge aus einem anderen Gebinde austretender Styroldämpfe Farbe gelöst hatte. Ferner wurden während einer Inspektion im Jahr 2010 auf einem Gebinde weisse Flecken beobachtet, vermutlich eingetrocknete Farbe (Ursache unbekannt). Bei weiteren Inspektionen wurden noch sieben andere Gebinde mit optischen Auffälligkeiten gefunden, wobei es sich hier um kleine Mengen ausgelaufenes Styrol, um abwischbare Verschmutzungen sowie um durch Styroldämpfe verursachte Farbschäden handelte.

Abgesehen vom Gebindeabsturz im Jahr 2006 erforderte keine der genannten Auffälligkeiten das Ergreifen von Sofortmassnahmen. Am Ende der Berichtsperiode waren alle Abfallgebinde im RS-Lager transport- und zwischenlagerfähig.

#### *DE-Lager*

Im DE-Lager werden diverse Grosskomponenten, darunter insbesondere die zwei ausgebauten DE aus dem Block 2 sowie Teile der ausgebauten Hauptkühlmittelleitung gelagert. In der Berichtsperiode ergaben sich beim Betrieb des DE-Lagers keine meldepflichtigen Ereignisse.

#### *Aktualität der Störfallanalysen*

Die Störfallanalysen sind in den Sicherheitsberichten enthalten. Die für die Lager relevanten Berichte wurden im Jahr 2011 aktualisiert und sind somit aktuell.

Einzig für das DE-Lager liegen keine expliziten Störfallanalysen vor. In diesem Fall erachtet das KKB eine Analogiebetrachtung zum ZWIBEZ HAA-Lagerteil mit den zwei übrigen Dampferzeugern auf Grund der vergleichbaren Aktivitätsinventare als zulässig.

#### *Instandhaltungs- und Instandsetzungsmassnahmen*

Bei allfälligen Befunden, beispielsweise bei den Inspektionen des Lagergutes, welche die Integrität oder Handhabung des Lagergutes gefährden könnten, werden Sanierungsmassnahmen ergriffen. Die Instandhaltungs- und Instandsetzungsmassnahmen sind in Weisungen geregelt.

#### *Lagerkapazität*

- HAA-Lager

In seiner endgültigen Nutzungsphase steht im HAA-Lager eine Stellfläche für bis zu 48 TLB in zwei getrennten Lagerbereichen zur Verfügung: 36 Stellplätze im Lagerbereich I und 12 Stellplätze im Lagerbereich II, wo aktuell die zwei im Jahre 1999 ausgebauten DE von Block 2 gelagert sind. Im Bedarfsfall könnten im Bereich zwischen den Lagerbereichen I und II bis zu 6 weitere TLB zwischengelagert werden. Wenn der Hauptlagerbereich nahezu voll ist, sollen die DE entsorgt werden, wodurch zusätzliche Stellplätze (max. 54) verfügbar werden. Am Ende der Berichtsperiode befanden sich 3 TLB im Lagerbereich I. Die vorhandene Lagerkapazität ist für einen Betrieb beider Blöcke von bis zu 60 Jahren ausreichend.

- SAA-Lager

Im SAA-Lager werden die konditionierten Abfallgebinde in so genannten ZWIBEZ-Lagercontainern mit jeweils bis zu 72 Abfallgebinden aufbewahrt. Es haben maximal 440 Container entsprechend maximal 31'680 Abfallgebinde Platz. Am Ende der Berichtsperiode waren davon rund 5 % belegt. Zusätzlich befanden sich dort zum gleichen Zeitpunkt noch 178 Gebinde, die in 1-m<sup>3</sup>-Betoncontainern verpackt waren.

Die Lagerkapazität des SAA-Lagers reicht sowohl für die noch anfallenden Betriebsabfälle bis zum Ende des Anlagenbetriebs als auch für die Stilllegungsabfälle.

- RS-Lager

Das RS-Lager ist zu rund 85 % mit endkonditionierten 100- und 200-l-Abfallgebinden gefüllt; nach planmässigem Betrieb wird die Lagerkapazität in knapp 4 Jahren ausgeschöpft sein. Deshalb ist eine Umlagerung aus dem RS-Lager in das SAA-Lager vorgesehen.

- DE-Lager

Zurzeit sind die beiden DE von Block 1 sowie 16 Teile der Hauptkühlmittelleitungen aus beiden Blöcken eingelagert. Grundsätzlich gibt es hinreichend Platz für vier DE-Unterteile. Wenn aus Kapazitätsgründen die entsprechenden Teile von Block 1 aus dem HAA-Lager in das DE-Lager zu überführen sind (vgl. DE-Entsorgungskonzept<sup>125</sup>), werden die Teile der Hauptkühlmittelleitungen in das SAA-Lager verschoben.

#### *Annahme, Einlagerung und Lagerbewirtschaftung*

Die Abläufe zur Annahme und Einlagerung sowie die Lagerbewirtschaftung sind in Arbeitsvorschriften und -weisungen geregelt. Damit wird sichergestellt, dass die Annahmebedingungen sowie die Bestimmungen der Betriebsbewilligungen bzw. der Sicherheitsberichte eingehalten werden.

#### *Stellplatzkonzepte*

- HAA-Lager

Das Stellplatzkonzept für das HAA-Lager ZWIBEZ ist Gegenstand des entsprechenden Sicherheitsberichtes.

- SAA-Lager

Im SAA-Lager werden die konditionierten Abfallgebinde grundsätzlich in so genannten ZWIBEZ-Lagercontainern gelagert. In einem ZWIBEZ-Lagercontainer Typ II haben maximal 72 200-l-Abfallgebinde Platz. Die Grundfläche des SAA-Lagers bietet Platz für 55 Lagercontainer, und die Höhe erlaubt maximal 8 aufeinandergestapelte Containerlagen. In einem Lagercontainer darf sich nur gleichartiges Lagergut befinden wie endkonditionierte Abfallgebinde, Rohabfälle, Materialien zur Abklinglagerung oder schwachaktive Materialien. Die Lagercontainer können ohne zusätzliche Massnahmen übereinander gestapelt werden, wobei folgendes zu beachten ist: i) Container mit brennbaren Rohabfällen sind mit möglichst grossem Abstand zu anderem Lagergut zu stapeln, ii) Container mit gleichartigem Inhalt sind gruppiert zu stapeln und iii) der Unterschied zwischen benachbarten Stapeln darf auf der Längsseite maximal 2 Containerlagen betragen.

Zusätzlich sind im SAA-Lager 178 1-m<sup>3</sup>-Betoncontainer eingelagert. Diese Gebinde dürfen gemäss ENSI-Bewilligung ausserhalb von Lagercontainern auf den Boden gestellt werden; sie sind ganz vorne im Lager platziert.

Diese Systematik ergibt ein übersichtliches Lager, wobei das Lagergut jederzeit ohne grossen Aufwand zu handhaben ist.

- BE-Lagerbecken

Die BE-Lagerbecken des KKB, in jedem Block BE-Lager-A und BE-Lager-B, sind betriebliche BE-Lager. Alle Lager-Positionen der BE-Lager sind sicherheitstechnisch gleichwertig. Aus diesem Grund ist ein Stellplatzkonzept, insbesondere für die Lagerung abgebrannter BE, nicht erforderlich.

Allerdings befinden sich im Lagerbecken B von Block 1 auf einem Betonsockel mehrere Sammelbehälter mit diversen Reaktorabfällen, die gegen ein allfälliges Verrutschen bzw. Abstürzen während eines Erdbebens nicht gesichert sind. Auch wenn diese Behälter nicht direkt auf die BE abstürzen können, sondern allenfalls zwischen Lagergestellen und Betonsockel auf den Beckenboden fallen können und somit eine Beschädigung von BE in den Lagergestellen faktisch ausgeschlossen werden kann, sollen diese Behälter in nächster Zeit zwecks Minimierung des Gefahrenpotenzials auf den Lagerbeckenboden abgestellt werden, wie dies in den BE-Lagerbecken von Block 2 bereits der Fall ist.

- RS-Lager

Das RS-Lager ist in zwei Teile aufgeteilt und umfasst je einen Bereich für 100-l bzw. für 200-l Gebinde, wobei die Gebinde entsprechend den Einlagerungsvorschriften nach einer vorgegebenen Systematik eingelagert werden.

#### *Inspektionskonzept*

- SAA-Lager und RS-Lager

Die Stellplatzkonzepte für Gebinde gewährleisten neben der sicheren Lagerung auch die Inspektion und Überprüfung aller Gebinde mit angemessenem Zeitaufwand. Für das SAA-Lager und das RS-Lager wird dies insbesondere über Referenzgebände gewährleistet.

- HAA-Lager

Die TLB sind an einem permanenten Behälterüberwachungssystem angeschlossen; während der bisherigen Betriebszeit wurden keine Undichtigkeiten gemeldet. Die Temperaturen der drei bislang eingelagerten Behälter werden seit deren Einlagerung systematisch erfasst und ausgewertet. Aus der Erfahrung ergeben sich keine Notwendigkeiten für Ergänzungen des Inspektionskonzeptes.

- BE-Lagerbecken

Die Möglichkeit für Stichproben in den BE-Lagerbecken ist zwar jederzeit gegeben, aber momentan besteht kein Inspektionskonzept für abgebrannte BE, und es sind auch keine entsprechenden Inspektionen geplant. Zur Überwachung der langfristigen Integrität der BE wird während des Einsatzes der BE im Reaktor das Wasser im Primärkreislauf regelmässig radiochemisch überwacht, wobei allfällige undichte BE im Reaktorkern durch einen Anstieg der Aktivitätskonzentration einzelner Nuklide bemerkt würden. Undichte BE werden repariert, damit diese entweder wieder in den Reaktor eingesetzt oder in TLB eingelagert werden können. Falls es keine Anzeichen auf Undichtigkeiten gibt, werden die abgebrannten BE ohne weitere Untersuchung ins betriebliche BE-Lagerbecken entladen und später in die TLB geladen.

Auch für die BE-Lagergestelle gibt es im KKB kein Überwachungskonzept im Sinne einer vollumfänglichen Inspektion. In den BE-Lagerbecken A der Blöcke 1 und 2 kommen so genannte Boral-Kompakt-Lagergestelle zum Einsatz. Bei solchen Lagergestellen sind in der Vergangenheit international diverse Integritätsdefizite rapportiert worden. In diesem Zusammenhang erfolgten im KKB bereits im Dezember 1987 sowie im März/April 1989 ausführliche Inspektionen der Kanäle der Lagerpositionen. Bei diesen Inspektionen konnte keine Veränderung der Kanäle festgestellt werden. Die BE-Lagerbecken B des KKB sind reine Stahllager, d. h. sie sind von der Problematik der Boral-Degradation nicht betroffen.

Im KKB besteht zurzeit grundsätzlich keine Absicht, an den bis anhin verwendeten Prozeduren im Umgang mit den abgebrannten BE und den BE-Lagergestellen in den betrieblichen Lagerbecken etwas zu ändern, da sich diese eindeutig bewährt haben.

- RS-Lager

Im RS-Lager erfolgt jährlich eine Inspektion des Lagerinventars sowie der Gebäudestrukturen. Umfang und Durchführung der Inspektion sowie Beurteilung und Dokumentation der "Befunde" sind in einer Arbeitsvorschrift<sup>126</sup> geregelt.

- DE-Lager

Der Boden des DE-Lagers wird gemäss interner Strahlenschutzvorschrift monatlich auf abwischbare Kontamination geprüft und das Lagergut visuell kontrolliert.

#### *Transportfähigkeit der eingelagerten Abfallgebände*

Gemäss den heute geltenden Transportvorschriften können die meisten der im RS-Lager und im ZWIBEZ SAA-Lager befindlichen (konditionierten) Abfallgebände nur mit zusätzlicher Verpackung auf öffentlicher Strasse transportiert werden. Da im KKB bis einschliesslich der Stilllegung des Kraftwerks genügend Lagerplatz vorhanden ist, werden die Abfallgebände voraussichtlich erst nach Eröffnung des Tiefenlagers transportiert werden müssen. Abfallgebände, deren Dosisleistung es zulässt, können dann ohne spezielle Massnahmen in einem normierten 20-Fuss-Container Typ A transportiert werden. Für die übrigen Abfallgebände wird als zusätzliche Massnahme eine Abschirmung in Form eines Betoncontainers benötigt werden. Für Gebände, deren Integrität durch Schäden gefährdet ist, wird eine Zusatzverpackung notwendig sein.

#### *Transportfähigkeit der abgebrannten BE in den Lagerbecken und der TLB*

Dieses Thema wird in Kapitel 4.7.3 behandelt

#### *Lagerfähigkeit der eingelagerten TLB*

Dieses Thema wird in Kapitel 4.7.3 behandelt.

#### *Ergebnisse der Inspektionen*

Die Ergebnisse der Inspektionen sind bei der Betriebserfahrung der einzelnen Lager behandelt.

#### *Langfristige Integrität der abgebrannten BE und der Lagergestelle*

Die Dichtheit der BE (Integrität) wird beim Entladen der BE vom Reaktor in das Lagerbecken sichergestellt; undichte BE werden entsprechend repariert bzw. die defekten Brennstäbe werden gezogen und in eigens dafür vorgesehenes Behältnis (Quiver) umgeladen. Im Berichtszeitraum von 2002 bis 2012 sind keine Brennstabdefekte im KKB aufgetreten. Nach dem Entladen wird davon ausgegangen, dass die BE während der Nasslagerung im BE-Lagerbecken, also bis zur Umladung in die TLB, dicht bleiben. Die Hüllrohrintegrität (Dichtheit) der fortan in den TLB trocken gelagerten BE wird entsprechend den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G05 nachgewiesen.

Da so gut wie alle Positionen der betrieblichen Lagerbecken im Laufe eines Jahres mindestens einmal verwendet werden und es bislang keinerlei Hinweise für eine Degradation der Lagergestelle gibt, können insbesondere auch Effekte wie eine merkliche Reduktion der Neutronenabsorption zum jetzigen Zeitpunkt ausgeschlossen werden.

#### *Entsorgungskonzepte für Reaktorabfälle und Grosskomponenten*

- DE und Hauptkühlmitteleitungsteile (HKL)

Das Entsorgungskonzept für die DE ist in einer Aktennotiz<sup>127</sup> detailliert beschrieben. Spätestens wenn der Platz im HAA-Lager für TLB benötigt wird, werden in einem ersten Schritt die inaktiven Teile der Block-1-DE abgetrennt und entsorgt. Die verbleibenden aktiven Teile können dann im DE-Lager weiter gelagert werden. Die definitive Entsorgung der DE erfolgt, genauso wie diejenige der HKL-Teile, zum Zeitpunkt der Stilllegung.

- Statoren der Motoren der Reaktorhauptkühlmittelpumpen

Es ist vorgesehen, die im SAA-Lager in zwei Containern eingelagerten Statoren zu zerlegen und erforderlichenfalls zu dekontaminieren. Dies soll in den nächsten Jahren mit den vorhandenen Dekontaminationseinrichtungen und eigenem Personal durchgeführt werden. Als weitere Option wird auch eine Entsorgung über die Zwiilag erwogen.

- Reaktorabfälle

Keine Angaben.

#### *Bewertung des KKB*

Für das HAA- und das SAA-Lager des ZWIBEZ sowie für die BE-Lagerbecken und das Rückstandslager wurde eine vollständige Übereinstimmung mit den jeweils anwendbaren Kriterien gemäss Kapitel 7.10 der Richtlinie ENSI-G04<sup>128</sup> nachgewiesen. Im Lagerbetrieb werden alle Massnahmen getroffen, um den sicheren Einschluss des radioaktiven Materials zu gewährleisten. Die Dokumentation darüber ist geregelt und einsehbar.

Die Stellplatzkonzepte für Gebinde gewährleisten neben der sicheren Lagerung auch die Möglichkeit von Inspektionen und Überprüfungen aller Gebinde mit angemessenem Zeitaufwand. Für das SAA-Lager und das RS-Lager wird dies über Referenzgebäude gewährleistet. In den BE-Lagern sind Detektoren in den Lagerräumen, die allfällige Leckagen rasch detektieren lassen. Die Vorschriften zur Einlagerung stellen sicher, dass beim Entladen eines Kerns defekte BE vor der Einlagerung identifiziert werden können. Die Entsorgungskonzepte für TLB und Grosskomponenten entsprechen dem aktuellen Stand.

Die Störfallanalysen wurden stetig aktualisiert. Dabei hat sich gezeigt, dass die Auslegung der bestehenden Lager robust ist und grosse Sicherheitsmargen aufweist. Für das DE-Lager wird keine Notwendigkeit für einen Sicherheitsbericht erkannt. Alle wesentlichen Informationen sind in den Steckbriefen und in Analogien zum HAA-Lager ZWIBEZ enthalten.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

KEG, KEV

StSG, StSV

Richtlinie ENSI-G04<sup>128</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

Mit dem HAA-Lager und dem SAA-Lager des ZWIBEZ, sowie mit dem RS-Lager und dem DE-Lager verfügt das KKB grundsätzlich über genügend Kapazität, um seine radioaktiven Abfälle und abgebrannten BE bis zum Betriebsende bei einer angenommenen Betriebsdauer von 60 Jahren sowie die danach gemäss Stilllegungsplan anfallenden Stilllegungsabfälle einzubringen. Betreffend die Kapazitäten des HAA-Lagers ist in Anbetracht der aktuellen Schwierigkeiten bei der Qualifizierung der dem diesbezüglichen KKB-Konzept zugrundeliegenden Behälterbauart HI-STAR 180 jedoch ein Vorbehalt anzubringen; dazu sei an dieser Stelle auf die entsprechende Beurteilung des ENSI unter Kapitel 4.7.3 verwiesen.

Abgesehen vom DE-Lager liegen für sämtliche Zwischenlager spezifische Störfallanalysen vor. Aus Sicht des ENSI ist die entsprechende Analogiebetrachtung zum Lagerbereich II des ZWIBEZ HAA-Lagers aufgrund der vergleichbaren Inventare und Randbedingungen zulässig. Die Störfallanalysen sind Bestandteil der Sicherheitsberichte und die entsprechenden Nachweise der Einhaltung der Schutzziele bilden die Grundlage für die Betriebsbewilligungen. Das Störfallspektrum, die Aktualität der Störfallanalysen und die Auswirkungen der Störfälle werden in Kapitel 6.4 beurteilt.

Sämtliche Abläufe im Zusammenhang mit der Bewirtschaftung der Lager sind in Arbeitsvorschriften und -weisungen geregelt und im Managementsystem verankert. Damit wird sichergestellt, dass die Bestimmungen der Betriebsbewilligungen bzw. der Sicherheitsberichte eingehalten werden.

Die im Rahmen von Inspektionen und Kontrollrundgängen festgestellten bzw. bei Lagerarbeiten aufgetretenen Schäden an Abfallgebinden waren von geringer sicherheitstechnischer Relevanz und führten zu keinen unzulässigen Aktivitätsfreisetzungen oder Bestrahlungen von Menschen. Die fallweise getroffenen Massnahmen werden als zweckmässig bewertet.

Gemäss dem KKB sind grundsätzlich sämtliche konditionierten Gebinde, allenfalls unter Verwendung einer Zusatzverpackung, transportfähig, wobei sich diese Frage in Anbetracht der aktuellen Gegebenheiten (ausreichende Lagerkapazitäten und zeitlich weit entferntes Tiefenlager) auf absehbare Zeit nicht stelle. Dieser Haltung hält das ENSI entgegen, dass konditionierte Abfallgebände grundsätzlich transportfähig sein müssen und aus den Darlegungen des KKB nicht klar hervorgeht, ob aufgrund besonderer Inventare für einige Abfallgebände auch spezielle, eventuell kurzfristig nicht verfügbare Überverpackungen, z. B. vom Typ B und/oder "fissile", erforderlich sind.

Zusammenfassend wird festgestellt, dass die Kriterien betreffend die umfassende Sicherheitsbewertung gemäss Kapitel 7.10 der Richtlinie ENSI-G04<sup>128</sup> angemessen berücksichtigt sind. Das ENSI kann die diesbezüglichen PSÜ-Betrachtungen des KKB nachvollziehen und, zusätzlich gestützt auf die Inspektionsergebnisse der letzten Jahre, die Ergebnisse bestätigen. Die Kriterien der Richtlinie ENSI-G04<sup>128</sup> sind grundsätzlich erfüllt. Es fehlen im Rahmen der PSÜ2012 aber noch ein Entsorgungskonzept für die Reaktorabfälle in den BE-Lagerbecken sowie eine fundierte Bewertung bezüglich der Transportfähigkeit von Abfallgebinden, welche aufgrund ihres Aktivitäts- oder Nuklidinventars nicht als Typ-A-Versandstücke transportiert werden können. Teil einer solchen Überprüfung und Bewertung betreffend Transportfähigkeit der endkonditionierten Abfallgebände im Rückstandslager sowie im SAA-Lager des ZWIBEZ unter Berücksichtigung der effektiven Nuklid- und Aktivitätsinventare der einzelnen Gebinde ist auch eine Aussage dazu, ob einzelne Gebinde allenfalls spezielle Überverpackungen vom Typ B und/oder "fissile" erfordern. Ebenfalls dazu gehört, die aktuellen Gefahrgutvorschriften gemäss ADR für die Klasse 7 zu berücksichtigen und gegebenenfalls in diesem Zusammenhang eine fundierte Bewertung hinsichtlich der konkreten Verfügbarkeit eines entsprechenden Behältertyps durchzuführen.

Das KKB hat die Bearbeitung o. g. Punkte zum Entsorgungskonzept der Reaktorabfälle und zur Transportfähigkeit der endkonditionierten Abfallgebände bereits aufgenommen. Die beiden genannten Themen konnten aber bis zur Veröffentlichung dieser Stellungnahme nicht abgeschlossen werden und werden daher im Aufsichtsverfahren weiter verfolgt.

### **4.7.3 Brennelemententsorgung**

#### **Angaben des KKB**

##### *Wiederaufarbeitung*

Im Berichtszeitraum erfolgte zwischen 2002 und 2005 die Rückführung von 80 Kokillen vom Typ CSD-V mit hochaktiven verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung. Im Jahr 2010 wurde die Rückführung von mittelaktiven Abfällen (gepresste Brennelementstrukturbauteile) in 40 Kokillen vom Typ CSD-C aufgenommen. Die Kokillen vom Typ CSD-V wurden in vier Behältern vom Typ CASTOR HAW 20/28 im ZwiLag eingelagert. Die Kokillen vom Typ CSD-C werden im ZwiLag entladen und im Lagergebäude für mittelaktive Abfälle (MAA-Lager) zwischengelagert. Alle bisher zurückgeführten Wiederaufarbeitungsabfälle entstammen der Anlage in La Hague, Frankreich. Die Rückführung der Wiederaufarbeitungsabfälle aus der Anlage in Sellafield, UK, wurde noch nicht aufgenommen.

Die Rückführung des Plutoniums in Form von Mischoxid-Brennelementen (MOX-Brennelementen) erfolgte zwischen 2002 und 2007 im Rahmen von 16 Transporten mit insgesamt 56 MOX-Brennelementen. Die Rückführung von wiederaufgearbeitetem Uran dauert noch an. Dabei erfolgt ein erneuter Einsatz in Form von Brennelementen, für die das wiederaufgearbeitete Uran mit höher angereichertem Material vermischt wird.

### *Transportfähigkeit der im ZWIBEZ eingelagerten Behälter*

Hinsichtlich der Transportfähigkeit der im ZWIBEZ eingelagerten Behälter verweist das KKB auf die gefahrgutrechtliche Zulassung der derzeit eingesetzten Behälterbauart TN24GB und die zugehörige Schweizer Anerkennung dieser Zulassung. Die gefahrgutrechtliche Zulassung hat eine Gültigkeit von fünf Jahren und wird regelmässig erneuert. Änderungen im Rahmen der Revision der gefahrgutrechtlichen Zulassung werden in Bezug auf die Umsetzung für die bereits eingelagerten Behälter bewertet. Einschränkungen bei der Umsetzung werden identifiziert und der Behörde Lösungsvorschläge unterbreitet.

### *Transportfähigkeit von abgebrannten BE, Defektelementen und Defektstäben*

In den derzeit verwendeten TLB dürfen nur dichte BE eingeladen werden. Die Dichtheit wird beim Entladen vom Reaktor in das BE-Lager nachgewiesen. Für die Abklingzeit bis zum Einladen in den TLB wird unterstellt, dass keine Zustandsänderung eintritt und die BE dicht bleiben.

Defekte Brennstäbe werden in einem speziellen Behältnis gesammelt. Das Behältnis ist für den Transport in einem TLB konzipiert. Derzeit ist noch keine gefahrgutrechtliche Zulassung vorhanden, die das Behältnis zur Aufnahme defekter Brennstäbe als Inhaltsbeschreibung enthält.

### *Lagerfähigkeit der im ZWIBEZ eingelagerten Behälter*

Das KKB verwendet derzeit für die Zwischenlagerung im ZWIBEZ Behälter der Bauart TN24GB, der durch das ENSI freigegeben ist. Bei jeder Beladung eines Behälters dieser Bauart wird vorgängig ein Beladepan aufgestellt und die Unterkritikalität nachgewiesen. Nach der Einlagerung wird die Dichtheit der Behälter sowie die Behälter- und Gebäudetemperatur überwacht.

Bezüglich der 2012 aufgetretenen Mängel bei der Qualifizierung des verwendeten Tragkorbmateri- als für die Behälter der Bauart TN24GB<sup>129</sup> werden die laufenden Untersuchungsergebnisse der Nachqualifizierung auch auf die bereits eingelagerten Behälter angewendet. Das KKB erwartet auf der Basis der heutigen Erkenntnisse keine substantiellen Probleme hinsichtlich der Langzeitlagerung der bereits eingelagerten TLB der Bauart TN24GB.

### *Lagerfähigkeit von abgebrannten BE, Defektelementen und Defektstäben*

Beim Entladen vom Reaktor in das BE-Lager wird die Dichtheit der BE nachgewiesen. Für die Abklingzeit bis zum Einladen in den TLB wird unterstellt, dass keine Zustandsänderung eintritt und die BE dicht bleiben. Defektstäbe werden in einem speziellen Behältnis gesammelt.

Die Integrität der Brennelement-Hüllrohre während der Trockenlagerung wird durch ein rechnerisches Verfahren nachgewiesen, das vom ENSI im Zusammenhang mit der Qualifizierung der Behälterbauart freigegeben wurde.

### *Entsorgung von abgebrannten BE, Defektelementen und Defektstäben*

Das Entsorgungskonzept sieht vor, dass abgebrannte BE zunächst im BE-Lagerbecken gelagert und dann in einen TLB überführt werden. Dieser wird im HAA-Lager des ZWIBEZ oder des Zwi- lag zwischengelagert, bevor die geologische Tiefenlagerung erfolgt.

Die derzeit verwendete Behälterbauart ist nicht für den Transport und die Zwischenlagerung von MOX-BE sowie Uranoxid-BE mit hohen Anreicherungen und Abbränden zugelassen bzw. freigegeben. Für diese BE ist die Behälterbauart HI-STAR 180 vorgesehen, die derzeit qualifiziert wird. Nach der erstmaligen Zulassung soll die Aufnahme des Behältnisses für defekte Brennstäbe in die Inhaltsbeschreibung für die Behälterbauart HI-STAR 180 beantragt werden.

## **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 106 Abs. 4 KEG

Richtlinie ENSI-G04<sup>128</sup>

## Beurteilung des ENSI

### *Wiederaufarbeitung*

Seit Juni 2006 unterliegen die Transporte von bestrahltem Brennstoff zur Wiederaufarbeitung einem vorerst auf 10 Jahre befristeten Moratorium, welches im KEG verankert ist. Gemäss den abgeschlossenen Verträgen müssen die bei der Wiederaufarbeitung entstehenden radioaktiven Abfälle von der Schweiz zurückgenommen werden. Die Wiederaufarbeitungsabfälle werden im Zwiilag zwischengelagert. Das vom KKB zur Wiederaufarbeitung ausgeführte Schwermetall ist vollständig verarbeitet worden. Die Rückführung der Wiederaufarbeitungsabfälle vom Typ CSD-V und CSD-C in die Schweiz hat begonnen und verläuft planmässig.

### *Transport- und Lagerfähigkeit der im ZWIBEZ eingelagerten Behälter*

Das KKB verfügt im ZWIBEZ über die notwendige Kapazität zur Zwischenlagerung abgebrannter BE und im Zwiilag über die notwendige Kapazität zur Zwischenlagerung von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung. Die für die trockene Zwischenlagerung abgebrannter BE und hochaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung vom KKB verwendeten Bauarten von TLB sind entsprechend der Richtlinie ENSI-G05 für die Zwischenlagerung freigegeben<sup>130,131,132</sup>. Die betreffenden Behälterbauarten verfügen über eine gefahrgutrechtliche Zulassung<sup>133,134,135</sup> und sind damit gemäss den gefahrgutrechtlichen Vorschriften transportfähig.

Die regelmässige Aufdatierung von gefahrgutrechtlichen Zulassungen führt gegenüber der langfristigen Freigabe zur Zwischenlagerung in der längerfristigen Betrachtung zu Abweichungen zwischen dem Transportsicherheitsbericht und den Nachweisen zur Zwischenlagerfähigkeit. Dies liegt begründet in der Weiterentwicklung der Transportvorschriften und des Standes der Technik sowie der gleichzeitigen Alterung von Behälterkomponenten und eingelagertem Kernmaterial. Das KKB hat diese Problematik identifiziert und beteiligt sich an der internationalen Diskussion zu diesem Thema. Für bestimmte Behälterkomponenten wie das Tragkorbstrukturmaterial hat das KKB Untersuchungen lanciert, um die Transport- und Lagerfähigkeit langfristig sicherzustellen. Aus Sicht des ENSI ist jedoch für die Sicherstellung der Transport- und Lagerfähigkeit von TLB ein umfassendes und systematisches Konzept erforderlich, das die oben genannten Aspekte und den Stand der internationalen Diskussion berücksichtigt. Daher erhebt das ENSI folgende Forderung:

### **Forderung 4.7-1**

*Das KKB hat bis zum 15. Dezember 2017 ein umfassendes und systematisches Konzept für die Sicherstellung der Transport- und Lagerfähigkeit für die Transport- und Lagerbehälter vorzulegen, die für die Zwischenlagerung verwendet werden. Dabei ist die Weiterentwicklung der Transportvorschriften, die Weiterentwicklung des Standes der Technik sowie die gleichzeitige Alterung von Behälterkomponenten und eingelagertem Kernmaterial zu berücksichtigen. Überwachungsmassnahmen im jeweiligen Zwischenlager sind in geeigneter Weise einzubeziehen und in ein Alterungsmanagementprogramm (AMP) zu überführen. Das AMP ist erstmalig nach fünf Jahren zu prüfen und gegebenenfalls anzupassen sowie dem ENSI vorzulegen.*

### *Transport- und Lagerfähigkeit von abgebrannten BE, Defektelementen und Defektstäben*

In den derzeit verwendeten TLB dürfen nur dichte BE eingeladen werden. Die derzeit vom KKB implementierten Prüfungen zur Dichtheit der BE hält das ENSI für ausreichend. Falls sich die Beladestrategien zu Mischbeladungen, die eine deutlich höhere als die bisher übliche zehnjährige Abklingzeit verlangen, verändern, erwartet das ENSI vom KKB eine Neubewertung der derzeit implementierten Prüfungen.

Defekte Brennstäbe werden in einem speziellen Behältnis gesammelt. Dieses Behältnis soll die Integritätsfunktion übernehmen und durch Aufnahme in die Inhaltsbeschreibung einer gefahrgutrechtlichen Zulassung zunächst die Transportfähigkeit und in der Folge auch die Lagerfähigkeit von Defektstäben sicherstellen. Derzeit sind international bereits erste Zulassungserweiterungen für solche Behältnisse beantragt. Insofern ist das Konzept des KKB tragfähig. Das KKB plant, eine solche Zulassungserweiterung zukünftig für die Behälterbauart HI-STAR 180 zu beantragen.

### *Entsorgung von abgebrannten Brennelementen, Defektelementen und Defektstäben*

Die Auflage 3.11 der Betriebsbewilligung sieht vor, dass im Brennelementlagerbecken eingelagerte abgebrannte Brennelemente der Trockenlagerung zugeführt werden müssen, sobald ein TLB mit der maximal vorgesehenen Anzahl Brennelemente beladen werden kann unter Berücksichtigung einer optimalen Anordnung der Brennelemente im Behälter hinsichtlich Einhaltung der für die Trockenlagerung vorgegebenen Bedingungen.

Das derzeitige Entsorgungskonzept des KKB entspricht im Grundsatz dieser Auflage, indem abgebrannte BE zunächst im BE-Lagerbecken gelagert und dann in einen TLB überführt werden. Die bisher einzige hierfür verwendete Behälterbauart TN24GB ist jedoch hinsichtlich der zulässigen Inhalte beschränkt. Das KKB hat daher folgerichtig im Berichtszeitraum das Behälterprojekt HI-STAR 180 lanciert, um die umfassende Entsorgung der Brennelemente und die zügige Überführung in die Trockenlagerung sicherzustellen. Diese neue Behälterbauart soll zukünftig ausserdem auch für die Aufnahme eines Behältnisses mit Defektstäben qualifiziert werden. Das KKB hat diese Zusammenhänge im Bericht zur Langzeitplanung für Transport- und Lagerbehälter dargestellt<sup>136</sup>.

Das ENSI konstatiert jedoch signifikante Verzögerungen bei Neubestellungen und bei der Lieferung der derzeit verwendeten Behälterbauart TN24GB und bei der Qualifizierung der Behälterbauart HI-STAR 180. Das ENSI erwartet eine Verbesserung der diesbezüglichen Prozesssteuerung, um eine zügige Überführung abgebrannter Brennelemente in die Trockenlagerung gemäss der Auflage 3.11 der Betriebsbewilligung sicherzustellen. Das ENSI wird diesen Sachverhalt im Rahmen des jährlich einzureichenden Berichts zur Langzeitplanung für Transport- und Lagerbehälter<sup>136</sup> weiter verfolgen.

## **4.7.4 Transporte**

### **Angaben des KKB**

#### *Qualitätsmanagementsystem*

Im 10-jährigen Berichtszeitraum hat sich das Qualitätsmanagementsystem für den Transport radioaktiver Stoffe laufend entwickelt, wurde prozessorientiert aufgebaut und in das integrierte Managementsystem (iMS) überführt. Die Prozessbeschreibungen basieren auf den einschlägigen nationalen und internationalen Gefahrgutvorschriften, dem schweizerischen Strahlenschutz- und Kernenergierecht sowie der Richtlinie ENSI-B03<sup>137</sup>.

Das KKB unterscheidet beim Transport radioaktiver Stoffe zwischen zwei Kategorien:

- dem Transport von Kernbrennstoffen und Abfällen aus der Wiederaufarbeitung
- dem Transport sonstiger radioaktiver Stoffe einschliesslich Betriebsabfälle

Zusätzlich zu einem Gefahrgutbeauftragten für die Klasse 7 sind für beide Kategorien Transportkoordinatoren benannt, die ebenfalls über einen Schulungsnachweis gemäss GGBV verfügen. Für Personen, die am Transport gefährlicher Güter beteiligt sind, besteht ein Ausbildungskonzept für funktionsbezogene Aus- und Weiterbildungsmaßnahmen.

Zur Unterstützung der Transportabwicklung stehen Checklisten zur Verfügung. Im Falle des Transports von Kernbrennstoffen oder Abfällen aus der Wiederaufarbeitung kommen zusätzlich übergeordnete Qualitätspläne zum Einsatz. Seit 2012 werden Transporte mit dem Programm ISRAM-7 elektronisch erfasst.

#### *Transporte*

Im Bewertungszeitraum wurden nachfolgende Transporte durchgeführt:

- durchschnittlich zwei Transporte pro Jahr zur Anlieferung von unbestrahlten Uran-Brennelementen
- zwischen 2002 und 2007 16 Transporte zur Anlieferung von MOX-Brennelementen
- in 2002 und 2003 fünf Bahntransporte von abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitungsanlage in Sellafield, UK

- in 2005 der Transport von MOX-Brennstäben zu Nachbestrahlungsuntersuchungen
- die Rückführung hochaktiver (CSD-V) sowie schwach- und mittelaktiver (CSD-C) Wiederaufarbeitungsabfälle zum Zwiilag und
- durchschnittlich 45 Transporte pro Jahr von sonstigen radioaktiven Stoffen wie Werkzeugen, Betriebsabfällen oder Proben

Im Rahmen innerbetrieblicher Transfers wurden zwischen 2008 und 2010 drei Transport- und Lagerbehälter mit abgebrannten Brennelementen im ZWIBEZ eingelagert.

#### *Audits, Inspektionen, Vorkommnisse*

Zusätzlich zu externen Audits bei Beförderern im In- und Ausland hat das KKB im Berichtszeitraum sechs interne Audits im Bereich der Beförderung gefährlicher Güter durchgeführt. Das ENSI inspizierte durchschnittlich zweimal pro Jahr Transporte von radioaktiven Stoffen im KKB. Im Berichtszeitraum traten keine meldepflichtigen Vorkommnisse gemäss der Richtlinie ENSI-B03<sup>137</sup> auf.

Das KKB referiert neben formalen Abweichungen bei Eingangskontrollen wie Bezettelung und Kennzeichnung oder fehlerhaften Eintragungen in Beförderungspapieren nachfolgende Befunde:

- Feststellung einer Kontamination bei einem ankommenden leeren Lastwagen
- formale Aktivitätsüberschreitung aufgrund falscher Berechnung
- mangelnde Ladungssicherung beim Empfang eines Containers mit Werkzeugen und
- gute Praxis bei einer Inspektion des ENSI bezüglich der frühzeitigen Einarbeitung neuer Mitarbeiter

In allen Fällen wurden die Befunde ausgewertet, die betreffenden Beteiligten informiert, Massnahmen zur Verbesserung eingeleitet oder vom Verursacher eingefordert.

#### *Bewertung des KKB*

Mit Verweis auf die Ergebnisse radiologischer Kontrollen, die lediglich formalen Abweichungen, die kontinuierlichen Verbesserungsmassnahmen, die organisatorische Struktur und die unterstützenden Prozesse gelangt das KKB zu einer positiven Bewertung der Durchführung von Transporten radioaktiver Stoffe.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

KEG, KEV

StSG, StSV

SDR (Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse)

RSD (Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter mit Eisenbahnen und Seilbahnen)

Verordnung des UVEK über die Inkraftsetzung des Europäischen Übereinkommens über die internationale Beförderung von gefährlichen Gütern auf Binnenwasserstrassen

LTrV (Verordnung über den Lufttransport)

ADR (Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse)

RID (Übereinkommen über den internationalen Eisenbahnverkehr, Anhang C)

ADN (Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung von gefährlichen Gütern auf Binnenwasserstrassen)

Technical Instructions for the Safe Transport of Dangerous Goods by Air (ICAO-TI)

IAEA Safety Standard SSR-6<sup>138</sup>

## Beurteilung des ENSI

### *Qualitätsmanagementsystem*

Das KKB bildet alle Beförderungsvorgänge radioaktiver Stoffe in seinem Qualitätssicherungssystem ab, dessen Anwendung das ENSI mehrmals jährlich im Rahmen von Transport-Inspektionen sowie über den Berichtszeitraum verteilt auch in Schwerpunktsinspektionen geprüft hat. Dabei wurde generell Übereinstimmung mit den Vorgaben festgestellt, in seltenen Fällen auch Verbesserungsbedarf bei den administrativen Aspekten der Transportdurchführung, welcher jeweils kurzfristig umgesetzt wurde.

### *Transporte*

Sämtliche Transporte von Kernbrennstoff vom und zum KKB sowie mit einer Ausnahme (vgl. Befund zur formalen Aktivitätsüberschreitung unter *Audits, Inspektionen, Vorkommnisse*) alle Transporte sonstiger radioaktiver Stoffe wurden unter Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen und in Übereinstimmung mit den gültigen Transportvorschriften abgewickelt.

Die innerbetrieblichen Transfers und die Einlagerung der drei Transport- und Lagerbehälter vom Typ TN24GB im ZWIBEZ wurden unter Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen und in Übereinstimmung mit den anwendbaren Betriebsvorschriften durchgeführt. Nach dem ersten Transfer wurden in Folge einer Inspektion des ENSI die Betriebsvorschriften angepasst, um die Strahlenschutzmassnahmen weiter zu optimieren.

### *Audits, Inspektionen, Vorkommnisse*

Die vom KKB referierten Befunde

- Feststellung einer Kontamination bei einem ankommenden leeren Lastwagen und
- mangelnde Ladungssicherung beim Empfang eines Containers mit Werkzeugen

betreffen den Empfang von Versandstücken und sind daher nicht dem KKB zuzuordnen. Das KKB hat jedoch die Mängel identifiziert, die betreffenden Beteiligten informiert und Massnahmen zur Verbesserung vom Verursacher eingefordert.

Der Befund zur

- formalen Aktivitätsüberschreitung aufgrund falscher Berechnung

stellte formal einen Verstoß gegen die Bewilligung dar. Dem Bewilligungsgesuch wurde aufgrund einer fehlerhaften Berechnung ein deutlich zu niedriger Aktivitätswert zugrunde gelegt. Dieser Aktivitätswert wurde dann auch bewilligt. Der tatsächliche Aktivitätswert lag jedoch höher als der bewilligte, allerdings noch unterhalb der durch die Verpackung erlaubten Aktivität. Dadurch war zu jedem Zeitpunkt während des Transports die Übereinstimmung mit den Transportvorschriften gegeben einschliesslich des Einhaltens aller relevanten Grenzwerte.

Beim ersten innerbetrieblichen Transfer eines Transport- und Lagerbehälters vom Typ TN24GB in das ZWIBEZ wurde im Rahmen einer Inspektion des ENSI<sup>139</sup> bei der Beladung ein Verbesserungsbedarf bezüglich der Handhabung festgestellt. Das KKB hat daraufhin die Handhabungsvorschrift angepasst, die vom ENSI positiv geprüft wurde<sup>140</sup>. In nachfolgenden Inspektionen sind keine diesbezüglichen Befunde mehr aufgetreten.

Schliesslich bestätigt das ENSI die Bewertung einer guten Praxis im Rahmen einer Inspektion bei der Anlieferung von unbestrahlten Brennelementen<sup>141</sup>. Das ENSI hat hierbei die frühzeitige und umfassende Einarbeitung von Mitarbeitern positiv hervorgehoben.

Das ENSI stellt zusammenfassend fest, dass das Personal des KKB alle Anforderungen an die Fachkunde und die Zuverlässigkeit für die korrekte Abwicklung von Transporten der Klasse 7 nach dem Gefahrgutrecht erfüllt. Die frühzeitige und umfassende Einarbeitung von Mitarbeitern in transportrelevante Aufgabenbereiche hat Vorbildfunktion.

Aus erkannten Mängeln werden die nötigen Konsequenzen gezogen und durch eine kontinuierliche Verbesserung von Arbeitsvorschriften und Prozessen umgesetzt.

## 5 Sicherheitsrelevante Anlageteile

### 5.1 Übersicht

In diesem Kapitel werden entsprechend der Richtlinie ENSI-A03<sup>2</sup> sicherheitsrelevante Anlageteile des Kernkraftwerks hinsichtlich ihrer Auslegung, ihrer Betriebserfahrung und ihres Zustands bewertet. Hierfür sind die gesammelten Betriebserfahrungen im Überprüfungszeitraum sowie der aktuelle Ist-Zustand mit den gesetzlichen, behördlichen und normativen Vorgaben sowie sonstigen Dokumenten, die den Stand von Wissenschaft und Technik darstellen, zu vergleichen. Hierzu gehören auch die Überprüfung der sicherheitstechnischen Einstufung (Klassierung) sowie die Analyse zeitabhängiger Veränderungen (Alterungseffekte), welche die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlageteile beeinträchtigen können. Dieser Beurteilung kommt hinsichtlich eines zukünftig sicheren Betriebs des Kernkraftwerks eine hohe Bedeutung zu.

Die Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme zur Erfassung und Bewertung von Zustand und Funktionalität sind systemübergreifend in Kapitel 4.3 beschrieben.

Die bewerteten Anlageteile werden nachfolgend in Bauwerke, Primärkreislauf, verfahrenstechnische Sicherheits- und Hilfssysteme, Reaktorüberwachung, Reaktorsteuerung und -regelung (inkl. der hierfür notwendigen Leittechnik), Stromversorgung und einige weitere sicherheitsrelevante Anlageteile unterschieden. Separat bewertet werden sicherheitsrelevante Anlageteile des ZWIBEZ.

Die zu den einzelnen Anlageteilen erstellten Unterkapitel sind wie folgt strukturiert: Als Einführung wird zunächst die Funktion bzw. Aufgabe, der Aufbau, die Anordnung, die Betriebsweise und die Auslegung, gegebenenfalls auch die sicherheitstechnische Klassierung kurz erläutert. Hierbei werden die Angaben aus den Sicherheitsberichten oder anderen dem ENSI vorliegenden Dokumenten des Betreibers ohne Beurteilung zusammengefasst. Des Weiteren werden die Angaben des Betreibers bezüglich

- Erfahrung aus dem Betrieb, z. B. Verfügbarkeit, Ausfallverhalten und Vorkommnisse
- Prüfungen, d. h. Ergebnisse der Wiederkehrenden Prüfungen bzw. Funktionsprüfungen
- Instandsetzung und Wartung
- Alterungsüberwachung
- Anlagenänderungen und Änderungen der Technischen Spezifikation
- Überprüfung der Auslegung (Ermüdung, Sprödbruchsicherheit)
- Gesamtbewertung

aufgeführt und anschliessend eine Beurteilung aus der Sicht des ENSI gegeben.

Die Auslegung der Sicherheitseinrichtungen ist zu bewerten, wenn zum einen Änderungen innerhalb der zurückliegenden 10-jährigen Betriebszeit durchgeführt wurden, welche die technische Ausführung und die Einsatzbedingungen der jeweiligen Sicherheitseinrichtung betreffen. Zum andern hat eine Bewertung zu erfolgen, wenn sich ausführungsunabhängige Anforderungen innerhalb des Überprüfungszeitraums geändert haben oder neu erhoben wurden. Sofern in naher Zukunft wesentliche Änderungen an Sicherheitseinrichtungen geplant sind, wird auf diese hingewiesen.

## 5.2 Bauwerke des KKB

### 5.2.1 Funktion und Klassierung

#### Angaben des KKB

##### Funktion

Die Tabelle 5.2-1 zeigt die Funktion der sicherheitstechnisch relevanten Bauwerke gemäss Angaben des KKB.

**Tabelle 5.2-1: Sicherheitstechnisch relevante Bauwerke**

Name	Bez.*	Funktion
Sicherheitsgebäude	1US/UR 2US/UR	Die Sicherheitsgebäude bestehen aus den Sicherheitsgebäudehüllen mit Innenauskleidung aus Stahlblech (Stahlauskleidung) und angebauten Fortluftkaminen, den Stahldruckschalen und den inneren Betonkonstruktionen. Die Hauptfunktionen des Sicherheitsgebäudes bestehen in dem Schutz des Reaktorkühlsystems und der daran angeschlossenen Systeme vor äusseren Einwirkungen, der Rückhaltung radioaktiver Stoffe und der Strahlenabschirmung gegenüber der Umgebung. Der Abstand zwischen den Zentren der beiden Sicherheitsgebäude beträgt rund 87 m.
Nebengebäude	1UN 2UN	In den Nebengebäuden A bis E sind Sicherheitssysteme, Hilfssysteme, Leittechnik, Hauptkommandoräume und Teile der Sekundäranlage untergebracht.
Notstandgebäude	1UP 2UP	Im Notstandgebäude befinden sich die Sicherheitseinspeisung (dritter Strang), Pumpe und Wärmetauscher der Notstand-Rezirkulation, Notstand-Speisewassersystem, Notstand-Sperrwassersystem, Notstand-Notstromversorgung und Hilfssysteme für die vorgenannten Systeme wie Leittechnik, Lüftung und Kühlwasser.
Filtergebäude (SIDRENT)	1UY 2UY	Auf dem Notstandgebäude befindet sich das Filtergebäude (SIDRENT: Sicherheitsgebäude-Druckentlastung) mit dem System für die gefilterte Druckentlastung des Containments.
Notspeisewassergebäude	UU	Im Notspeisewassergebäude befinden sich die Notspeisewassertanks und Notspeisewasserpumpen der Notspeisewassersysteme beider Blöcke.
Notstandbrunnen	UX	Im Notstandbrunnen hängen die zwei Notstandbrunnenpumpen (Tauchpumpen), welche die Ausrüstungen in den Notstandgebäuden beider Kraftwerksblöcke mit Notstand-Brunnenwasser versorgen.
BOTA-Gebäude	UU	Im BOTA-Gebäude befinden sich die Borwasser-Vorratstanks der Sicherheitseinspeisesysteme beider Blöcke, die Notstand-Brunnenwasserleitung für den Block 1 und Kabel der 6-kV-Querverbindung zwischen den beiden Notstandgebäuden.
Werkhalle	UC	Die Werkhalle ist beiden Blöcken gemeinsam zugeordnet und enthält die Werkstatt für kontaminierte Grosskomponenten.

Name	Bez.*	Funktion
Primärgarderobe	UJ	Die Primärgarderobe ist beiden Blöcken gemeinsam zugeordnet.
Maschinenhaus	1UM 2UM	Das Maschinenhaus enthält die Turbinen-Generator-Gruppen und die Kondensations- und Speisewassersysteme sowie nordöstlich die Dampferzeuger-Abschlammung. Der östliche Teil des Maschinenhauses enthält auf Kote 334,00 m ü. M. und darüber verschiedene Räume, in denen die Eigenbedarfsanlage, einige Abschnitte der Speisewasser-, Hilfsspeisewasser- und Anzapfdampfleitungen und die beiden Notstrom-Dieselaggregate untergebracht sind.
Kühlwasserreinigungsgebäude inkl. Kühlwasserkanal	1UK 2UK 1PRH 2PRH	Das Hauptkühlwasser strömt vom Grobrechen beim Oberwasserkanal durch die Siebkammern des Kühlwasserreinigungsgebäudes und weiter durch den Kühlwasserkanal zum Maschinenhaus.
Unterirdische Bauwerke	UV	Zu den unterirdischen Bauwerken gehören die Versorgungskanäle UV150, die Versorgungskanäle UV155 und UV106 (dient als Personenverbindungsweg und enthält auch Kabelstränge und Rohrleitungen) sowie der Notbrunnen UV111.
Rückstandslager	R	Das Rückstandslager dient der Zwischenlagerung der in beiden Blöcken anfallenden endlagerfähigen schwach- und mittelaktiven Abfälle nach ihrer Endkonditionierung (Abfallbehandlung). Vom Rückstandslager gelangen die konditionierten Gebinde später direkt in ein Endlager.
Laborgebäude	L	Das Laborgebäude enthält das sekundäre Chemielabor und die Probeentnahme des Sekundärkreislaufs, die Vollentsalzungsanlage, die Elektrowerkstatt für die Instandhaltung und die Küche für das Schichtpersonal.
Zwischenlager	UL	Das Zwischenlager besteht aus dem SAA-Lager für schwachradioaktiven Abfall und dem HAA-Lager für hochradioaktiven Abfall und ist beiden Blöcken gemeinsam zugeordnet.
Hydraulisches Kraftwerk Beznau	HKB	Das Kühlwasser für die beiden Reaktorblöcke des KKB wird dem Oberwasserkanal des HKB entnommen. Das HKB besteht im Wesentlichen aus dem Stauwehr mit Wehrkraftwerk, dem Oberwasserkanal mit Brücke, dem Maschinenhaus und dem Elektrogebäude. Zusätzlich zur Kühlwasserversorgung gewährleistet das HKB für das KKB auch einen Teil der Notstromversorgung.

\* Die vorangestellte Ziffer bezeichnet den Block.

### Klassierung

Die Gebäude sind entsprechend ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz klassiert. Die für die bauliche Auslegung massgebende Einwirkung ist meist das Erdbeben. Die Gebäude werden gemäss der ENSI-Richtlinie HSK-R-04<sup>144</sup> den Bauwerksklassen BK I bzw. BK II zugeordnet. Zur BK I gehören alle Gebäude, welche auf die Einwirkungen eines Sicherheitserdbebens (Safe-Shutdown Earthquake, SSE) und eines

Betriebserdbebens (Operating-Basis Earthquake, OBE) ausgelegt werden müssen. Dies sind hauptsächlich die Gebäude, in welchen Systeme angeordnet sind, die für ein sicheres Abschalten und für die Abfuhr der Nachwärme erforderlich sind, oder deren Ausfall die Freisetzung einer bedeutenden Menge von Radioaktivität verursachen kann. Der BK II sind alle Gebäude zugeordnet, die auf die Einwirkungen eines Betriebserdbebens ausgelegt werden müssen. Die Klassierung der Gebäude (vgl. Tabelle 5.2-2) ist in den Sicherheitsberichten zusammengestellt.

Aufgrund ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz sind die Kühlwassergebäude und Kühlwasserreinigungskanäle in die Bauwerksklasse "Bauwerksklasse mit Auflage" eingeteilt. Diese Bauwerksklasse besagt, dass der Kühlwasserstrom zum Saugleitungskollektor im Pumpengarten des Maschinenhauses nicht unzulässig beeinträchtigt werden darf.

**Tabelle 5.2-2: Klassierung der Bauwerke**

Gebäude	Bezeichnung	Fertigstellung	Bauwerksklasse
Sicherheitsgebäude	1US/UR	1968	BK I
	2US/UR	1970	BK I
Nebengebäude A	1UN (A)	1968	BK I
	2UN (A)	1970	BK I
Nebengebäude B	1UN (B)	1968	BK I
	2UN (B)	1970	BK I
Nebengebäude C	1UN (C)	1968	BK I
	2UN (C)	1970	BK I
Nebengebäude D	1UN (D)	1968	BK I
	2UN (D)	1970	BK I
Nebengebäude E	1UN (E)	1968	BK I
	2UN (E)	1970	BK I
Notstandgebäude	1UP	1991	BK I
	2UP	1990	BK I
Filtergebäude (SIDRENT)	1UY	1993	BK I
	2UY	1992	BK I
Notspeisewassergebäude	UU	1999	BK I
Notstandbrunnen	UX	1987	BK I
BOTA-Gebäude	UU	1985	BK I
Werkhalle	UC	1990	BK II

Gebäude	Bezeichnung	Fertigstellung	Bauwerksklasse
Primärgarderobe	UJ	1997	BK II
Maschinenhaus (Südteil)	1UM	1968	
Westteil, grosse Halle			BK II
Ostteil			BK I
Maschinenhaus (Nordteil)	2UM	1970	
Westteil, grosse Halle			BK II
Ostteil			BK I
Kühlwasserreinigungsgebäude	1UK	1968	.*
	2UK	1970	.*
Kühlwasserkanal	1PRH	1966	.*
	2PRH	1969	.*
Unterirdische Bauwerke	UV		
Versorgungskanäle	UV150	1985-1988	BK I
	UV155	1989	BK II
	UV106	1969	BK I
Notbrunnen	UV111	1968	BK I
Rückstandslager	R	1975	BK I
Laborgebäude	L	1969	BK II
Zwischenlager	UL	1998	BK I
HKB	-	1902	-

\* mit der Auflage, dass der Kühlwasserstrom zum Saugleitungskollektor im Pumpengarten des Maschinenhauses nicht unzulässig beeinträchtigt werden darf

Das Zwischenlager Beznau (ZWIBEZ, Gebäude UL) untersteht einem getrennten Bewilligungsverfahren, befindet sich aber auf dem eingezäunten Gelände des KKB.

Mit Ausnahme des Stauwehrs, das gegen die Einwirkungen eines SSE ausgelegt ist, haben die Bauten des HKB keine im kerntechnischen Sinne klassierten Baustrukturen. Während der Überprüfungsperiode wurden am Stauwehr, Oberwasserkanal und Hydrowerk keine relevanten Eingriffe in Betonkonstruktionen und auch keine Requalifikationen durchgeführt. Allfällige Eingriffe erfolgen ausschliesslich durch die Division Hydraulische Energie der Axpo AG und unterliegen weder einer KKB-Vorschrift noch dem Freigabeverfahren des ENSI.

## Beurteilungsgrundlage des ENSI

Anhang 4 KEV

Gefährdungsannahmenverordnung<sup>271</sup>

Richtlinie ENSI-G01<sup>142</sup>

## Beurteilung des ENSI

Die Hauptfunktionen der klassierten Gebäude werden in den Sicherheitsberichten vollständig und korrekt dargestellt und beschrieben.

Das ENSI hat in seinen beiden Gutachten von 2004<sup>267, 143</sup> die Klassierung weitgehend zustimmend beurteilt. Die Nebengebäude C wurden 2004 requalifiziert und sind nun entsprechend und korrekt der BK I zugeordnet. 2005 fand eine Requalifikation des Rückstandslagers statt und somit eine gerechtfertigte Aufklassierung von der BK II in die BK I. Die unterirdischen Bauwerke Notbrunnen UV111, Versorgungskanal UV106 und die Kühlwasserreinigungsgebäude UK werden gemäss dem ENSI aufgrund der darin installierten sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in die BK I eingestuft. Das KKB hat die Klassierung des Notbrunnens UV111 und des Versorgungskanals UV106 in den aktuellen Sicherheitsberichten korrekt angepasst. Die Kühlwasserreinigungsgebäude UK und die Kühlwasserkanäle PRH sind durch das KKB nicht klassiert respektive als "Bauwerksklasse mit Auflage" bezeichnet worden, was das ENSI ebenfalls als sinnvoll und korrekt erachtet.

Die Klassierung des Zwischenlagers UL ist im Sicherheitsbericht ZWIBEZ<sup>193</sup> korrekt mit BK I angegeben.

Obwohl das HKB ausserhalb des KKB-Areals liegt und keine Anlage des KKB ist, stellte es für das KKB im Beurteilungszeitraum einen Teil der Notstromversorgung sicher – dies ist im Rahmen des Projekts AUTANOVE (vgl. Kapitel 2.5) entfallen - und hat über den Beurteilungszeitraum hinaus Aufgaben für die Kühlwasserversorgung und die Nebenkühlwasserversorgung. Der bauliche Zustand der Anlagen des HKB wird deshalb in Abstimmung mit dem ENSI unabhängig vom Bauwerksunterhalt des HKB auch vom KKB aus im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms überwacht (vgl. Kapitel 4.3.2).

Die sicherheitstechnische Klassierung der Bauwerke in die nuklearen Bauwerksklassen BK I und BK II richtet sich nach der KEV Anhang 4 sowie der Richtlinie ENSI-G01<sup>142</sup>, Kap. 4.4. Das Kapitel 13.2 „Einteilung der Gebäude“ in den Sicherheitsberichten KKB 1 und KKB 2 ist diesbezüglich formal nicht auf dem neuesten Stand. Eine entsprechende Korrektur wäre zu begrüssen. Insgesamt erfüllen die Sicherheitsberichte bezüglich der sicherheitstechnischen Klassierung der Bauwerke jedoch die gesetzlichen Anforderungen.

### 5.2.2 Allgemeine Auslegung

#### Angaben des KKB

##### *Normen und Lastfälle*

Das KKB hat die für die Auslegung gültigen Normen und Lastfälle in den Sicherheitsberichten der beiden Blöcke zusammengestellt. Als Grundlage für die Auslegung der Bauwerke dienten mehrheitlich die zum jeweiligen Zeitpunkt gültigen Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architektenvereins (SIA). Für die ursprüngliche Auslegung waren dies insbesondere die Norm SIA 160 "Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Überwachung der Bauten" (Ausgaben 1956 und 1970) und die Norm SIA 162 "Norm für die Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton" (Ausgaben 1956 und 1968).

Gemäss dem damaligen Sicherheitskonzept wurden die Lasten in Hauptlasten, Zusatzlasten und Sonderlasten eingeteilt und mit entsprechend abgestuften zulässigen Spannungen bemessen. Als Hauptlasten gelten Eigenlasten, ständige Lasten, Nutzlasten, Schneelasten, Erddruck und Drücke infolge Grundwasser oder Wasserfüllungen. Zusatzlasten sind Windlasten, Brems- und Anfahrkräfte, Montagelasten, Zwängungskräfte infolge von Schwinden, Auflagersenkungen und Temperaturänderungen. Als Sonderlasten wurden Lasten infolge Erdbeben, Überflutung, Einwirkungen Dritter, Flugzeugabsturz und Trümmereinwirkungen bezeichnet. Die im Einzelfall zu berücksichtigenden Lasten und Lastkombinationen wurden gebäudespezifisch festgelegt.

Für die neueren Gebäude des KKB (Notstandgebäude, Notspeisewassergebäude, Werkhalle und Primärgarderobe) wurden die Normen SIA mit Ausgabe 1989 verwendet. Diese Normengeneration wurde auch für nachträgliche Tragsicherheitsnachweise an bestehenden Tragwerken verwendet.

Im Bereich der Sonderlasten mussten ergänzende Festlegungen zu den Normen SIA getroffen werden. Die Auslegung der neueren Gebäude der BK I gegen Trümmereinwirkungen infolge Flugzeugabsturzes erfolgte nach der Richtlinie HSK-R-102<sup>146</sup>.

#### *Grundlagen der Erdbebenauslegung*

Die bei der Erstausslegung der Gebäude angewandte Berechnungsmethode basierte auf dem in der Mitte der Sechzigerjahre üblichen Stand der Technik sowie auf den damals gültigen Vorschriften und Regeln. Als Bemessungserdbeben diente ein Erdbeben mit maximalen Boden-Beschleunigungen von 0,12 g und 0,08 g in horizontaler bzw. vertikaler Richtung. Für das Sicherheitsgebäude wurde bei der Erstausslegung das El Centro Erdbeben, skaliert mit den vorgenannten Werten, verwendet. Für die übrigen Gebäude wurde ein geglättetes Spektrum aus dem Jahr 1965 angewendet, welches ebenfalls auf eine maximale Boden-Beschleunigung von 0,12 g skaliert war. In Anpassung an die Entwicklung auf dem Gebiet der seismischen Auslegung von Bauwerken wurden die ab 1985 erstellten Gebäude der BK I (vgl. Tabelle 5.2-2) entsprechend dem damals aktuellen und heute noch gültigen Stand der Technik auf die Einwirkungen aus dem SSE und dem OBE ausgelegt. Die Tragstrukturen aller vor 1985 erstellten Gebäude der BK I wurden entsprechend dem heute gültigen Stand der Technik für das SSE und die meisten auch für das OBE nachgerechnet und wo erforderlich entsprechend verstärkt (Requalifikation). Für die nicht auf OBE nachgerechneten Gebäude der BK I wurde angenommen, dass die Requalifikation für SSE massgebend ist.

**Tabelle 5.2-3: Erdbebenauslegung bzw. –requalifikation der BK-I-Gebäude (Beschleunigungen am Fundament)**

Gebäudebezeichnung	maximale horizontale Bodenbeschleunigung in x-Richtung	maximale horizontale Bodenbeschleunigung in y-Richtung	maximale vertikale Bodenbeschleunigung in z-Richtung
Sicherheitsgebäude mit Stahl-druckschale und innerer Betonkonstruktion	0,15 g	0,15 g	0,10 g
Nebengebäude	0,21 g	0,20 g	0,15 g
Notstandgebäude mit Filtergebäude	0,21 g	0,20 g	0,15 g
Notspeisewasser- und BOTA-Gebäude	0,21 g	0,20 g	0,15 g
Maschinenhaus Ost	0,19 g	0,18 g	0,13 g
Notstandbrunnen und Versorgungskanal UV 150	0,15 g	0,15 g	0,10 g
Rückstandslager	0,21 g	0,20 g	0,15 g

Gemäss den Sicherheitsberichten sind die Sicherheitsgebäude für horizontale Bodenbeschleunigungen auf dem Niveau der Fundamentplatten von 0,15 g (SSE) ausgelegt bzw. requalifiziert. Die übrigen Gebäude der BK I sind für Bodenbeschleunigungen von 0,15 g bis 0,21 g (horizontal) berechnet. In der Tabelle 5.2-3 sind für die Gebäude der BK I die Beschleunigungen (SSE in g) an der Fundamentplatte dargestellt.

### *Auslegung gegen Hochwasser*

Die für die Auslegung der Gebäude massgebende Überflutungskote des KKB-Areals ist 328,65 m ü. M., d. h. 1,65 m über der Kote der asphaltierten Freiflächen um die Gebäude herum. Die Auslegung von Sicherheitsgebäude, Notstandgebäude, Notspeisewassergebäude, Notstandbrunnen, BOTA-Gebäude, Notbrunnen, Versorgungskanal 150 und Rückstandslager auf Überflutung bedingt eine wasserdichte Ausbildung der Gebäudefugen, -öffnungen und Durchführungen durch die Aussenhülle der Gebäude, die unterhalb der Auslegungs-Überflutungskote liegen, sowie den Nachweis einer genügenden Sicherheit gegen Aufschwimmen dieser Gebäude.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-R-04<sup>144</sup>, HSK-R-48<sup>145</sup>, HSK-R-102<sup>146</sup> und ENSI-A03<sup>2</sup>

Tragwerksnormen des SIA, insbesondere SIA 260 bis 267, SIA 269, SIA 469

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Normen und Lastfälle*

Das ENSI hat den vom KKB verwendeten Normen und Lastfällen mit seinen Gutachten 1994 bzw. 2004 zugestimmt. Die SIA-Normen aus den Jahren 1956, 1968 und 1970 basieren auf einem Bemessungskonzept mit elastischen Schnittkraftermittlungen und mit Nachweisen von zulässigen Materialspannungen. Mit der Normengeneration aus dem Jahr 1989, welche für die neueren Gebäude des KKB verwendet wurde, wurde ein neues Bemessungskonzept wirksam. Anstelle der Bemessung mit zulässigen Materialspannungen werden Tragsicherheitsnachweise geführt, welche auf der Einwirkungsseite Lastfaktoren und auf der Widerstandsseite Widerstandsbeiwerte im Sinne von Teilsicherheitsfaktoren vorgeben.

Ein exakter Vergleich der verschiedenen für das KKB wirksamen Normengenerationen ist auf Grund der unterschiedlichen Konzepte nur beschränkt möglich. Während der Überprüfungsperiode wurde eine neue Normengeneration der SIA mit Ausgabe 2003 eingeführt. Sie wurde in Anlehnung an die Eurocodes erarbeitet und wird auch als "Swisscodes" bezeichnet. Seit dem Jahr 2011 gibt es eine neue Normenreihe der SIA, die den Umgang mit bestehenden Bauten regelt. Diese Normen SIA 269ff sind für die Erhaltung von Tragwerken bestimmt.

Das ENSI stellt fest, dass die für die Bautechnik relevante Normentwicklung des SIA in den PSÜ-Dokumenten ungenügend behandelt wird. Für die Beurteilung der Sicherheit von bestehenden und neuen Bauwerken sind stets die aktuellen Normen des SIA zu verwenden und bei Bedarf mit den spezifischen Anforderungen der Kerntechnik zu ergänzen.

Teilweise ergeben sich aufgrund der aktuellen SIA-Normengeneration höhere Anforderungen im Vergleich zu den Auslegungsgrundlagen, z. B. hinsichtlich der Schubtragsicherheit. Deshalb ist die Tragsicherheit der Bauwerke unter Anwendung der aktuellen SIA-Normen vom KKB zu beurteilen. Das ENSI erhebt dazu die folgende Forderung:

#### **Forderung 5.2-1**

*Für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke der BK I und BK II sind die aktuellen Tragwerksnormen des SIA massgebend. Das KKB hat nachzuweisen, dass die Tragsicherheit der Bauwerke auch bei Anwendung der aktuellen Normen und der Berücksichtigung aktualisierter Einwirkungen erfüllt wird. Dabei fordert das ENSI nicht zwingend die Durchführung von neuen statischen und dynamischen Berechnungen. Der Nachweis kann auch qualitativ erfolgen, das heisst ohne neue Berechnungen unter Verwendung bisheriger Berechnungsergebnisse mit zugehörigen Beurteilungen und Bewertungen. Der Nachweis ist dem ENSI bis zum 15. Dezember 2017 einzureichen.*

#### *Grundlagen der Erdbebenauslegung*

Im Überprüfungszeitraum der PSÜ 2012 ist die standortspezifische Erdbebengefährdung im Rahmen des PRP vertieft untersucht worden. Aufgrund der Ereignisse in Fukushima hat das ENSI am 18. März 2011 unter

anderem verfügt, dass die Auslegung der Kernkraftwerke in der Schweiz bezüglich Erdbeben basierend auf dem damals aktuellen Stand der Erdbebengefährdungsannahmen unverzüglich und basierend auf einer nach Abschluss des PRP vom ENSI festzulegenden Erdbebengefährdung erneut zu überprüfen ist. Hierzu sei auf Kapitel 2.1.5 verwiesen.

#### *Auslegung gegen Hochwasser*

Im Zusammenhang mit einem Rahmenbewilligungsgesuch für den Bau eines dritten Kernkraftwerkblocks im Jahr 2008 wurden neue Standortuntersuchungen durchgeführt (vgl. Kap. 2.1.4). Diese stellten die Auslegungsluthöhe des KKB nicht in Frage. Aufgrund des Unfalls von Fukushima im Jahr 2011 forderte das ENSI eine Sicherheitsmargenanalyse für externe Hochwasser. Die Ergebnisse dieser Analysen seitens der Betreiber fallen nicht in die Überprüfungsperiode dieser PSÜ 2012 und werden im Rahmen des Projektes ERSIM (Erhöhung der Sicherheitsmargen) durch das ENSI beurteilt.

### **5.2.3 Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke**

#### **Angaben des KKB**

Das KKB beurteilt die Sicherheit der Bauwerke in der Technischen Gesamtbewertung, in den Technischen Mitteilungen zu den Systembewertungen, insbesondere zu den Themenbereichen Eingriffe in Baustrukturen, Änderungen und Instandsetzung, Alterungsüberwachung/Inspektionen, Requalifikationen, Systembewertung sowie der Technischen Mitteilung der Altersüberwachung mit Verweis auf die Steckbriefe der einzelnen Bauwerke. Für die Beschreibung der Bauwerke und der an sie gestellten Anforderungen verweist das KKB auf Kapitel 13 der Sicherheitsberichte.

In der Tabelle 5.2-4 werden die Requalifikationen im Überprüfungszeitraum, bauliche Veränderungen, wichtige Instandsetzungen und Zustandsbeurteilungen zusammengefasst.

**Tabelle 5.2-4: Requalifikationen, bauliche Veränderungen, Instandsetzungen und Zustandsbeurteilungen von Bauwerken**

<b>Kennzeichen</b>	<b>Requalifikationen, bauliche Veränderungen, Instandsetzungen und Zustandsbeurteilungen</b>	<b>Bewertung des KKB</b>
1US/UR 2US/UR	<p>2003: BRANCO, Brandschutzmassnahmen im Containment und Ringraum</p> <p>2005/2006: Ersatz der RHP-Leistungskabel</p> <p>2008: Neubau Containment Aktivitätsüberwachung</p> <p>2008: Projekt MAWID, Ertüchtigung Materialwiderstand Aussenhülle</p> <p>2001/2002: Hauptinspektion, Beschichtungen Stahldruckschale, Fugen Ringraum, Kranbahnkonsole</p> <p>2004: Zwischeninspektion</p> <p>2004 und 2009: Alterungsüberwachung</p> <p>2006/2007: Hauptinspektion, äusseres Betoncontainment, Innenstrukturen</p>	<p>Die Sicherheitsgebäude erfüllten in der Überprüfungsperiode die an sie gestellten Anforderungen. Der Zustand der Bau- und Tragstruktur sowie der Schleusen und Durchdringungen erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage. Im Zusammenhang mit der Korrosion an der Stahldruckschale sind diverse Massnahmen in den kommenden Jahren geplant. Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.</p>

Kenn- zeichen	Requalifikationen, bauliche Veränderungen, Instandsetzungen und Zustandsbeurteilungen	Bewertung des KKB
1UN 2UN	UN (C), 2003: Requalifikation UN (B), 2007: Requalifikation UN (E), 2011: Requalifikation UN (A, B), 2007 – 2008: Projekt BELL, neue Brennelementlagerlüftung UN (A, B, C, D, E), 2008 – 2009: Projekt MAWID, Ertüchtigung Sicherungsschranken UN (B), 2007: Projekt NANOFI, Nanofiltrationsanlage UN (C), 2004: Einbau von Brandschutzklappen im Treppenhaus der Primäranlage UN (C, E), 2011: Sanierung PRW, Halterungen UN (A, C), 2005: Nachrüstung Brandschutz, Räume 2N327, 2N328 (ARBUR) UN (A, B, C, D, E), 2009: Projekt PRABRA, Brandschutz Primär UN (D, E), 2006: Projekt SABRA, Brandschutz Sekundär UN (D, E), 2009: Erdbebensicherung und Ersatz von Mauerwerkswänden Halonzone 3 bis 5a UN (E), 2010: Umbau alte SIZ UN (A, B, C, D, E), 2004 und 2009: Alterungsüberwachung UN (A, B, C, D, E), 2005/2006: Zwischeninspektion UN (A, C), 2010: Hauptinspektion UN (B, D, E), 2011: Hauptinspektion UN (D, E), 2002: Basisinspektion	Die Erdbebensicherheit der Nebengebäude C wurde im Jahr 2003 für SSE untersucht. Anhand der Berechnungen konnten keine Schwachstellen an der Tragkonstruktion identifiziert werden. Im Rahmen des Projekts MAWID wurde 2007 eine Überprüfung der Erdbebensicherheit beider Nebengebäude B für SSE durchgeführt und als Requalifikation der Nebengebäude eingestuft. Im Zuge der Bearbeitung der ENSI-Forderung "Ereignisse Fukushima, 2011" wurden die Erdbebennachweise für die Nebengebäude B (Block 1) und E (Block 2) neu berechnet. Die Resultate der Erdbebenanalysen zeigen, dass für das massgebende Tragwerksversagen der Gebäude grosse Sicherheitsmargen bestehen. Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
1UP 2UP	2004: Einbau von Bedienungspodesten 2010: Überprüfen und Nachrüsten des Primäranlagen Brandschutz PRABRA 2003/2004: Basisinspektion und Alterungsüberwachung	Die im Rahmen der Basisinspektion festgestellten Diagonalrisse in den Filtergebäuden wurden durch Deformetermessungen (jährlich von 2003 bis 2006) in beiden Blöcken überwacht. Da die Bandbreite der Risse unverändert blieb und eine zunehmende Tendenz nicht erkennbar war, konnte auf weitere Abklärungen verzichtet werden. Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen

Kenn- zeichen	Requalifikationen, bauliche Veränderungen, Instandsetzungen und Zustandsbeurteilungen	Bewertung des KKB
		für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
1UY 2UY	2008/2009: Zusätzliches Podest im Raum 1/2Y703 erstellen  2003/2004: Basisinspektion, 2006: Sonderinspektion (Rissüberwachung Aussenfassade)	Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
UU	2005: Basisinspektion  2004 und 2009: Alterungsüberwachung	Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
UX	2009: Erhöhung der Arbeitssicherheit für Taucher  2003: Basisinspektion	Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
UU	2010: Sanierung der BOTA-Raumlüftung 2010: Neuer Zugang BOTA-Gebäude 2003: Basisinspektion  2004 und 2009 Alterungsüberwachung	Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
UC	2005: Basisinspektion	Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
UJ	2005: Basisinspektion	Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
1UM 2UM	2005: Ersatz von Mauerwerkswänden durch Betonwände (2E412)  2011: Sanierung PRW, Halterungen  2006: Projekt SABRA – Brandschutz sekundär  2010/2011: Auslegungsabweichung Dachbinder des Maschinenhaus West, Ertüchtigung Maschinenhausdach/Ertüchtigung Dachbinder  2004: Basisinspektion  2004 und 2009: Alterungsüberwachung  2008: Sonderinspektion Neutralisationsbecken	Im Zusammenhang mit der festgestellten Auslegungsabweichung an der Dachkonstruktion und im Rahmen des Projekts PRW (für zahlreiche Leitungsbefestigungen wurde die Krafteinleitung in die Baustrukturen nachgewiesen) wurden am Maschinenhaus zwei Requalifikationen durchgeführt. Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
1UK 2UK	2002: Belüften der Kühlwasserauslauf-Gebäude (Stauklappenräume 1/2A101)	Der Zustand der Bau- und Tragstruktur der Kühlwassergebäude UK inklusive deren

Kennzeichen	Requalifikationen, bauliche Veränderungen, Instandsetzungen und Zustandsbeurteilungen	Bewertung des KKB
1PRH 2PRH	2010: Anbringen von Ausstiegsleitern in den Einlaufbereichen 2003/2004: Basisinspektion	Kühlwasserkanäle entspricht der natürlichen Alterung und kann als gut beurteilt werden. Die betrachteten Bauten erfüllen somit die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
UV	UV150 (151), 2003: Basisinspektion UV155, 2005: Basisinspektion UV106, 2007: Basisinspektion UV111, 2007: Basisinspektion	Die Versorgungskanäle UV106 wurden anlässlich der Erstellung des AÜP-Steckbriefs neu der BK I zugeordnet. Gesamthaft erfüllt der Zustand der Baustruktur der unterirdischen Bauwerke UV die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
R	2005: Nachrüstung Brandschutz, Räume 1N220, 1N325 (ARBUR) 2004 und 2009: Alterungsüberwachung 2010: Hauptinspektion	Im Rahmen der Verfügung des Bundesrates betreffend Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für das KKB 2 wurde der Nachweis der Erdbebensicherheit des Rückstandslagers für ein Sicherheitserdbeben (SSE) verlangt. Das Ergebnis der durchgeführten Berechnungen zeigt, dass die Tragstruktur die Anforderungen an die Erdbebensicherheit vollumfänglich erfüllt.
L	2008: Kapellenabluft Chemielabor 2003: Chemie- und Elektrolabor: Fenster und Fassadensanierung (Wärmedämmung und Dichtheit) 2004: Basisinspektion	Die Basisinspektion hat keine relevanten Mängel aufgezeigt.
UL	2006: Erstellung der Lüftungsöffnungen in der Westwand 2006: Sicherungszentrale, Projekt TRITON 2007: Kontrolle und Korrektur der Hinterschnittanker Hilti-HDA 2009: Projekt ZWABEL (Zwischenlager Ausbau Behälterlager) 2004: Basisinspektion SAA-Lager 2005: Basisinspektion HAA-Lager 2004 und 2009: Alterungsüberwachung	Für die Fertigstellung des HAA-Lagers mussten Störfallbetrachtungen (u. a. ein Flugzeuganprall auf das Dach des Lagers mit anschließendem Treibstoffbrand) durchgeführt werden. Die detaillierten Berechnungen haben gezeigt, dass die Grenzlast der Tragfähigkeit nicht erreicht wird. Die Bausubstanz erfüllt die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage.
HKB	2002: Oberwasserkanal Baggerung	In Anbetracht der anstehenden Realisierung des Projekts AUTANOVE (Autarke

Kenn- zeichen	Requalifikationen, bauliche Veränderungen, Instandsetzungen und Zustandsbeurteilungen	Bewertung des KKB
	2009 und 2011: Sanierung der Tosbecken (Öffnungen 4 und 1)  2010 und 2011: Revision der Hydraulikzylinder der Segmentschützen und –klappen (Öffnungen 4, 5 und 1)  2011: Sanierung Oberwasserkanal, Projekt OWAKASA  2004: Hauptinspektion Stauwehr und Wehrbrücke  2007: Zwischeninspektion Maschinenhaus und Elektrogebäude	Notstromversorgung und der Resultate der Basisinspektion 2001 sowie der Zwischeninspektion 2007 wurde auf die Durchführung der Hauptinspektion 2011 verzichtet. Das Stauwehr, der Oberwasserkanal inkl. Brücke und das Hydrowerk erfüllen die Anforderungen für einen sicheren Weiterbetrieb und zum Sicherstellen der Kühlwasser- und Notstromversorgung für das KKB.

In der Überprüfungsperiode wurden die Setzungsmessungen an den Bauwerken fortgesetzt. Die Messungen zeigten, dass die Gebäudesetzungen weitgehend abgeklungen sind.

### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Gefährdungsannahmenverordnung<sup>271</sup>

Richtlinien HSK-R-04<sup>144</sup>, HSK-R-08<sup>147</sup>, HSK-R-48<sup>145</sup> und ENSI-A03<sup>2</sup>

Tragwerksnormen des SIA, insbesondere SIA 260 bis 267, SIA 269, SIA 469

### Beurteilung des ENSI

Mit dem Alterungsüberwachungsprogramm Bautechnik liefert das KKB eine systematische und aussagekräftige Zusammenstellung der Zustandsuntersuchungen, der bisherigen Befunde und der Instandsetzungsmassnahmen. Aus den AÜP-Steckbriefen geht hervor, dass alle Bauwerke in einem guten bis sehr guten Zustand sind. Beeinträchtigungen der Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit der Bauwerke infolge Alterungserscheinungen wird mit dem angewandten Alterungsüberwachungsprogramm und der stetigen Instandhaltung wirksam vorgebeugt.

Die Auflistung der im Überprüfungszeitraum durchgeführten baulichen Änderungen in den Technischen Mitteilungen, zusammengefasst in Tabelle 5.2-4, betrachtet das ENSI als wesentliche Information der PSÜ-Dokumentation und als vollständig und korrekt. Das ENSI hat die Planung und Ausführung der baulichen Massnahmen, soweit es Bauwerke der BK I oder BK II betrifft, gemäss den Richtlinien ENSI-A04<sup>148</sup> und HSK-R-08<sup>147</sup> überprüft und freigegeben. Die Erdbebenberechnung des Rückstandslagergebäudes ist korrekt und entspricht dem Stand der Technik. Die Tragsicherheit des Rückstandslagergebäudes beim SSE ist gewährleistet. Die vom KKB eingereichten Erdbebenberechnungen für die Nebengebäude B, C und E sind vom ENSI als Requalifikationen akzeptiert und die vorgeschlagenen Massnahmen freigegeben. Die diversen Massnahmen im Zusammenhang mit der Korrosion der Stahldruckschale werden in Kapitel 4.3.1 behandelt.

Bei der Erfüllung der Forderung 5.2-1 muss der Bewilligungsinhaber alle relevanten Einwirkungen auf die Bauwerke berücksichtigen und nachweisen, dass die Tragsicherheit gemäss aktuellen SIA-Normen gewährleistet ist. Insbesondere bzgl. der Schubtragsicherheit ergeben sich aufgrund der aktuellen Normen höhere Anforderungen, welche lokal bei spezifischen Bauteilen (Flachdecken, Unterzüge) zu einem nicht normgemässen Ausnutzungsgrad führen können. Die Gesamtstabilität der Tragwerke ist dadurch jedoch kaum tangiert, der Einfluss auf die Anlagensicherheit ist somit begrenzt.

Die Nebengebäude D und E sind im KKB 1 und KKB 2 baulich nicht identisch ausgebildet. Die Gebäude sind bezüglich der vertikalen Mittelebene der Gesamtanlage (zwischen den beiden Kommandoräumen) spiegelsymmetrisch angeordnet. Daraus ergaben sich für die Tragwerke der Gebäude teilweise unterschiedliche Deckenstärken, Spannweiten und Wandgeometrien. Diese Unterschiede wurden sowohl bei der ursprünglichen Bemessung als auch bei den weiteren Berechnungen berücksichtigt.

Der Felshorizont unter dem Areal des KKB ist geneigt und liegt somit unter den Gebäudefundationen beim KKB 1 und KKB 2 unterschiedlich tief. Daraus resultieren Unterschiede bezüglich des Setzungsverhaltens und der Erdbebenanregung der Bauwerke. Die Setzungen sind jedoch bei allen Gebäuden abgeklungen und die Erdbebenanregung gemäss Gefährdungsstudien (PEGASOS, PRP-IH) berücksichtigt.

Das ENSI stellt fest, dass die Bauwerke der BK I infolge der bei der Projektierung angewandten konservativen Bemessungsmethoden ausreichende Tragwiderstände aufweisen, um auch die Anforderungen aus der Überprüfung in 2011 / 2012 der Auslegung der Anlage gegen Erdbeben an die Erdbebensicherheit zu erfüllen (vgl. Kapitel 2.1.5).

### 5.3 Primärkreislauf des KKB

Der Primärkreislauf besteht im Wesentlichen aus:

- Reaktordruckbehälter (RDB) mit Kerneinbauten
- Hauptkühlmittelleitungen mit zwei Reaktorhauptpumpen
- zwei Dampferzeugern
- Druckhaltesystem mit Druckausgleichsleitung

Der Primärkreislauf hat folgende sicherheitstechnische Aufgaben:

- Aufnahme der im Leistungsbetrieb durch Kernspaltung erzeugten Wärme und deren Transport in die Dampferzeuger zur Produktion von Dampf
- Abführen der Nachwärme aus dem System beim Ab- und Anfahren, beim Stillstand sowie bei Störfällen zusammen mit anderen Systemen, die Nachwärme aus dem System abführen
- Gewährleistung des sicheren Einschlusses des Hauptkühlmittels

#### 5.3.1 Reaktordruckbehälter und Einbauten

##### 5.3.1.1 *Änderungen und Instandsetzung*

###### Angaben des KKB

Das KKB hatte im Jahr 2000 begonnen, zusätzliche Sicherungsmassnahmen gegen laterale Beanspruchungen im Erdbebenfall an den Reaktordeckelaufbauten durchzuführen. Die Arbeiten konnten im Bewertungszeitraum der PSÜ 2012 erfolgreich abgeschlossen werden.

In den Jahren 2008 bis 2010 wurden wiederholt Leckagen (Borsäureablagerungen) an Lippendichtschweissnähten der mittleren und oberen Regelstabantriebsstangengehäuse festgestellt (vgl. Kap. 5.3.1.2) und mittels qualifizierter Reparaturverfahren instand gesetzt.

Abgestützt auf internationale Erfahrungen und Erkenntnisse aus der Alterungsüberwachung hatte sich ergeben, dass an den Halteschrauben der Kernumfassung (Baffle Bolts) und an den Zentrierbolzen der Kontrollstab-Führungsrohre (Split Pins) Spannungsrissskorrosion nicht ausgeschlossen werden kann. Vom KKB wurde deshalb beschlossen, die Schrauben vorbeugend durch neue Schrauben aus korrosionsbeständigerem Material zu ersetzen. Der Ersatz der Baffle Bolts und Split Pins fand 2009 im Block 2 und 2010 im Block 1 statt.

## Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinien HSK-R-05<sup>149</sup>, HSK-R-18<sup>150</sup>, ENSI-G11<sup>151</sup> und ENSI-B06<sup>152</sup>

SVTI-Festlegungen NE-02<sup>153</sup> und NE-08<sup>154</sup>

## Beurteilung des ENSI

Der Einbau von lateralen Abstützungen an den Reaktordeckelaufbauten wurde bereits im Gutachten zum Gesuch der NOK um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung von KKB-2<sup>267</sup> von der HSK als wesentliche Verbesserung der Erdbebenfestigkeit gewürdigt. Die Abschlussarbeiten der neuen Erdbebensicherung der Reaktordruckbehälter-Deckelaufbauten wurden von der HSK geprüft und zur Ausführung freigegeben. Die Erdbebennachweise des KKB wurden vom ENSI im Rahmen von nach Fukushima angeordneten Untersuchungen erneut geprüft. Dabei kam das ENSI zum Schluss, dass die Kernkühlung unter Einwirkung eines 10'000-jährlichen Erdbebens gewährleistet bleibt. Bezüglich der Aktualisierung der Erdbebensicherheitsnachweise sei auf Kapitel 2.1.5 verwiesen.

Für die Instandsetzung der Lippendichtschweissnähte an den Regelstabantriebsstangengehäusen wurde ein Reparaturverfahren qualifiziert. Die Instandsetzungsarbeiten, der Nachweis der Rissfreiheit der Schweissnähte und die vom Sachverständigen geprüfte und akzeptierte Dokumentation der Instandsetzungsmassnahme wurden vom ENSI begutachtet und u. a. im Rahmen von Inspektionen bewertet. Die Betriebserfahrungen sind bei der Produktion der neuen Reaktordruckbehälterdeckel im Projekt HERA (vgl. Kapitel 2.5) eingeflossen und wurden durch eine verbesserte konstruktive Gestaltung berücksichtigt, so dass nach dem Austausch der RDB-Deckel keine Schäden an den Regelstabantriebsstangengehäusen mehr zu erwarten sind.

Durch den vorsorglichen Austausch von Kernumfassungsschrauben und Zentrierbolzen hat das KKB auf internationale Erfahrungsmeldungen zu Korrosionsschäden an diesen Bauteilen sicherheitsgerichtet reagiert. Das ENSI stellte fest, dass mit dem durchgeführten Werkstoffwechsel die Ausführung der Kernumfassungsschrauben und Zentrierbolzen dem aktuellen Stand der Technik entspricht.

### 5.3.1.2 Wiederholungsprüfungen

#### Angaben des KKB

Das KKB gibt an, dass die Wiederholungsprüfungen gemäss den Anforderungen der jeweils gültigen Revision der SVTI-Festlegung NE-14<sup>155</sup> und der seit 2009 gültigen Richtlinie ENSI-B06<sup>152</sup> vollständig und fachgerecht durchgeführt wurden. Seit der Jahreshauptrevision (JHR) 2009 sind die zerstörungsfreien Prüfungen vorgängig gemäss der gültigen Richtlinie HSK-B07<sup>65</sup> qualifiziert worden.

Im Folgenden werden die wesentlichen Prüfungen beschrieben und die Auffälligkeiten aufgeführt.

Die Schweissnähte des Reaktordruckbehälters sowie ausgewählte Bereiche des Grundmaterials werden in einem Intervall von zehn Jahren mit Ultraschall geprüft. Alle bisher festgestellten bewertungspflichtigen Anzeigen wurden als zulässig und unbedenklich bewertet. Sie weisen innerhalb der Messtoleranz keine Veränderungen gegenüber früheren Prüfungen auf und werden als belassene Fertigungsfehler eingestuft.

Die qualifizierten Wirbelstromprüfungen der RDB-Bolzen 2009 im Block 2 und 2010 im Block 1 ergaben keine Anzeichen für betriebsbedingte Schädigungen.

In der JHR 2004 bzw. 2005 wurde im Block 1 und Block 2 das RDB-Unterteil visuell geprüft. Weiterhin wurden die Mischnähte und Rohranschlussnähte an die Hauptkühlmittelleitungen mittels einer mechanisierten Ultraschallprüfung untersucht. Es konnte bestätigt werden, dass an den bekannten Anzeigen aus früheren Messungen keine Veränderungen stattgefunden haben.

In der JHR 2004 bzw. 2007 wurden im Block 1 und Block 2 die Schweissnähte des RDB-Deckels mit einer mechanisierten Ultraschallprüfung geprüft. Im Block 1 wurden an den bereits aus früheren Messungen bekannten bewertungspflichtigen Anzeigen keine Veränderungen festgestellt. Somit liegen keine Hinweise für

betriebsinduzierte Fehler vor. Die Innen- und Aussenoberflächen der RDB-Deckel wurden regelmässig in beiden Blöcken visuell geprüft. Bei den visuellen Prüfungen wurden keine unzulässigen Fehler festgestellt.

In den JHR 2005 und 2008 wurden im Block 1 und in den JHR 2007 und 2011 im Block 2 die Einschweissnähte der Durchführungsrohre am RDB-Deckel mechanisiert mit Wirbelstrom und Ultraschall geprüft. Im Jahr 2007 wurde im Block 2 bei der durchgeführten Ultraschallprüfung eine bewertungspflichtige Anzeige festgestellt. Diese Anzeige liegt im Triplepunkt zwischen Deckelgrundmaterial, Durchführungsrohr und Einschweissnaht. Eine zusätzlich durchgeführte Farbeindringprüfung konnte zeigen, dass die Ultraschallanzeige keine Verbindung zum Primärwasser hat und damit eine Vergrösserung der Anzeige durch Spannungsrisskorrosion ausgeschlossen werden kann.

Im Jahr 2010 wurden im Block 1 bei der Ultraschallprüfung der RDB-Bodendurchführungen acht bewertungspflichtige Anzeigen im Rohrwandvolumen gefunden. Die Hauptfehlerausdehnung liegt jeweils in Umfangsrichtung. Als Massnahme wurde das Prüfintervall für diese Bodendurchführungen auf 8 Jahre verkürzt. Zusätzlich werden in Zukunft auch visuelle Prüfungen durchgeführt.

In der JHR 2010 wurden im Block 2 die Sondenrohre für die Kerninstrumentierung an den RDB-Bodendurchführungen mit einem mechanisierten Wirbelstromprüfsystem geprüft. An einem Rohr wurde eine nicht zulässige Wanddickenschwächung von 53 % festgestellt. Das Rohr wurde verschlossen und ausser Betrieb genommen.

Aus der internationalen Betriebserfahrung ist bekannt, dass die für Westinghouse Design typischen Lippendichtschweissnähte an den Regelstabantriebstanengehäusen anfällig für Spannungsrisskorrosion sind. An den Lippendichtschweissnähten wurden im KKB folgende Befunde festgestellt:

- Im Jahr 2007 wurde im Block 2 im oberen Bereich des Regelstabantriebsstanengehäuses Nr. 25 eine kleine Borsäureablagerung festgestellt. Die betreffende Stelle wurde während des darauffolgenden Betriebszyklus mit einer Online-Kamera überwacht und 2008 mit einem qualifizierten Schweissverfahren repariert.
- Im Jahr 2009 wurde im Block 2 im oberen Bereich der Regelstabantriebstanengehäuse Nr. 18, 19 und 31 je eine Borsäureablagerung festgestellt.
- Im Jahr 2010 wurde im Block 2 im oberen Bereich der Regelstabantriebstanengehäuse Nr. 32 und 33 je eine Borsäureablagerung festgestellt.

Während der Revisionsabstellung 2010 wurden die Befunde aus den Jahren 2009 und 2010 mittels eines qualifizierten und freigegebenen Reparaturverfahrens repariert. Dabei wurden bei der Demontage für die Reparatur an den mittleren Lippendichtschweissnähten der Regelstabantriebstanengehäuse Nr. 2, 24 und 30 ebenfalls kleine Borsäureablagerungen festgestellt. Auch diese Schweissnähte wurden repariert.

Aufgrund der Befunde wurde vom KKB festgelegt, dass bei jeder Revisionsabstellung die oberen, mittleren und unteren Lippendichtschweissnähte der Regelstabantriebstanengehäuse visuell inspiziert werden, damit die qualifizierten Reparaturen rechtzeitig durchgeführt werden können.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-B07<sup>65</sup> und ENSI-B06<sup>152</sup>

SVTI-Festlegung NE-14<sup>155</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Die Prüfungen am RDB wurden vom KKB regelwerkskonform und gemäss den Anforderungen des Wiederholungsprüfprogramms durchgeführt. Das Wiederholungsprüfprogramm wurde regelmässig durch das KKB aktualisiert und vervollständigt. Die Prüfergebnisse wurden fachgerecht bewertet und wo erforderlich durch zusätzliche Prüfungen ergänzt. Das ENSI hat die Bewertung der Prüfbefunde des KKB geprüft und bestätigt, dass alle festgestellten bewertungspflichtigen Befunde als zulässig anzusehen sind.

Im Überprüfungszeitraum wurden von 2007 bis 2010 wiederholt Borsäureablagerungen an den Lippendichtschweissnähten der Regelstabantriebstangengehäuse festgestellt und repariert. Diese durch Spannungsrisskorrosion verursachten Schäden sind international gut bekannt. Das ENSI bestätigt, dass die bisherigen Prüf- und Reparaturstrategien des KKB regelwerkskonform und angemessen sind. Im Rahmen des Projektes HERA wurden 2015 die beiden RDB-Deckel im Block 1 und 2 einschliesslich der Deckelaufbauten vorsorglich ersetzt. Dabei kommen bessere Werkstoffe zum Einsatz, die die Anfälligkeit gegenüber Spannungsrisskorrosion deutlich verringern. Auch werden die Lippendichtschweissnähte der Regelstabantriebstangengehäuse durch bessere Konstruktionen ersetzt.

### **5.3.1.3 Alterungsüberwachung**

#### **Angaben des KKB**

Die Alterungsüberwachung des Reaktordruckbehälters und der RDB-Einbauten ist in blockspezifischen Steckbriefen beschrieben. In diesen werden folgende relevante Alterungsmechanismen angeführt:

- für die Werkstoffe der kernnahen Bereiche (Grundmaterial, Schweissnaht, Wärmeeinflusszone) des RDB: Versprödung in Folge von Neutronenbestrahlung (vgl. Kap. 5.3.1.4)
- für die RDB-Stützen, Regelstabantriebstangengehäuse, Bolzen und Auflagepratzen: Ermüdung in Folge von Betriebstransienten
- für die Deckel- und Bodendurchführungen und weitere Teilen mit Werkstoff Inconel 600: Spannungsrisskorrosion
- für diverse Bauteile des RDB: Flächenkorrosion, Säurekorrosion, Interkristalline Korrosion, Ermüdung in Folge von Strömungsvibrationen, Abrasiv-Gleitverschleiss, Adhäsion sowie plastische Dehnung

Mit dem geplanten RDB-Deckeltausch im Block 1 und 2 soll die Gefahr der Primärwasser-Spannungsrisskorrosion (Primary Water Stress Corrosion Cracking, PWSCC) reduziert werden, indem neu der Werkstoff Alloy 690TT anstelle des für Spannungsrisskorrosion anfälligen Inconels 600 eingesetzt wird.

Das Ermüdungsverhalten wird seit dem Jahr 2002 mit dem Ermüdungsüberwachungssystem WESTEMS des Herstellers Westinghouse überwacht. In die Überwachung sind insgesamt 25 Positionen einbezogen. Die Bewertung des Erschöpfungsgrades geht dabei von den gemessenen Betriebstransienten aus. Die Beurteilung der Ermüdungsausnutzung bis zum Jahr 2001 erfolgte auf der Basis der gezählten Lasttransienten. Der Medieneinfluss wird falls erforderlich entsprechend den Vorgaben der Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> berücksichtigt. Die Ergebnisse der Ermüdungsüberwachung werden seit 2011 einmal jährlich in einem Ermüdungsbericht dokumentiert und dem ENSI eingereicht. Dabei werden u. a. der jeweils aktuelle Erschöpfungsgrad sowie der auf 60 Betriebsjahre extrapolierte Wert ausgewiesen.

Für den RDB und seine Einbauten spielt die Komponentenermüdung eine eher untergeordnete Rolle. Die höchsten Erschöpfungsgrade wurden an den Sicherheitseinspeisestützen ermittelt. Sie betragen bei Block 1 ca. 19 % Ende 2011 und 21 % extrapoliert auf 60 Betriebsjahre. Für Block 2 fallen die Werte mit 12 % Ende 2011 bzw. 13 % extrapoliert auf 60 Betriebsjahre etwas geringer aus.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-R-51<sup>156</sup> und ENSI-B01<sup>67</sup>

IAEA-EBP-SALTO<sup>157</sup>

IAEA-Safety Guide NS-G-2.12<sup>161</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

Die beim KKB aufgebaute Alterungsüberwachung für den Reaktordruckbehälter (Steckbriefe mit Stand 2002) entspricht den im Bewertungszeitraum der PSÜ geltenden Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51<sup>156</sup>. Für die RDB-Einbauten ist festzuhalten, dass im Bewertungszeitraum der PSÜ keine überarbeiteten Steckbriefe zur

Prüfung eingereicht wurden. Gemäss einer Forderung des ENSI<sup>158</sup> im Rahmen der Umsetzung der Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> hat das KKB Zeit, die Steckbriefe für den Reaktordruckbehälter und die RDB-Einbauten bis zum 1. August 2016 entsprechend den neuen Anforderungen zu überarbeiten.

Internationale Erfahrungen haben ungünstige Betriebserfahrungen mit dem Werkstoff Inconel 600 aufgezeigt. Das ENSI begrüsst daher, dass das KKB als vorbeugende Massnahme den Austausch des RDB-Deckels vornimmt, um die Gefahr der Spannungsrisskorrosion zu verringern.

Die Richtlinie HSK-R51<sup>156</sup> forderte die systematische Erfassung und Auswertung von Transienten. Im August 2011 wurde die Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> in Kraft gesetzt, welche die Anforderungen an die Ermüdungsüberwachung detaillierter festlegt.

Mit dem 2001 installierten Ermüdungsüberwachungssystem WESTEMS und dem seit 2011 etablierten jährlichen Ermüdungsbericht werden vom KKB sowohl die Anforderungen der HSK-R51<sup>156</sup> als auch der Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> erfüllt. Mit der Einführung des Überwachungssystems zeigte sich, dass man davon ausgehen kann, dass die bis 2001 angewandte Methodik auf Grund konservativer Lastannahmen abdeckend war.

Am RDB haben sich die Sicherheitseinspeisestutzen als führend für das Ermüdungsverhalten erwiesen. Insgesamt weisen sie jedoch nur geringe Erschöpfungsgrade auf. Die Zuwächse zwischen 2001 und 2011 lagen bei maximal 2 %. Auf Grund der moderaten Erschöpfungsgrade und des sehr geringen Zuwachses im Bewertungszeitraum waren und sind keine weiteren Massnahmen im Hinblick auf das Ermüdungsverhalten des RDB und seiner Einbauten erforderlich.

#### **5.3.1.4 Sprödbrechtsicherheitsnachweis des RDB**

##### **Angaben des KKB**

Die Erfassung der Strahlungsversprödung der Werkstoffe des Reaktordruckbehälters geschieht durch Voreilproben, welche im Kernbereich des Reaktors eingehängt sind. 2008 erfolgte die Entnahme und Auswertung der Probensätze T (KKB 1) und P (KKB 2), welche für eine Neutronenfluenz von 60 Betriebsjahren abdeckend sind. Neben den Standardprüfungen (Kerbschlagversuche und Zugversuche) wurden für den Grundwerkstoff zusätzlich auch Masterkurve-Versuche an unbestrahltem Material vorgenommen. Für das Material von Ring C von KKB 1 wurden darüber hinaus standardisierte Bruchmechanikversuche zur direkten Bestimmung der Referenztemperatur an bestrahlten Proben durchgeführt.

Im Rahmen der Nachweise zum Langzeitbetrieb des KKB hat der Bewilligungsinhaber neue, besser verifizierte Berechnungen für die Neutronenfluenzen von Block 1 und Block 2 dem ENSI im 2009 eingereicht. Die Referenztemperaturen für die Bestrahlungsprobensätze wurden auf der Grundlage der neuen Berechnungen aktualisiert.

Die Tabelle 5.3-1 gibt eine Übersicht der wesentlichen Ergebnisse für die Referenztemperaturen der Probensätze T (Block 1) und P (Block 2) sowie extrapoliert gemäss Reg. Guide 1.99 Rev. 2 auf eine Betriebsdauer der beiden Blöcke von ca. 60 Betriebsjahren.

Das UVEK-Kriterium, welches einen Maximalwert von 93 °C in  $\frac{1}{4}$  der Wandtiefe erlaubt, wird somit auch nach 60 Betriebsjahren für den führenden Ring C von KKB 1 mit ausreichender Sicherheit erfüllt. Das Kriterium der Hochlagenenergie von mindestens 68 Joule (Schweissgut) bzw. 105 Joule (Grundmaterial) wird ebenfalls eingehalten. Die kleinsten ermittelten Werte betragen 120 Joule für das Schweissgut von KKB 2 und 137 Joule für Ring D von Block 1.

**Tabelle 5.3-1: Ergebnisse Referenztemperaturen der Probensätze T für KKB-1 (Fluenz:  $6,04 \cdot 10^{19} \text{ cm}^{-2}$ ) und P für KKB-2 (Fluenz:  $5,64 \cdot 10^{19} \text{ cm}^{-2}$ ) sowie Werte für ca. 60 Betriebsjahre (alle Probensätze, Trendkurve gem. USNRC Reg. Guide 1.99 Rev. 2<sup>159</sup>)**

Werkstoff	Referenztemperatur RT <sub>ref</sub> [°C]		Bestimmung nach ENSI-B01 <sup>67</sup> bzw. Reg. Guide 1.99 Rev. 2 <sup>159</sup>
	KKB-1	KKB-2	
Schmiedering C	104	61	Methode I
	89	37	Methode II, Variante B
	70	-	Methode II, Variante A
Schmiedering D	63	62	Methode I
	46	-7	Methode II, Variante B
Schweissgut	40	31	Methode I
<b>ca. 60 Betriebsjahre</b>			
Schmiedering C (Innenwand RDB)	80	51	Reg. Guide 1.99 Rev. 2
Schmiedering C (¼ Wandtiefe RDB)	74	46	Reg. Guide 1.99 Rev. 2

Der für die Bewertung der Sprödbruchsicherheit massgebliche Auslegungstörfall ist die sogenannte Thermoschockbeanspruchung der RDB-Wand unter hohem Druck PTS (Pressurized Thermal Shock). Der PTS-Nachweis wurde für Block 1 geführt, welcher wegen der höheren Versprödung von KKB 1 auch für Block 2 abdeckend ist. Die Versprödungstrendkurve wurde gemäss Reg. Guide 1.99 Rev. 2<sup>159</sup>, Position 2, basierend auf der Referenztemperatur nach Methode II, Variante A (Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup>) für den letzten Bestrahlungsprobensatz T und nach Methode II, Variante B für die anderen Probensätze bestimmt. Für die am höchsten versprödete Position von Schmiedering C des Blocks 1 werden vom KKB Referenztemperaturen extrapoliert auf 60 Betriebsjahre an der Innenwand des RDB von 80 °C und in ¼ Wandtiefe von 74 °C angegeben.

Als führender Lastfall mit den höchsten Beanspruchungen hat sich das 70 cm<sup>2</sup> heissseitige Leck erwiesen. Für einen postulierten Oberflächenriss mit einem Tiefen-Längen-Verhältnis von 1:6 und einer Tiefe von 12 mm wurde eine zulässige PTS-Referenztemperatur von 93 °C bestimmt. Damit ist der Nachweis auch unter der konservativen Annahme erbracht, dass die Stelle der höchsten Beanspruchung mit der Stelle der höchsten Fluenz zusammenfällt. An der Stutzenkante wird mit postulierten 12 mm tiefen Oberflächenfehlern eine zulässige Referenztemperatur von 25 °C ermittelt. Der Materialkennwert für das Grundmaterial des Stutzens liegt unterhalb von 0 °C, da die Stutzen keiner wesentlichen Neutronenbestrahlung ausgesetzt sind.

Das KKB kommt zusammenfassend zum Ergebnis, dass die Sicherheit gegenüber Sprödbruch für die Reaktordruckbehälter von Block 1 und 2 auch für den Langzeitbetrieb von 60 Betriebsjahren ausreichend nachgewiesen ist.

### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Ausserbetriebnahmeverordnung<sup>1</sup>

Richtlinien HSK-R-51<sup>156</sup> und ENSI-B01<sup>67</sup>

10 CFR 50, App. H<sup>166</sup>

KTA 3203<sup>167</sup>

ASTM E 185-02<sup>168</sup> und ASTM E 1921-05<sup>169</sup>

USNRC Regulatory Guide 1.99, Rev. 2<sup>159</sup> und USNRC Regulatory Guide 1.154<sup>170</sup>

NUREG-1806<sup>171</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Die Ermittlung der Neutronenfluenzen und der Materialeigenschaften der Werkstoffe des RDB wurde im Rahmen der Stellungnahme des ENSI zum Langzeitbetrieb des KKB<sup>160</sup> umfassend geprüft. Es wurde festgestellt, dass die Berechnungen, Versuche und Bewertungen fachgerecht durchgeführt worden sind und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

Mit der Entnahme und Auswertung der Probensätze T (KKB 1) und P (KKB 2) werden mehr als 60 Betriebsjahre abgedeckt. Die Ergebnisse für Block 1 sind aufgrund der höheren Versprödung der Werkstoffe auch für Block 2 abdeckend. Die Auswertung gemäss Anhang 5 Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> mit der genaueren bruchmechanischen Methode II, Varianten A und B zeigt, dass auch nach 60 Betriebsjahren die Vorgaben der Ausserbetriebnahmeverordnung eingehalten werden. In  $\frac{1}{4}$ -Wanddicke beträgt der Wert für die maximale Referenztemperatur 74 °C, womit ein Abstand von 19 K zum Grenzwert des UVEK-Kriteriums vorhanden ist. Zu den Grenzwerten der Hochlagen-Kerbschlagenergie in der Ausserbetriebnahmeverordnung bestehen ebenfalls ausreichende Sicherheitsabstände. Mit der Auswertung von Probensatz T wurde gleichzeitig auch die Forderung 4.1-1 aus der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb umgesetzt.

Im Rahmen der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb wurden vom ENSI auch die vom KKB durchgeführten umfangreichen PTS-Analysen geprüft. Nach Beurteilung des ENSI sind die Analysen vom KKB nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik fachgerecht durchgeführt worden. Unter der vom KKB getroffenen Annahme, dass die höchsten Beanspruchungen unterhalb des Stützens an der 30°-Azimut-Position zu erwarten sind, war der Nachweis erbracht worden. Das ENSI hatte in der Stellungnahme zum Langzeitbetrieb<sup>160</sup> (Forderung 4.2-1) das KKB aufgefordert nachzuweisen, dass die grössten Beanspruchungen nicht an der 0°-Azimut-Position auftreten können.

Zwischenzeitlich hat das KKB die PTS-Nachweise aktualisiert. Mit Auswertung von Probensatz T nach den Methoden II-A und II-B gemäss Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> stehen genauere Bruchzähigkeitsdaten zur Verfügung, die mit maximal 80 °C an der Innenwand des RDB und 74 °C in  $\frac{1}{4}$ -Wanddicke deutlich geringere Werte für die Referenztemperatur im Vergleich zur klassischen Auswertemethode aufweisen. Damit können die aus der PTS-Analyse maximal zulässigen Referenztemperaturen auch an der 0°-Azimut-Position mit ausreichendem Abstand eingehalten werden.

Bei den Prüfungen am Grundmaterial des RDB von Block 1 wurden in 2015 jedoch Befunde festgestellt, die bewertungspflichtig sind (vgl. Kapitel 2.6). Eine Aussage zur Sprödbruchsicherheit des RDB des Blocks 1 kann daher im Rahmen der vorliegenden Stellungnahme nicht getroffen werden.

Im Bewertungszeitraum der PSÜ war die Sicherheit gegen sprödes Versagen des RDB von Block 2 jederzeit gewährleistet. Abschliessend kann vom ENSI festgestellt werden, dass der Nachweis der Sprödbruchsicherheit des RDB auch für eine Betriebsdauer von 60 Jahren für diesen Block erbracht ist.

## **5.3.2 Reaktorkühlkreislauf und Hauptkühlmittelpumpen**

### **5.3.2.1 Änderungen und Instandsetzung**

#### **Angaben des KKB**

Aufgrund der PSÜ-Pendenz P6/5.5.1-3 (vgl. Kapitel 2.3.2) wurden die Backing-Ringe in den Druckausgleichsleitungen in den Jahren 2005 bzw. 2006 entfernt.

Der Betrieb der Reaktorhauptpumpen erwies sich als sehr Instandsetzungsintensiv. Spezifische Teile und Baugruppen erfordern für den Langzeitbetrieb erhöhten Prüfaufwand und gegebenenfalls verschleissbedingten oder präventiven Ersatz. An der 3-stufigen hydrostatischen Gleitringdichtung zur Abdichtung einer Reaktorhauptpumpenwelle im Block 2 musste nach einem präventiven Dichtungswechsel nach Wiederinbetriebnahme erneut ein schadensbedingter Dichtungswechsel durchgeführt werden.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-R-05<sup>149</sup>, HSK-R-18<sup>150</sup>, ENSI-G11<sup>151</sup> und ENSI-B06<sup>152</sup>

Festlegungen NE-02<sup>153</sup> und NE-08<sup>154</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Mit der Entfernung der Backing-Ringe, die zur Sicherung der Schweissnahtwurzel bei der Herstellung eingebracht worden waren, wurden die Anforderungen des aktuellen kerntechnischen Regelwerks umgesetzt. Das ENSI hat die Entfernung der Backing-Ringe beaufsichtigt und den erfolgreichen Abschluss der Arbeiten bestätigt.

Im Zusammenhang mit dem Dichtungsschaden einer Reaktorhauptpumpenwelle zeigten sich auch Messprobleme des Sperrwasserdurchflusses. Eine sichere Sperrwasserversorgung gewährleistet Funktion und Dichtigkeit des Reaktorkühlkreislaufes. Schäden am Dichtungssystem können über eine Zunahme des Durchflusses im Sperrwasserrücklauf erkannt werden. Die vom Betreiber nach dem Schaden eingebaute diversitäre Durchflussmessung wurde von der HSK als ausreichende Massnahme anerkannt.

### **5.3.2.2 Wiederholungsprüfungen**

#### **Angaben des KKB**

Das KKB gibt an, dass die Wiederholungsprüfungen gemäss den Anforderungen der jeweils gültigen Revision der SVTI-Festlegung NE-14<sup>155</sup> und der seit 2009 gültigen Richtlinie ENSI-B06<sup>152</sup> vollständig und fachgerecht durchgeführt wurden. Seit der JHR 2009 sind die zerstörungsfreien Prüfungen vorgängig gemäss der gültigen Richtlinie HSK-B07<sup>65</sup> qualifiziert worden. Wiederholungsprüfprogramme gemäss Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14<sup>155</sup> und der Richtlinie ENSI-B06<sup>152</sup> gibt es für die Hauptkühlmittleitung, die Reaktorhauptpumpen, die Stossbremsen und für die System- und Komponentenbegehungen.

Im Bewertungszeitraum wurden im KKB 1 während der JHR 2004 und im KKB 2 während der JHR 2009 Druckprüfungen durchgeführt. Die wiederkehrende Druckprüfung umfasste jeweils den Reaktordruckbehälter, die Reaktorhauptpumpen, die beiden Dampferzeuger primärseitig, den Druckhalter und die Rohrleitungen des Reaktorkühlkreislaufes. Der Prüfüberdruck von 172 bar wurde bei entsprechender Prüftemperatur gemäss gültiger Prüfvorschrift erreicht und eine halbe Stunde gehalten. Anschliessend fanden die Rundgänge im Containment unter der Aufsicht des ENSI und des SVTI-N statt. Die Druckprüfungen zeigten, dass keine Beschädigungen oder Veränderungen an den druckführenden Komponenten erfolgt waren und die Anforderungen der Prüfvorschrift ohne Beanstandung erfüllt wurden.

Im Jahr 2010 wurde am Block 1 an der unteren Gehäuseschweissnaht der Reaktorhauptpumpe A eine Farbeindringprüfung durchgeführt. Es wurden 14 Anzeigen festgestellt. Um eventuell auftretende Scheinanzeigen auszuschliessen, wurden die Stellen mit der Fächerscheibe poliert und danach wiederholt geprüft. Die Nachprüfung ergab drei registrierpflichtige Anzeigen und vier bewertungspflichtige Anzeigen. Die Bewertung ergab keine unzulässigen Befunde.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-B07<sup>65</sup> und ENSI-B06<sup>152</sup>

SVTI-Festlegung NE-14<sup>155</sup>

## **Beurteilung des ENSI**

Die Prüfungen im Reaktorkühlkreislauf und an den Hauptkühlmittelpumpen wurden vom KKB systematisch und regelmässig gemäss dem Wiederholungsprüfprogramm durchgeführt. Es fanden Druck-, Oberflächenriss- und volumetrische Prüfungen statt. Die Prüfergebnisse wurden fachgerecht bewertet und, wo erforderlich, durch zusätzliche Prüfungen ergänzt. Die Wiederholungsprüfprogramme wurden regelmässig durch das KKB aktualisiert und vervollständigt.

### **5.3.2.3 Alterungsüberwachung**

#### **Angaben des KKB**

Die Alterungsüberwachung für den Reaktorkühlkreislauf ist in den Steckbriefen für die Hauptkühlmittelleitung (jeweils Block 1 und 2) und die Reaktorhauptpumpen (jeweils Block 1 und 2) dokumentiert. In den Steckbriefen für die Hauptkühlmittelleitungen (Stand 2000) wurden als relevante Alterungsmechanismen Ermüdung und thermische Versprödung angegeben. Für die Reaktorhauptpumpen sind in den Steckbriefen (Stand 1996) für das Pumpengehäuse, die Stutzen- und Gehäuseschweissnähte die Alterungsmechanismen Ermüdung und thermische Versprödung sowie für den Hauptflansch und die thermische Barriere der Alterungsmechanismus Ermüdung als relevant benannt.

Von den insgesamt 25 Positionen, die von dem Ermüdungsüberwachungssystem erfasst werden, zählen neun Stellen zum Reaktorkühlkreislauf. Am signifikantesten sind die Ermüdungsausnutzungen am T-Stück der KHC-Hilfsablassleitung. Der aktuelle Erschöpfungsgrad erreicht Werte von ca. 40 % in Block 1 und 35 % in Block 2. Auf 60 Betriebsjahre extrapoliert ergeben sich Werte von 61 % bzw. 43 %.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-R-51<sup>156</sup> und ENSI-B01<sup>67</sup>

IAEA-EBP-SALTO<sup>157</sup>

IAEA-Safety Guide NS-G-2.12<sup>161</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

Die beim KKB aufgebaute Alterungsüberwachung für die Hauptkühlmittelleitungen und die Reaktorhauptpumpen entspricht den im Bewertungszeitraum der PSÜ geltenden Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51<sup>156</sup>. Für die Überwachung und Beurteilung des Ermüdungsverhaltens werden sowohl die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-51<sup>156</sup> als auch der neuen Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> erfüllt. Der Einfluss des Umgebungsmediums wird in den neuesten Ermüdungsberichten berücksichtigt. Aus den Ende 2011 ausgewiesenen Erschöpfungsgraden von maximal 40 % (Block 1) und 35 % (Block 2) bei Zuwächsen von ca. 12 % bzw. 4 % im Bewertungszeitraum waren und sind keine speziellen Massnahmen, die über eine weitere kontinuierliche Ermüdungsüberwachung hinausgehen, erforderlich.

Im Bewertungszeitraum der PSÜ wurden die Steckbriefe für die Hauptkühlmittelleitungen und die Reaktorhauptpumpen nicht überarbeitet. Die Steckbriefe entsprechen noch dem Stand der Technik und der Betriebserfahrung. Mit der Einführung der neuen Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> zur Alterungsüberwachung im August 2011 wird das KKB schrittweise alle Steckbriefe aktualisieren und dem ENSI zur Prüfung einreichen.

### **5.3.2.4 Bruchausschluss der Hauptkühlmittelleitungen**

#### **Angaben des KKB**

Zur Beurteilung des Leck-vor-Bruch-Verhaltens wurden vorhandene Analysen im Hinblick auf einen Weiterbetrieb bis 60 Betriebsjahre aktualisiert. Die Methodik zur Integritätsbetrachtung und die Berücksichtigung von thermischen Alterungsvorgängen folgen aktuellen Empfehlungen der amerikanischen Aufsichtsbehörde.

Die Leck-vor-Bruch-Analysen werden in Kapitel 4.7.3 der Sicherheitsberichte<sup>6, 7</sup> beschrieben und beinhalten neben der Darstellung der Grundlagen und Bewertungskriterien insbesondere Aussagen zu den Werkstoffen und ihren Eigenschaften, Analysen von Leckraten in Abhängigkeit postulierter Rissgrössen sowie bruchmechanische Analysen und deren Folgerungen.

Die Analysen dienen dem Nachweis, dass kein spontanes Versagen von Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs zu erwarten ist. Der Nachweis wird exemplarisch für KKB 1 geführt und ist auch abdeckend für KKB 2. Für Leckraten von 0,63 l/s, welches dem zehnfachen Wert entspricht, der durch die Leckageüberwachung sicher erkannt wird, wurden je nach analysiertem Bereich erforderliche Durchrisslängen von 99 mm (Bereich A) bzw. 163 mm (Bereich B) ermittelt, wobei Bereich A die Schweissnaht zum RDB-Stutzen und Bereich B die Schweissnaht zwischen geradem Rohr und Krümmer, jeweils im heisseitigen Strang der Hauptkühlmittelleitung, bezeichnet. Mit den bruchmechanischen Berechnungen, welche weitgehend auf Methoden der elastisch-plastischen Bruchmechanik zurückgreifen, wurden zulässige kritische Risslängen von grösser als 198 mm (Bereich A) und 325 mm (Bereich B) bestimmt. Betrachtet wurden Umfangsrisse in insgesamt 15 Bereichen mit Umfangsnähten sowie exemplarisch ein Längsriss an einem Krümmer mit Längsnaht.

Ergänzend wurde der Rissfortschritt unter zyklischer Beanspruchung betrachtet, und festgestellt, dass die Rissfortschrittsraten zu gering sind, als dass ein postulierter Oberflächenriss bis zum Durchriss weiter wachsen kann.

Die ausgewiesenen Sicherheitsfaktoren sind grösser als Faktor zwei. Zusammenfassend stellt das KKB fest, dass die Bedingungen für Leck-vor-Bruch-Verhalten nach NUREG 1061<sup>163</sup> erfüllt sind.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

NUREG-0800 Rev. 1<sup>162</sup> und NUREG-1061 Vol. 3<sup>163</sup>

USNRC Regulatory Guide 1.45<sup>164</sup>

EUR-18549<sup>165</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Das KKB stützt sich bei der Beurteilung des Leck-vor-Bruch-Verhaltens auf vorhandene Analysen ab, die grundsätzlich weiterhin gelten und aktualisiert wurden. Die Angaben des KKB zu den durchgeführten Analysen konnten weitgehend nachvollzogen und durch überschlägige Abschätzungen der kritischen Risslängen plausibilisiert werden.

Detailliertere Berechnungsunterlagen lagen dem ENSI bereits mit den Nachweisen zum Langzeitbetrieb vor, die auch den Bewertungszeitraum der PSÜ abdecken. In der sicherheitstechnischen Stellungnahme zum Langzeitbetrieb<sup>160</sup> hat das ENSI die Dokumente geprüft und festgestellt, dass die Vorgehensweise dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht sowie die Bedingungen für Leck-vor-Bruch-Verhalten erfüllt sind.

Das ENSI schliesst sich nach Prüfung der Unterlagen der Bewertung des KKB an und kommt zum Schluss, dass auch für den Langzeitbetrieb das Leck-vor-Bruch-Verhalten der Hauptkühlmittelleitungen mit ausreichend hohen Sicherheitsfaktoren gewährleistet ist.

## **5.3.3 Druckhaltesystem**

### **Angaben des KKB**

Als Instandsetzungsarbeiten am Druckhaltesystem wurden der Ersatz von Bolzen an Mannlochverschraubungen und der Ersatz von Heizelementen durchgeführt.

Es gibt Wiederholungsprüfprogramme gemäss Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14<sup>155</sup> und der Richtlinie ENSI-B06<sup>152</sup> für den Druckhalter, die Rohrleitungen der Sicherheitsklasse 1, die Volumenausgleichsleitung, den Entlastungstank, die Sicherheits- und Isolierventile sowie für die Halterungen und Stossbremsen.

Im betrachteten Zeitraum wurden alle Prüfungen gemäss den Wiederholungsprüfprogrammen durchgeführt. Die Wiederholungsprüfprogramme spiegeln die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14<sup>155</sup> und der seit

2009 gültigen Richtlinie ENSI-B06<sup>152</sup> wider. Im Rahmen dieser Wiederholungsprüfungen wurden im Bewertungszeitraum der PSÜ keine bewertungspflichtigen Befunde festgestellt.

Für das Druckhaltesystem bestehen Steckbriefe der Alterungsüberwachung für den Druckhalter, die Druckausgleichsleitung, die Druckhalter-Sprühleitung, die Druckhalter-Entlastung und RDB-Entgasung. In den Steckbriefen werden folgende Alterungsmechanismen als relevant angegeben:

- für den Druckhalter: Säurekorrosion, Ermüdung
- für die Druckausgleichsleitung: Ermüdung, Spannungsrisskorrosion
- für die Druckhalter-Sprühleitung: Ermüdung
- für die Druckhalter-Entlastung: Ermüdung, Lochkorrosion, plastische Dehnung
- für die RDB-Entgasung: Erosion

Am Druckhaltesystem traten mit Stand 2001 die höchsten Erschöpfungsgrade der Anlage auf. Die Zuwächse im Bewertungszeitraum von 2001 bis 2011 waren jedoch gering. Die höchsten Erschöpfungsgrade zum Ende des Bewertungszeitraumes der PSÜ traten heissseitig an der Druckausgleichsleitung auf, wobei die aktuellen Werte für Ende 2011 ca. 50 % für Block 1 und ca. 38 % für Block 2 betragen. Extrapoliert auf 60 Betriebsjahre werden 56 % und 41 % erreicht.

Für die weitere Ermüdungsüberwachung ist die Aufnahme einer neuen Messstelle am Boden des Druckhalters vorgesehen.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-R-05<sup>149</sup>, HSK-R-18<sup>150</sup>, HSK-R-51<sup>156</sup>, ENSI-G11<sup>151</sup>, ENSI-B01<sup>67</sup>, ENSI-B06<sup>152</sup> und ENSI-B07<sup>65</sup>

Festlegungen NE-02<sup>153</sup>, NE-08<sup>154</sup> und NE-14<sup>155</sup>

IAEA-EBP-SALTO<sup>157</sup>

IAEA-Safety Guide NS-G-2.12<sup>161</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Die Instandsetzungsarbeiten wurden regelwerkskonform und mittels geeigneten und erprobten Instandsetzungstechnologien durchgeführt. Die Arbeiten wurden vom Sachverständigen des ENSI überwacht.

Die Prüfungen am Druckhaltesystem wurden vom KKB systematisch und regelmässig gemäss dem Wiederholungsprüfprogramm durchgeführt. Die Wiederholungsprüfprogramme wurden regelmässig durch das KKB aktualisiert und vervollständigt. Es fanden Funktions-, Oberflächenriss- und volumetrische Prüfungen statt. Die Prüfergebnisse wurden fachgerecht bewertet.

Die Steckbriefe zum Druckhaltesystem wurden in den Jahren 2005 und 2006 überarbeitet und zur Prüfung eingereicht. Das Ergebnis der Prüfung zeigte, dass die beim KKB aufgebaute Alterungsüberwachung für das Druckhaltesystem den Anforderungen der im Bewertungszeitraum der PSÜ geltenden Richtlinie HSK-R-51<sup>156</sup> entspricht. Mit der Einführung der neuen Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> zur Alterungsüberwachung im August 2011 wird das KKB schrittweise alle Steckbriefe aktualisieren und dem ENSI zur Prüfung einreichen.

Für die Überwachung und Beurteilung des Ermüdungsverhaltens werden sowohl die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-51<sup>156</sup> als auch der neuen Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> erfüllt. Der Einfluss des Umgebungsmediums wird in den neuesten Ermüdungsberichten berücksichtigt. Das ENSI bewertet die Ermüdungsüberwachung der Komponenten des Druckhaltesystems als ausreichend. Aufgrund der sehr geringen Zunahme der Erschöpfungsgrade sieht das ENSI nach bisherigem Kenntnisstand keine ergänzenden Massnahmen für den Langzeitbetrieb als erforderlich an.

### 5.3.4 Dampferzeuger

#### Angaben des KKB

Dank der optimierten Wasserchemie bei den 1993 bzw. 1999 ersetzten Dampferzeugern ergab sich im Bewertungszeitraum der PSÜ keine Notwendigkeit für Ersatz oder Reparaturen.

Das KKB gibt an, dass die Wiederholungsprüfungen gemäss den Anforderungen der jeweils gültigen Revision der SVTI-Festlegung NE-14<sup>155</sup> und der seit 2009 gültigen Richtlinie ENSI-B06<sup>152</sup> vollständig und fachgerecht durchgeführt wurden. Seit der JHR 2009 sind die zerstörungsfreien Prüfungen vorgängig gemäss der gültigen Richtlinie HSK-B07<sup>65</sup> qualifiziert worden.

In der JHR 2009 wurde am Dampferzeuger B von Block 2 eine Ultraschallprüfung an der Verbindungsnaht zum Rohrboden durchgeführt. Es wurde eine bewertungspflichtige Anzeige, jedoch ohne Verbindung zur inneren Oberfläche festgestellt. Die Signalcharakteristik lässt auf einen Bindefehler im Übergang von der Schweissnaht zur Plattierung schliessen.

In der JHR 2010 wurde im Block 2 eine mechanisierte Ultraschallprüfung der Stutzenanschlussnähte (Mischnähte) des Dampferzeugers zur Hauptkühlmitteleitung durchgeführt. In der Mischnaht A 6 wurde eine bewertungspflichtige Anzeige in axialer Richtung (quer zur Mischnaht) auf der Dampferzeugerseite im Bereich des plattierten Grundwerkstoffes festgestellt. Die Anzeige wurde konservativ als betriebsinduzierter Fehler angenommen. Weiter wurden in der Mischnaht B 6 zwei axiale bewertungspflichtige Anzeigen festgestellt. Die Bewertung der Anzeigen ergab, dass die Befunde zulässig sind. In der JHR 2011 wurden Farbeindringprüfungen zur zusätzlichen Abklärung der Ultraschallanzeigen durchgeführt. Die Farbeindringprüfungen ergaben keine Anzeigen. Folglich weisen die Ultraschallanzeigen keinen Durchgang zur Oberfläche auf.

Am Austrittsstutzen von Dampferzeuger B wurden zwei weitere bewertungspflichtige Anzeigen festgestellt. Diese Anzeigen wurden genauer untersucht und ebenfalls als zulässig bewertet.

Infolge ungünstiger Materialeigenschaften wiesen die ursprünglichen Dampferzeuger deutliche Alterungsphänomene auf und wurden daher in 1993 (Block 1) bzw. 1996 (Block 2) durch modifizierte neue Dampferzeuger ausgetauscht. Für die Dampferzeuger besteht jeweils ein blockspezifischer Steckbrief der Alterungsüberwachung. In den Steckbriefen (Stand 2000) werden als relevante Alterungsmechanismen Ermüdung und Erosionskorrosion angegeben.

An den Hilfsspeisewasserstutzen der Dampferzeuger werden die jeweils höchsten Erschöpfungsgrade im Primärkreislauf ermittelt. Die aktuellen Werte für Ende 2011 betragen ca. 57 % für Block 1 und ca. 30 % für Block 2. Extrapoliert auf 60 Betriebsjahre werden 113 % und 74 % bestimmt.

#### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinien ENSI-B01<sup>67</sup>, ENSI-B06<sup>152</sup>, ENSI-B07<sup>65</sup> und HSK-R-51<sup>156</sup>

SVTI-Festlegung NE-14<sup>155</sup>

IAEA-EBP-SALTO<sup>157</sup>

IAEA-Safety Guide NS-G-2.12<sup>161</sup>

#### Beurteilung des ENSI

Die Prüfungen am Dampferzeuger wurden vom KKB regelwerkskonform und gemäss den Anforderungen des Wiederholungsprüfprogramms durchgeführt. Die Wiederholungsprüfprogramme wurden regelmässig durch das KKB aktualisiert. Die Prüfergebnisse wurden fachgerecht bewertet und wo erforderlich durch zusätzliche Prüfungen ergänzt. Das ENSI hat die Bewertung der Prüfbefunde des KKB geprüft und bestätigt, dass alle festgestellten bewertungspflichtigen Befunde als zulässig anzusehen sind.

Im Bewertungszeitraum der PSÜ wurden die Steckbriefe zum Dampferzeuger nicht überarbeitet. Die Steckbriefe entsprechen noch dem Stand der Technik und der Betriebserfahrung. Die beim KKB aufgebaute Alterungsüberwachung für die Dampferzeuger entspricht den Anforderungen der geltenden Richtlinie HSK-R-

51<sup>156</sup>. Mit der Einführung der neuen Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> zur Alterungsüberwachung im August 2011 wird das KKB schrittweise alle Steckbriefe aktualisieren und dem ENSI zur Prüfung einreichen.

Für die Überwachung und Beurteilung des Ermüdungsverhaltens werden sowohl die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-51<sup>156</sup> als auch der neuen Richtlinie ENSI-B01<sup>67</sup> erfüllt. Der Einfluss des Umgebungsmediums wird in den neuen Ermüdungsberichten berücksichtigt. Die Erschöpfungsgrade an den Hilfsspeisewasserstutzen der Dampferzeuger zeigen grössere Zunahmen. Dadurch ergibt sich bei Strang B von KKB 1 bei der Extrapolation auf 60 Betriebsjahre ein Wert von 113 %, welcher nicht mehr zulässig wäre. Als Massnahmen sieht das KKB eine realitätsnähere Bewertung mit genaueren Analysemethoden sowie eine optimierte Fahrweise zur Verringerung der Transientenbelastung vor. Das ENSI sieht zurzeit die geplanten Massnahmen des KKB als ausreichend an, wird jedoch den Ermüdungsfortschritt an den Hilfsspeisewasserstutzen der Dampferzeuger weiter überwachen und gegebenenfalls weitere Massnahmen fordern.

Daher waren und sind zunächst keine kurzfristigen Massnahmen, die über eine weitere kontinuierliche Ermüdungsüberwachung hinausgehen, erforderlich.

### **5.3.5 Wesentliche Unterschiede zwischen den Primärkreisläufen des KKB 1 und KKB 2**

#### **Angaben des KKB**

Auf der Grundlage der Auswertung der Neutronendetektoren aus den Bestrahlungsprobensätzen ist bekannt, dass die Neutronenfluenz von Block 1 grösser ist als für Block 2. Weiterhin treten wesentliche Unterschiede in der chemischen Zusammensetzung der RDB-Materialien von Block 1 und Block 2 auf. Die chemische Zusammensetzung hat Einfluss auf die Bestrahlungsreaktion der niedriglegierten RDB-Stähle.

Der RDB-Deckel von Block 1 weist auf Grund einer Leckage an einer Dichtnaht eines Steuerstabsantriebsgehäuses eine Korrosionsmulde auf, die im Jahre 1970 entstanden war. Die Korrosionsmulde wurde damals eingehend untersucht und bewertet und zeigt seither keine Veränderungen. Eine Neubewertung der Korrosionsmulde durch das KKB konnte bestätigen, dass auch bei einem Betrieb über 40 Jahre hinaus keine sicherheitstechnischen Einschränkungen bestehen.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-R-51<sup>156</sup> und ENSI-B01<sup>67</sup>

10 CFR 50 App. H<sup>166</sup>

KTA 3203<sup>167</sup>

ASTM E 185-02<sup>168</sup>, ASTM E 1921-05<sup>169</sup>

USNRC Regulatory Guide 1.99, Rev. 2<sup>159</sup>, USNRC Regulatory Guide 1.154<sup>170</sup>

NUREG-1806<sup>171</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

Die Primärkreisläufe der beiden Blöcke sind systemtechnisch weitgehend identisch. Unterschiede resultieren vor allem aus fertigungstechnischen Toleranzen und Werkstoffstreuungen, sowie aus dem Betrieb und die damit zusammenhängenden Alterungserscheinungen und Instandhaltungsmassnahmen.

Wesentliche Unterschiede bestehen im Versprödungsverhalten der Werkstoffe der RDB von Block 1 und 2, welches primär auf eine ungünstigere Materialzusammensetzung des RDB von Block 1 zurückgeführt werden kann. Daraus resultiert ein stärkerer Anstieg der Sprödbruchübergangstemperatur bei Block 1 mit zunehmender Betriebsdauer der Anlage. Auch die Neutronenfluenz am RDB von Block 1 ist ca. 10 % höher als bei KKB 2, was mit dem späteren Übergang zur „low leakage“-Beladung in Zusammenhang steht. Darüber hinaus wurden in 2015 bei den Prüfungen am Grundmaterial des RDB von Block 1 Befunde festgestellt, die bewertungspflichtig sind (vgl. Kapitel 2.6). Der Nachweis der Sprödbruchsicherheit des RDB wird blockspezifisch durchgeführt (vgl. Kap. 5.3.1.4).

Der am RDB-Deckel von KKB 1 aufgetretene Korrosionsschaden führt zu keinen nennenswerten Unterschieden bei der sicherheitstechnischen Bewertung, da der Schaden im von der Bauvorschrift zulässigen Bereich lag, nicht fortgeschritten ist und mit dem im 2015 erfolgten Deckeltausch eliminiert worden ist.

## 5.4 Verfahrenstechnische Sicherheit- und Hilfssysteme

### 5.4.1 Bewertungsgrundlagen

In den folgenden Kapiteln werden die verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme des KKB hinsichtlich ihrer Wirksamkeit und Zuverlässigkeit, ihres Zustandes und gegebenenfalls ihrer Auslegung entsprechend den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-48 beurteilt. Das ENSI stützt sich bei seiner Beurteilung auf die Darlegungen und Bewertungen des Betreibers, die im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) beim ENSI eingereicht wurden.

#### *Wirksamkeit und Zuverlässigkeit*

Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Systeme werden auf der Grundlage von Ergebnissen der periodisch durchgeführten Funktionsprüfungen für aktive Komponenten (z. B. Pumpen, Armaturen) und Wiederholungsprüfungen für passive Komponenten (z. B. Rohrleitungen, Kühler) wie auch anhand von Abweichungen der Anlage vom Normalbetrieb durch Fehlfunktionen dieser Systeme beurteilt. Je nach sicherheitstechnischer Bedeutung der Ergebnisse und Abweichungen resultieren hieraus meldepflichtige Vorkommnisse.

In Kapitel 4.2.2 dieser Stellungnahme werden die insgesamt im KKB aufgetretenen meldepflichtigen Vorkommnisse übergeordnet bewertet. Im Überprüfungszeitraum traten im KKB bei den verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssystemen keine Vorkommnisse auf, die höher als in die Kategorie B der nationalen Skala und höher als INES 0 eingestuft wurden.

#### *Zustand*

Der Zustand der Systeme wird auf der Grundlage der Erkenntnisse aus der Instandhaltung und der Alterungsüberwachung systemspezifisch bewertet. Die übergeordnete, systemübergreifende Bewertung der Instandhaltung und Alterungsüberwachung erfolgt in Kapitel 4.3 dieser Stellungnahme.

#### *Auslegung*

Die Auslegung der Systeme wird beurteilt, wenn im Überprüfungszeitraum Änderungen durchgeführt wurden, die einen Einfluss auf die sicherheitsrelevanten Funktionen, auf die technische Ausführung oder auf die Einsatzbedingungen haben. Darüber hinaus erfolgt eine Beurteilung, wenn sich ausführungsunabhängige Anforderungen an die Auslegung innerhalb des Überprüfungszeitraums geändert haben oder neu erhoben wurden. In Kapitel 2.5 dieser Stellungnahme sind die aktuellen sowie die geplanten Anlagenertüchtigungen systemübergreifend dargestellt.

### 5.4.2 Übergeordnete Bewertung

In der Tabelle 5.4-1 ist basierend auf den Darlegungen und Bewertungen des KKB für die verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssystemen die übergeordnete Beurteilung des ENSI zusammengefasst. Aus Sicht des ENSI zeigt die Auswertung der vorliegenden Betriebserfahrung, dass die Mehrzahl der verfahrenstechnischen Sicherheits- und Hilfssysteme eine hohe Wirksam- und Zuverlässigkeit aufweist und in einem guten Zustand ist.

In den nachfolgenden Kapiteln wird nur noch auf Systeme eingegangen, die nach Beurteilung des ENSI wesentliche Änderungen erfahren haben oder erfahren werden und die im Überprüfungszeitraum hinsichtlich Wirksamkeit und Zuverlässigkeit sowie des Zustandes Auffälligkeiten zeigten.

Folgende Kriterien wurden für die Auswahl der Systeme zugrunde gelegt:

- Als wesentliche Änderungen werden Anpassung der Anlage an den internationalen Stand der Nüch- rüsttechnik oder Massnahmen zur Verbesserung der Beherrschung potenzieller Störfälle eingestuft.
- Als Auffälligkeit bei der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheits- und Hilfssystemen wird das im Vergleich zu den Systemen, auf die nicht mehr explizit eingegangen wurde, gehäufte Auftreten meldepflichtiger Vorkommnisse eingestuft.
- Als Auffälligkeiten beim Zustand von Sicherheits- und Hilfssystemen werden eine relativ hohe Anzahl von Instandsetzungsmassnahmen sowie Erweiterungen der Instandhaltungs- und Alterungsüber- wachungsprogramme eingestuft.

**Tabelle 5.4-1: Überblick über die sicherheitstechnische Beurteilung der Systeme**

KBK*	Systembezeichnung	Sicherheits- klassie- rung**	Vorkomm- nisse	Instand- haltung***	Alterungs- überwachung	Änderungen	ENSI- Bewertung
LDA, LDF	Frischdampfsystem	SK 2, EK I, 1E	X	X	X	X	Kap. 5.4.3
LSN	Hilfsspeisewassersys- tem	SK 2, EK I°, 1E					-
LSH	Speisewassersystem	SK 2, EK I/I°, 1E/1E°	X	X	X	X	Kap. 5.4.4
LSE	Notspeisewassersys- tem	SK 2, EK I, 1E				X	Kap. 5.4.5
JSI	Sicherheitseinspeise- system	SK 2, EK I/I°, 1E	X	X			Kap. 5.4.6
JAC	Restwärmesystem	SK 1/2, EK I/I°, 1E/1E°					-
JNA	Notstand-Sperrwas- sersystem	SK 2, EK I, 1E				X	Kap. 5.4.7
LNA	Notstand-Speisewas- sersystem	SK 2, EK I, 1E				X	Kap. 5.4.8
LNB	Notstand-Brunnen- wassersystem	SK 3, EK I, 1E					-
JCS	Containment-Sprüh- system	SK 2, EK I°, -					-
PRW	Primäres Nebenkühl- wassersystem	SK 3, EK I°, 1E		X	X	X	Kap. 5.4.9
PRN	Sekundäres Neben- kühlwassersystem	UK, UK, 0E					-
KAC	Primäres Zwischen- kühlssystem	SK32, EK I°, 1E		X	X	X	Kap. 5.4.10
PKZ	Sekundäres Zwischen- kühlssystem	SK 3, EK I°, 1E					-
PRH	Hauptkühlwassersys- tem	-					-
LBW	Brunnenwassersystem	SK 3, EK I°, 1E			X		Kap. 5.4.11
KCH	Chemie- und Volu- menregelsystem (Not- borierung)	SK 2, EK I°, 1E°	X	X	X	X	Kap. 5.4.12
KIV, diverse TP	Sicherheitsgebäude- absperung-Isolier- sperrwassersystem	SK 2/3, EK I/I°, 1E		X		X	Kap. 5.4.13
KHV	Containment-Umluft- system	SK 2, EK I°, 1E					-
KHV	Gefilterte Druckentlas- tung SIDRENT	SK 2, EK I, 1E					-
KHV	Wasserstoffabbausys- tem	SK 3, EK I, -				X	Kap. 5.4.14

KBK*	Systembezeichnung	Sicherheitsklassierung**	Vorkommnisse	Instandhaltung***	Alterungsüberwachung	Änderungen	ENSI-Bewertung
QIA, QNA	Steuerluftsystem, Notstand-Steuerluftsystem	UK, UK, 0E, SK 3, EK I, 1E					-
KHV	Ringraum-Unterdruckhaltung	SK 3, EK I°, 1E					-
KHV, SHV	Lüftungssysteme	SK 3/4, EK I/II, 1E	X			X	Kap. 5.4.15
FAC, FEC	Brennelementlagerbocken-Kühlsysteme	SK 3/UK, EK I°/UK, 0E				X	Kap. 5.4.16

X = Auffälligkeiten und Änderungen auf die detailliert eingegangen wird

\* = Kernkraftwerk-Beznau-Kennzeichnungssystem

\*\* = Mechanische, vorherrschende sicherheitstechnische Klassierung gemäss Richtlinie HSK-R-06 vom Mai 1985

• SK 1 bis SK 4: Sicherheitsklassen für mechanische Ausrüstungen;

• EK I und EK II: Erdbebenklassen (EK I°: muss bei Nachrüstungen nachgewiesen werden);

• 1E und 0E: Sicherheitsklassen für elektrische Ausrüstungen (1E°: Systemkomponenten nur für bestimmte Funktionen 1E-klassiert)

\*\*\* = Die Instandhaltung umfasst die Teilgebiete Wartung, Instandsetzung und Prüfungen (vgl. ENSI-B06<sup>152</sup>, Anhang 1).

Auffälligkeiten traten insbesondere bei Systemen auf, die seit Inbetriebnahme des KKB im Einsatz sind und kontinuierlich betrieben werden. Wie alle anderen sicherheitsrelevanten Systeme unterliegen diese Systeme einer systematischen Alterungsüberwachung, so dass durch gezielte Instandhaltungsmassnahmen eine Funktionsbeeinträchtigung vermieden wurde.

### 5.4.3 Frischdampfsystem

Das Frischdampfsystem besteht aus den Rohrleitungen von den Dampferzeugern bis zu den Turbinen mit den sicherheitstechnisch klassierten Frischdampfabblaseventilen, den Dampferzeugersicherheitsventilen und den Frischdampfschnellschlussventilen als wichtigste Komponenten.

Das Frischdampfsystem leitet den Frischdampf von den beiden Dampferzeugern über die Frischdampfstation zu den beiden Turbinen im Maschinenhaus. Die Abblaseventile dienen der sekundärseitigen Wärmeabfuhr durch Abgabe von Frischdampf an die Atmosphäre. Mit den Dampferzeugersicherheitsventilen werden die Dampferzeuger und die zugehörigen Rohrleitungen gegen einen zu hohen Druck abgesichert. Die Frischdampfschnellschlussventile haben die Aufgabe, bei einem Dampfleitungsbruch im Containment das Ausströmen des nicht betroffenen Dampferzeugers und den dadurch bedingten Druckaufbau im Containment zu verhindern.

### Angaben des KKB

#### Vorkommnisse

Im Überprüfungszeitraum kam es in beiden Blöcken bedingt durch Fehler im Frischdampfsystem zu den folgenden meldepflichtigen Vorkommnissen:

- Im Jahre 2002 wurde beim Anfahren aus der Revisionsabstellung im Block 1 eine geringfügige Dampfleckage an einer Dichtung der Umsteuerleitung eines Frischdampf-Schnellschlussventils festgestellt. Daraufhin wurde das Oberteil der Armatur demontiert. Alle Dichtungen wurden ersetzt, die Armatur wurde wieder zusammengebaut und die Gehäusedehnbolzen vorgespannt. Beim Wiederaanfahren trat erneut eine Leckage zwischen Gehäuse und Kolbenführungsbüchse auf. Die Dehnbolzen wurden leicht nachgespannt, nach Temperatenausgleich war die Armatur dicht. Als Massnahme wurde das Revisionsintervall von 12 auf 8 Jahre verkürzt, die Vorspannung der Gehäusedehnbolzen und der Zustand der Dichtungen wurden vom Hersteller überprüft. Als zusätzliche Massnahme wird bei jedem Anfahren die thermische Isolation zum Temperatenausgleich bei allen Frischdampf-Schnellschlussventilen vollständig installiert.

- Im Januar 2003 kam es im Block 2 im Vollastbetrieb zum Fehlöffnen einzelner Frischdampfabblassventile bei einer Funktionsprüfung der Ölpumpen der Abblasestation und zu einer anschliessenden Reaktorschnellabschaltung. Als Ursache wurde eine Fehlfunktion eines Druckhalteventils in der Hydraulikölversorgung der Abblasventile ermittelt, die zu Druckspitzen bei der Umschaltung von Langsam- auf Schnellgang der Ölpumpen führte. Durch den Einbau eines Blasenspeichers konnten die Druckspitzen reduziert werden. Da bei der Ursachenanalyse Ölablagerungen festgestellt worden waren, wurden des Weiteren Massnahmen getroffen, um einer Alterung des Hydrauliköls gezielt vorzubeugen.
- Bei Wiederholungsprüfungen wurde 2006 im Block 1 eine Unterschreitung der rechnerischen Mindestwanddicken an einem Bogen der Frischdampfleitung ausserhalb des Containments festgestellt. Bei den daraufhin erweiterten Prüfungen in den Jahren 2007 und 2010 wurden weitere Wanddickenunterschreitungen an insgesamt 6 Bögen in den Frischdampfleitungen der Blöcke 1 und 2 festgestellt. Die durchgeführten Untersuchungen zeigten, dass es sich nicht um einen betrieblichen Materialabtrag handelt, sondern um eine bereits bei der Fertigung entstandene Schwächung. Je nach Befund konnte anhand von Spannungsanalysen die Zulässigkeit eines befristeten oder eines unbefristeten Weiterbetriebs nachgewiesen werden. Ein Leitungsbogen musste bereits während des Brennstoffwechsels 2007 ersetzt werden.
- Im Block 2 musste im März 2010 die Abblaseölpumpe A infolge eines defekten Zylinderrollenlagers an der Welle zwischen Motor und Pumpenkörper ausser Betrieb genommen werden. Während der Instandsetzungszeit hätte der im Anforderungsfall zur Steuerung der Frischdampfabblassventile erforderliche Druck durch die redundante Ölpumpe B aufgebaut werden können. Die Sicherheitsfunktion der Abblasventile (Überführung der Anlage in einen Anlagenzustand, der die Zuschaltung des Restwärmesystems erlaubt) war durch den Ausfall der Ölpumpe nicht beeinträchtigt, da eine einzelne funktionierende Ölpumpe zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktion ausreichend ist.

Zusammenfassend stellt das KKB fest, dass das Frischdampfsystem die betrieblichen Transienten im Überprüfungszeitraum sicher beherrscht hat und aufgrund seiner Auslegung die sicherheitstechnischen Funktionen erfüllt wurden. Die in den Technischen Spezifikationen angegebenen Fristen bei einer Nichtverfügbarkeit des Frischdampfsystems wurden eingehalten.

#### *Instandhaltung*

Neben den in den Abschnitten Vorkommnisse und Anlagenänderung beschriebenen Massnahmen wurden Instandsetzungen an verschiedenen Armaturen und an den Abblaseölpumpen durchgeführt. Bei den Abblaseölpumpen gab es neben verschleissbedingten Instandsetzungsmassnahmen auch Beschädigungen, die durch Fehler der Relais-Steuerung der Pumpen ausgelöst wurden.

Im Jahr 2007 konnte an zwei hydraulischen Stossbremsen des Frischdampfsystems im Block 2 die Funktionsprüfung nur mit reduzierter Last durchgeführt werden. Durch die Reduktion der Prüflast lag die Nachreaktionsgeschwindigkeit in Zug- und Druckrichtung ausserhalb der Toleranz. Die Anforderungen der Prüfung waren somit nicht erfüllt, dies führte zur Bewertungspflicht. Als Massnahme wurde das Prüfintervall von 20 auf 10 Jahre verkürzt.

Im Jahr 2007 wurde im Rahmen einer Farbeindringprüfung am Abblaseregelventil 1 festgestellt, dass die Spindel nicht rund läuft. Die Spindel wurde im Rahmen der Instandhaltung ersetzt. Am Abblaseregelventil 2 wurde bei einer Farbeindringprüfung ein unzulässiger Befund am Ventilsitz festgestellt. Der betroffene Sitz wurde ausgedreht und instand gesetzt.

#### *Alterungsüberwachung*

Die Alterungsüberwachung für das Frischdampfsystem ist jeweils für Block 1 und 2 in den Steckbriefen für den Dampferzeuger, das Abblasedampfsystem und das Frischdampfsystem dokumentiert.

In den Steckbriefen zum Frischdampfsystem werden die Alterungsmechanismen Flächenkorrosion, Erosionskorrosion und Ermüdung durch Betriebstransienten als relevant beschrieben.

### *Anlagenänderungen*

Als Folge des Vorkommnisses im Block 2 im Januar 2003 (Fehlöffnen einzelner Frischdampfabblaseventile durch eine Fehlfunktion in der Hydraulikölversorgung) wurde in beiden Blöcken ein Blasenspeicher in das Ölsystem zur Dämpfung der Druckspitzen eingebaut. Der Einbau erfolgte in den Jahren 2003 (Block 2) und 2004 (KKB 1).

Aufgrund der Vorkommnisse 2006 und 2007 in beiden Blöcken (herstellungsbedingte Wanddickenschwächung an mehreren Frischdampfbögen) wurden 2011 im Block 2 und 2012 im Block 1 alle Rohrleitungen und Bögen zwischen Containment-Durchdringung und den Frischdampf-Schnellschlussventilen (klassierter Bereich ausserhalb des Containments) durch Rohre mit grösserer Wanddicke ersetzt.

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Vorkommnisse*

Die geringfügige Dampfleckage an einem Frischdampfschnellschlussventil beim Wiederanfahren im Block 1 im Jahr 2002 wurde vom ENSI als INES 0 / U eingestuft. Aufgrund der geometrischen Verhältnisse wäre auch bei einem vollständigen Dichtungsversagen der maximal mögliche Leckagestrom nicht ausreichend, um die Funktion der Schnellschlussarmatur zu gefährden. Das Vorkommnis hatte nach Bewertung des ENSI keine sicherheitstechnische Bedeutung.

Der Reaktortrip nach Fehlöffnen einzelner Frischdampfabblaseventile im Januar 2003 wurde vom ENSI als INES 0 / B eingestuft, da das Reaktorschutzsystem auslegungsgemäss reagierte und die Drucktransiente sicher auf der Sicherheitsebene 3 abgefangen wurde. Zur Nachverfolgung der Massnahmen zur Verbesserung der Hydraulikölversorgung der Frischdampfabblaseventile eröffnete das ENSI im April 2003 eine Pendeuz, die im Mai 2004 nach der Ertüchtigung des Ölsystems geschlossen wurde.

Die in den Jahren 2006 bis 2010 festgestellten lokalen Wanddickenschwächungen an mehreren Bögen der Frischdampfleitung wurden vom ENSI als INES 0 / B eingestuft, da die Befunde keine direkte Sicherheitsbedeutung hatten und mindestens für eine befristete Zeit zulässig waren. Zur Bewertung der Befunde, zum Vorgehen und zur Aufarbeitung der Abläufe wurden vom ENSI mehrere Forderungen gestellt. Ein Konzept zum weiteren Vorgehen zur Instandhaltung der Leitungsbögen innerhalb des Containments wurde vorgelegt und vom ENSI akzeptiert. Während der Revisionsabstellungen 2011 (KKB 2) und 2012 (KKB 1) wurden seitens KKB die klassierten Bereiche der Frischdampfleitungen ausserhalb des Containments komplett ersetzt. Im Block 2 wurde dabei nach dem Schweißen eine lokale Wanddickenschwächung an einer Schweißnaht zwischen Alt- und Neuleitung festgestellt, die auf nicht sachgemäss durchgeführte Schleifarbeiten zurückzuführen waren. Der betroffene Bereich wurde in der Revisionsabstellung 2013 ersetzt.

Der im März 2010 aufgetretene Ausfall der Abblaseölpumpe A im Block 2, die im Gegensatz zur redundanten Pumpe B nicht notstromgesichert ist, führte im Hinblick auf die Einhaltung des Schutzzieles „Kühlung der Brennelemente“ zu einer zeitlich befristeten Schwächung der Störfallvorsorge auf der Sicherheitsebene 3. Das ENSI bewertete die sicherheitstechnische Bedeutung als gering und die eingeleiteten Folgemassnahmen als angemessen und ausreichend. Das Vorkommnis wurde als INES 0 / U eingestuft.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass alle Vorkommnisse nur eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung hatten und dass die Anforderungen aus den Technischen Spezifikationen an die Betriebsbereitschaft des Frischdampfsystems im Überprüfungszeitraum erfüllt waren.

#### *Instandhaltung*

In der Revisionsabstellung 2003 wurden im Block 2 an einem Abblaseregelventil Befunde an verschiedenen Einbauten festgestellt. Alle Einbauten wurden ersetzt. Bei der Farbeindringprüfung der Dichtfläche des Ventilsitzes wurde eine lineare Anzeige ausserhalb des Ventilsitzes festgestellt. Der Ventilkörper wurde komplett ersetzt. Der SVTI hat die Arbeiten überwacht und den fachgerechten Ablauf der Arbeiten bestätigt.

Das ENSI hat in den Jahren 2006 bis 2013 die sicherheitstechnischen Bewertungen und die Instandhaltungsmassnahmen für die wanddickengeschwächten Rohrbögen der Frischdampfleitungen ausserhalb des Containments geprüft und überwacht. Das ENSI hat die Erkenntnisse aus dem Abschlussbericht des KKB zu den Ursachen der Wanddickenschwächungen bestätigt. Die teilweise geringen Wanddicken an den Rohrbögen wurden durch die damalige Herstellungstechnologie hervorgerufen. Somit lag kein betriebsbedingter Schädigungs- oder Alterungsmechanismus vor. Eine detaillierte strukturmechanische Berechnung zeigte, dass die lokale Unterschreitung der rechnerischen Mindestwanddicke am Rohrbogen 5 der Frischdampfleitung B innerhalb des Containments, die 2010 festgestellt worden war, gemäss den Anforderungen und Kriterien der gültigen Bauvorschrift zulässig ist und belassen werden kann. Das ENSI hat die Berechnung und Bewertung des KKB geprüft und konnte bestätigen, dass der sichere Weiterbetrieb mit diesem Rohrbogen gewährleistet ist.

Insgesamt stellt das ENSI fest, dass das KKB die gemäss Regelwerk notwendigen Instandhaltungsarbeiten, insbesondere auch die gemäss NE-14 erforderlichen Wiederholungsprüfungen, vollständig und fachgerecht durchgeführt hat. Aufgrund der durchgeführten Prüfungen und der daraus abgeleiteten Massnahmen befinden sich die Komponenten des Frischdampfsystems in einem guten Zustand. Es bestehen keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen den Weiterbetrieb des Systems.

#### *Alterungsüberwachung*

Aufgrund der Bewertung der eingereichten Steckbriefe durch das ENSI und der zwischenzeitlich eingeführten Richtlinie HSK-R-51 wurden die Steckbriefe vom KKB überarbeitet und 2006 für das Abblasesystem und 2005 für das Frischdampfsystem erneut eingereicht. Die Steckbriefe des Dampferzeugers wurden im Überwachungszeitraum der PSÜ nicht überarbeitet.

Das ENSI stellte fest, dass die im KKB aufgebaute Alterungsüberwachung für das Frischdampfsystem einschliesslich der Steckbriefe grundsätzlich den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 entspricht.

#### *Anlagenänderungen*

Der Einbau des Blasenspeichers war eine der Massnahmen, die nach dem Vorkommnis im Block 2 im Januar 2003 getroffen worden war. Seit dem Einbau des Blasenspeichers ist es zu keinem unbeabsichtigten Öffnen eines Abblaseventils infolge von Druckspitzen im Ölsystem mehr gekommen, sodass sich die Anlagenänderung aus Sicht des ENSI bewährt hat.

Die Entscheidung für einen kompletten Austausch der klassierten Frischdampfleitungsabschnitte ausserhalb des Containments erhöht sowohl die Lebensdauer als auch die Robustheit des Systems und wird daher vom ENSI begrüsst. Die Planung der Änderungen am Frischdampfsystem auf Basis gültiger Auslegungsgrundlagen wurde vom ENSI geprüft und zur Ausführung freigegeben. Die ordnungsgemässe Ausführung der Arbeiten wurde vom Sachverständigen überprüft.

#### *Gesamtbewertung*

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die meldepflichtigen Vorkommnisse im Überprüfungszeitraum die Wirksamkeit und die Zuverlässigkeit des Frischdampfsystems nicht beeinträchtigt haben und dass die Komponenten des Frischdampfsystems sich auch aufgrund des vorbeugend durchgeführten Austausches in einem guten Zustand befinden.

### **5.4.4 Speisewassersystem**

Das Speisewassersystem erstreckt sich vom Speisewassertank über das Hauptspeisewassersystem und die Speisewasserpumpen bis zu den Dampferzeugern und hat die Aufgabe, die Dampferzeuger zu versorgen sowie die Füllstände in den Dampferzeugern zu halten und zu regeln. Von den Komponenten des Speisewassersystems sind lediglich die in SK 2 klassierten Speisewasserleitungen von den Dampferzeugern bis zu den Speisewasserregelventilen sicherheitstechnisch relevant, um bei einem Leitungsbruch den betroffene Dampferzeuger absperren zu können.

## Angaben des KKB

### Vorkommnisse

Im Überprüfungszeitraum kam es in beiden Blöcken zu den folgenden meldepflichtigen Vorkommnissen:

- Beim Anfahren des Blockes 2 nach der Jahresrevision 2003 (12 % Reaktorleistung) kam es nach einem Ausfall einer Speisewasserpumpe (Ursache: fehlerhaftes Durchflusssignal der Pumpenmindestmenge infolge eines Ventilstellungsfehlers im Ventilblock zum Messumformer) und dem erfolglosen Umschalten auf die Reservepumpe (Ursache: Ausfall des Saugdruckreglers der Pumpe) zu einem Ausfall der Dampferzeugerbespeisung. Durch eine frühzeitige manuelle Turbinenschnellabschaltung wurde eine Anregung des Reaktorschutzsystems verhindert und indirekt eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Als Folgemaßnahme wurde eine Vorschrift erstellt, mit der sichergestellt wird, dass unmittelbar vor dem Anfahren die Betriebsbereitschaft der Druck- und Differenzdruckmessstellen systematisch kontrolliert und protokolliert wird.
- Im Mai 2004 erfolgte kurz vor der geplanten Abstellung des Blockes 1 eine Reaktorschnellabschaltung durch das Reaktorschutzkriterium DE-Niveau  $< 5\%$  nach dem Ausfall einer Speisewasserpumpe. Zum Zeitpunkt des Ereignisses wurden Gerüstbauaktivitäten im Bereich der Differenzdrucküberwachungsgeräte der Pumpe durchgeführt. Als Ursache für die nicht alarmierte Pumpenabschaltung wurden empfindliche Druckdifferenzmessgeräte identifiziert. Die ergriffenen Massnahmen betrafen den Ersatz der Messgeräte durch geeignetere Gerätetypen in den Revisionsabstellungen 2005 (Block 2) und 2006 (Block 1) sowie die Ergänzung einer vorgängigen Meldung von Gerüstbauarbeiten in das Genehmigungsverfahren für Arbeiten, welche den Anlagenbetrieb beeinflussen könnten.
- Im Juli 2004 trat im Block 1 im Leistungsbetrieb eine Störung in der Steuerung eines Speisewasserhauptregelventils auf (ungeplantes, vollständiges Schliessen des Ventils), die durch den Reaktorschutzgrenzwert DE-Niveau  $< 5\%$  zu einer Reaktorschnellabschaltung führte. Ursächlich für die Störung war ein klemmender Steuerkolben. Die Massnahmen betrafen Verbesserungen in der Instandhaltung, die Schulung und das Vorgehen zur Feststellung erhöhter Reibung an den Ventilspindeln bei Kalibrierungsarbeiten vor dem Anfahren der Anlage.
- Während des Abfahrens des Blockes 2 für die geplante Revisionsabstellung im August 2007 (12 % Reaktorleistung) stieg nach einer Störung in der Speisewasserregelung trotz Handeingriffen das Dampferzeugerniveau, sodass bei DE-Niveau  $> 65\%$  alle Speisewasserpumpen abgeschaltet wurden und dadurch eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wurde. Eine Ursache für die Störung konnte nicht gefunden werden. Als Massnahme wurden die erforderlichen Operateureingriffe anhand geeigneter Szenarien am Simulator geschult.
- Während der Revisionsabstellung im Block 1 im Juli 2008 waren bei den Speisewasserhauptregelventilen die Stopfbüchsen neu gepackt und entgegen der Instandhaltungsvorschrift zu stark verpresst worden, sodass kein Nachziehen mehr möglich war. In der Folge traten Dampfleckagen an den Ventilspindeln der Hauptspeisewasser-Regelventile auf. Im Sinne einer konservativen Instandhaltungsstrategie wurde die Anlage vorsorglich abgefahren und die Stopfbüchsen nachgepackt. Als Massnahme wurde in der Instandhaltungsvorschrift die Montageanweisung zum Packen der Stopfbüchsen angepasst.
- Im Block 2 kam es am 26. Oktober 2009 und am 4. November 2009 zu zwei vergleichbaren Ereignissen, bei denen es jeweils infolge eines fehlerhaft schliessenden Speisewasserregelventils zu einer Reaktorschnellabschaltung während des Leistungsbetriebs kam. In beiden Fällen zeigte die Auswertung der Betriebsinstrumentierung ein praktisch analoges Anlageverhalten bei der Reaktorabschaltung. Im Oktober 2009 wurde die Ursache in einem elektropneumatischen Stellglied des Regelventils vermutet und die Anlage nach dem Austausch der betroffenen Bauteile sowie dem Ausprüfen des Ventils wieder angefahren. Nach dem Ereignis im November 2009 wurde bei einem elektropneumati-

schen Stellglied eine Versprödung von Dichtungen festgestellt, die zu einer Fehlfunktion des Stellglieds und zum Schliessen des Speisewasserregelventils führte. Die getroffenen Massnahmen bestanden in den Anpassungen bei den Wartungsplänen der Stellglieder, bei dem Alterungsüberwachungssteckbrief, bei der Lager- und Nutzungszeiten der eingesetzten Dichtungen sowie bei den Wiederholungsprüfprogrammen.

Zwei nicht meldepflichtige Erfahrungen betrafen die verzögerte Pumpenrückschaltung nach einem Probelauf im Block 1 im Jahre 2004 infolge eines fehlerhaften Magnetventils und die unerwarteten Niveauschwankungen in einem Dampferzeuger des Blockes 1 durch eine Störung des pneumatischen Ventilantriebs eines Speisewasserregelventils (auslaufendes Öl) im Jahre 2010.

Insgesamt stellt das KKB fest, dass im Überprüfungszeitraum die sicherheitstechnischen Funktionen des Speisewassersystems durch die Vorkommnisse nicht beeinträchtigt waren und die Anforderungen in der Technischen Spezifikationen an die Betriebsbereitschaft des Speisewassersystems eingehalten wurden.

#### *Instandhaltung*

In der Revisionsabstellung 2004 wurden im Block 1 bei Wanddickenmessungen an den Speisewasserleitungen 11 LSH und 12 LSH Werte gemessen, die kleiner sind als die dokumentierte Nominalwandstärke. Es ergaben sich jedoch keine Veränderungen zu den Ergebnissen der früher durchgeführten Messungen. In der Revisionsabstellung 2005 wurden auch im Block 2 bei Wanddickenmessungen an der Speisewasserleitung 22 LSH Wanddicken unterhalb der dokumentierten Nominalwerte ermittelt. Die gemessenen Wanddicken wiesen auch hier keine Veränderungen zu den bisherigen Prüfungen auf. Das KKB sieht in der Unterschreitung der Nominalwanddicke keine Einschränkung für einen sicheren Weiterbetrieb der Rohrleitungen, da ein ausreichender Sicherheitsabstand zu der rechnerischen Mindestwanddicke besteht.

#### *Alterungsüberwachung*

Die Alterungsüberwachung ist jeweils für Block 1 und 2 in Steckbriefen für das Speisewassersystem dokumentiert. Für das Speisewassersystem werden als Alterungsmechanismen Materialermüdung sowie Erosion genannt. Um der Materialermüdung entgegenzuwirken, wurden seit Inbetriebsetzung mehrere konstruktive Änderungen durchgeführt.

#### *Anlagenänderungen*

Im Gutachten des ENSI von 1994 zur unbefristeten Betriebsbewilligung wurde für die hochenergetischen Leitungen im Ringraum ein Konzept zur Prüfung und Überwachung der Folgen von Leckagen und Brüchen gefordert. In den Jahren 2004 (Block 1) und 2005 (Block 2) wurden die Frischdampf- und Speisewasserleitungen mit einer Leckage-Erkennungseinrichtung (Projekt LEE) ausgerüstet, mit deren Hilfe Leckagen an den überwachten Leitungen im Kommandoraum direkt erkannt und zugeordnet werden können. Systemfehler des Überwachungssystems werden kontrolliert. Die zugehörigen internen Störfallvorschriften für die Betriebsmannschaft wurden erstellt.

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Vorkommnisse*

Sechs der Vorkommnisse, die auf Ausfälle von Ausrüstungen des Speisewassersystems zurückgingen, waren aufgrund von Reaktorschnellabschaltungen meldepflichtig und wurden vom ENSI als INES 0 / B eingestuft, da das Reaktorschutzsystem auslegungsgemäss reagierte bzw. nicht angeregt wurde und die Transienten sicher auf der Sicherheitsebene 3 abgefangen wurden. Die Vorkommnisse waren durch Störungen entweder der Speisewasserregelung (4 Vorkommnisse) oder im Zusammenhang mit dem Betrieb der Speisewasserpumpen (2 Vorkommnisse) verursacht worden. Das siebte Vorkommnis, bei dem im Juli 2008 die Anlage zum Nachpacken der Stopfbüchsen an Speisewasserregelventilen vorsorglich abgefahren wurde, wurde vom ENSI als INES 0 / U bewertet.

Die vom KKB eingeleiteten Folgemaassnahmen aus den Vorkommnissen wurden in allen Fällen als angemessen und ausreichend bewertet. Bei drei meldepflichtigen Reaktorschnellabschaltungen eröffnete das ENSI

Pendenzen zur Nachverfolgung der vom KKB vorgesehenen Massnahmen. Alle Pendenzen wurden vom KKB termingerecht umgesetzt und wurden vom ENSI geschlossen.

#### *Instandhaltung*

Im betrachteten Zeitraum wurden alle Prüfungen gemäss dem eingereichten und vom SVTI geprüften Wiederholungsprüfprogrammen durchgeführt. Die Wiederholungsprüfprogramme spiegeln die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 und der seit 2009 gültigen Richtlinie ENSI-B06<sup>152</sup> wider. Der SVTI hat die vorgeschriebenen Prüfungen am Speisewassersystem überwacht.

Die Bewertung der aufgefundenen Unterschreitung der Nominalwanddicke an den Speisewasserleitungen wurde auf Basis des ASME Code Case N-597-2 durchgeführt. Die geringeren Wanddicken sind zulässig und nicht auf betriebsinduzierten Abtrag zurückzuführen. Es bestehen keine Einwände des ENSI gegen einen Weiterbetrieb der Rohrleitungen des Speisewassersystems.

#### *Alterungsüberwachung*

Aufgrund der Bewertung der eingereichten Steckbriefe durch das ENSI und der zwischenzeitlich eingeführten Richtlinie HSK-R-51 wurden die Steckbriefe vom KKB überarbeitet und 2005 für das Speisewassersystem erneut eingereicht. Auf der Grundlage der überarbeiteten Steckbriefe konnte das ENSI feststellen, dass die beim KKB aufgebaute Alterungsüberwachung für das Speisewassersystem einschliesslich der Steckbriefe den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 entspricht.

#### *Anlagenänderungen*

Mit der Installation eines Messsystems zur schnellen Erkennung und Ortung von Leckagen im Bereich der hochenergetischen Leitungen im Ringraum wurde deren Integritätsüberwachung deutlich verbessert. Zudem wurde nachgewiesen, dass die Integrität der Stahldruckschale und des Sicherheitsgebäudes bei einem maximalen unterkritischen wanddurchdringenden Riss in einer Speisewasser- oder Frischdampfleitung nicht gefährdet ist. Der mögliche Druckanstieg im Ringraum bleibt innerhalb der zulässigen Werte.

#### *Gesamtbewertung*

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass zwar die Verfügbarkeit des Speisewassersystems aufgrund der meldepflichtigen Vorkommnisse im Überprüfungszeitraum zeitweise eingeschränkt war, aber die sicherheitstechnischen Funktionen des Speisewassersystems nicht beeinträchtigt wurden. Die verbesserte Überwachung der hochenergetischen Leitungen im Ringraum trägt zu einem zuverlässigeren und sicheren Anlagenbetrieb bei. Die Komponenten des Speisewassersystems befinden sich in einem guten Zustand.

### **5.4.5 Notspeisewassersystem**

Das Notspeisewassersystem dient bei Ausfall des Speisewasser- und des Hilfsspeisewassersystems der Versorgung der Dampferzeuger. Im Anforderungsfall fördert die Notspeisewasserpumpe automatisch Wasser aus dem Notspeisewasserbehälter in die Dampferzeuger. Die Einspeisemenge des Notspeisewassersystems ist so bemessen, dass in Verbindung mit der Dampfabgabe aus den Dampferzeugern über die Abblaseregelventile die Zuschaltbedingungen für das Restwärmesystem erreicht werden. Die Notspeisewassersysteme beider Blöcke sind auf der Druckseite der Notspeisewasserpumpen über eine Querverbindungsleitung miteinander verbunden, sodass bei einer unverfügbaren Notspeisewasserpumpe im Bedarfsfall durch manuelles Öffnen der Armaturen in dieser Verbindungsleitung die Dampferzeugerbespeisung aus dem Notspeisewassertank des anderen Blocks sichergestellt werden kann.

#### **Angaben des KKB**

##### *Anlagenänderungen*

Im Berichtszeitraum wurden am Notspeisewassersystem keine Anlagenänderungen durchgeführt. Im Rahmen des Projektes AUTANOVE soll aber eine automatische, erdbebenfeste Nachspeisung von Wasser aus dem

Notstandbrunnen in den Notspeisewassertank nachgerüstet werden. Ausserdem soll die Versorgung der Notspeisepumpe von einer neuen, erdbebenfest versorgten Notstromschiene sichergestellt werden.

Im Jahre 2006 wurde bei einer Funktionsprüfung festgestellt, dass das Sicherheitsventil auf der Druckseite der Notspeisewasserpumpe im Block 1 bei einem zu niedrigem Druck öffnete. Mangels eines Ersatzventils wurde das defekte Sicherheitsventil nach Meldung an die Behörde im Anlagenzustand 5 (kalt abgestellt) durch das baugleiche Sicherheitsventil aus der Querverbindungsleitung zum Block 2 ersetzt. Der Anschluss in der Querverbindungsleitung wurde durch einen Blindflansch verschlossen. Nach der Instandsetzung des Sicherheitsventils wurde dieses in die Verbindungsleitung eingesetzt.

## **Beurteilung des ENSI**

### *Anlagenänderungen*

Die im Rahmen des Projektes AUTANOVE geplanten Nachrüstungen wurden zwischenzeitlich in beiden Blöcken realisiert und vom ENSI zur Inbetriebnahme freigegeben (vgl. Kapitel 2.5). Damit verfügen beide Blöcke im Falle eines Erdbebens über eine zum Notstand-Speisewassersystem (s. Kapitel 5.4.8) vollwertige Redundanz zur Sicherstellung der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr.

Das ENSI hatte Anfang Juli 2006 die Meldung des Ventilersatzes als geringfügige Änderung gemäss der Richtlinie HSK-R-18 akzeptiert, aber auch festgestellt, dass der Ersatz des Sicherheitsventils in der Querverbindungsleitung durch einen Blindflansch eine Anlagenänderung darstellt. Dem Argument des KKB, dass die Massnahmen reinen Instandhaltungscharakter haben und nur temporär sind, konnte das ENSI nicht folgen. Das ENSI verzichtete auf eine nachträgliche Einreichung eines Freigabeantrages und forderte vom KKB Verbesserungen bei der internen Schulung betreffend Freigabe- und Meldepflicht. Aus Sicht des ENSI waren die Wirksamkeit und die Zuverlässigkeit des Notspeisewassersystems durch diese Anlagenänderung, die mit dem Einbau des instandgesetzten Sicherheitsventils im August 2006 rückgängig gemacht wurde, nicht beeinträchtigt.

Die Notspeisewasserpumpen sind baugleich mit den Notstand-Speisewasserpumpen, bei denen im Jahre 2011 eine Auslegungsabweichung festgestellt wurde. Jede der insgesamt 4 Pumpen (eine Pumpe pro System und Block) beinhaltet u. a. eine Einschubeinheit, die im Wesentlichen aus dem Innengehäuse, der Pumpenwelle und den Laufrädern besteht. Die Einschubeinheiten, von denen es inklusive einer Reserveeinheit insgesamt fünf Einheiten gibt, sind keiner Pumpe fest zugeordnet, sondern können aufgrund der gegenwärtigen Instandhaltungspraxis in allen vier Pumpen eingebaut werden. Instandhaltungsarbeiten an zwei Einschubeinheiten führten dazu, dass die Förderleistung der mit diesen Einschubeinheiten bestückten Pumpen abgenommen hat und teilweise die in den Störfallanalysen geforderte Einspeisemenge in die Dampferzeuger nicht mehr erreicht wurde. Diese Auslegungsabweichung wurde bei den Notstand-Speisewasserpumpen festgestellt (vgl. Kapitel 5.4.8). Für das Notspeisewassersystem waren keine separaten Nachweise gefordert worden, da das ENSI die Nachweise für das Notstand-Speisewassersystem auch für das Notspeisewassersystem als abdeckend erachtete.

### **5.4.6 Sicherheitseinspeisesystem**

Das Sicherheitseinspeisesystem gewährleistet die Kühlung und die Unterkritikalität des Reaktors nach Kühlmittelverluststörfällen sowie nach einem Dampferzeugerheizrohrbruch oder einem Frischdampfleitungsbruch. Bei intaktem Reaktorkühlsystem kann das System auch zur Nachwärmeabfuhr eingesetzt werden. Die wesentlichen Bestandteile des Sicherheitseinspeisesystems sind die Systeme zur Einspeisung von Kühlmittel aus dem Borwasservorrattank (BOTA) oder den Druckspeichern in den Primärkreislauf und, nach Erschöpfung der Vorräte im BOTA und in den Druckspeichern, die Systeme zur Kühlung von Reaktorwasser aus dem Rezirkulationssumpf und Rückspeisung in den Primärkreislauf.

## Angaben des KKB

### Vorkommnisse

Im Überprüfungszeitraum kam es in beiden Blöcken zu den folgenden meldepflichtigen Vorkommnissen:

- Beim halbjährlichen Test der Sicherheitseinspeisepumpen im Block 1 kam es im Januar 2002 bei einer Durchflussmessstelle in einer Mindestmengenleitung zu einer Leckage aufgrund einer gebrochenen Impulsleitung. Die Funktion der Pumpen, die über diese Leitung zurück in den BOTA speisen, war nicht beeinträchtigt. Im Anforderungsfall wäre die Leckagemenge vernachlässigbar im Vergleich zum BOTA-Inventar gewesen.
- Im Mai 2002 wurde im Block 1 bei einer monatlichen Funktionsprüfung der Notstand-Rezirkulationspumpe eine fehlerhaft geschlossene Handarmatur in der Treibwasserleitung des Systems festgestellt. Diese Handarmatur war entgegen den Vorgaben beim Abschluss eines zwei Tage zuvor stattgefundenen Tests nicht geöffnet worden. In Anforderungsfall wäre die Armaturenfeststellung aufgrund der Vorgaben in den Notfallvorschriften so früh erkannt worden, dass keine sicherheitstechnischen Probleme aufgetreten wären. Die Erkenntnisse aus diesem Vorkommnis führten dazu, dass in den Routinevorschriften bei sicherheitsrelevanten Komponenten nach Abschluss einer Funktionsprüfung eine Nachkontrolle durch eine am Test unbeteiligte Person eingeführt wurde.
- Im Block 1 liess sich während einer monatlichen Armaturenprüfung im August 2004 eine Armatur zwischen den Rezirkulationspumpen und dem Eintritt in einen Restwärmekühler nach dem Öffnen wegen eines Kontaktproblems am Drehmomentschalter nicht mehr vollständig schliessen. Die Öffnungsfunktion der Armatur war hierdurch nicht beeinträchtigt, sodass der Betrieb der internen Rezirkulation gewährleistet war. Auch wäre mittels Direktschalter am Motor Control Center das vollständige Öffnen oder Schliessen der Armatur jederzeit möglich gewesen. Aufgrund des Vorkommnisses wurden die Prüfvorschriften und Wiederholungsprüfungen für Drehmomentschalter überprüft und angepasst.
- Im Januar 2005 kam es bei einem Probelauf im Block 2 durch eine geringe Kühlwassermenge im Schmieröl einer Sicherheitseinspeisepumpe (Leckagen an den Flanschverschraubungen eines Wärmetauschers) zu einer Beeinträchtigung der Schmierfähigkeit des Öls und infolgedessen zu einem Anstieg der Lagertemperatur. Die Betriebsbereitschaft der Pumpe war hierdurch nicht eingeschränkt, da die zulässige Grenztemperatur nicht überschritten wurde. Die nach dem Vorkommnis getroffenen Massnahmen betreffen den Ölwechsel bei allen Sicherheitseinspeisepumpen in der darauffolgenden Abstellung, die Kontrolle der Verschraubungen bei den Wärmetauschern und die Verbesserungen bei der Ölprobenahme und -analyse.
- Beim monatlichen Test einer Sicherheitseinspeisepumpe im Block 2 wurde ein Erdschlussalarm ausgelöst, der auf einen verminderten Isolationswiderstand eines lokal beschädigten Anspeisekabels zurückzuführen war. In den 27 Stunden, in denen die Pumpe zur Fehlersuche und Reparatur nicht zur Verfügung stand, wurde die Reservepumpe betriebsbereit gehalten. Eine Personengefährdung durch das beschädigte Kabel bestand nicht.
- Im Block 2 wurde im Jahre 2005 bei einer geplanten Wiederholungsprüfung mit einem Ultraschall-Prüfsystem eine bewertungspflichtige Anzeige an der Schweissnaht B9 in der Druckspeicherleitung zum Loop B registriert. Mit einer Analyse gemäss ASME IWB-3600 wurde nachgewiesen, dass ein sicherer Weiterbetrieb gewährleistet ist.
- Im Februar 2008 trat bei einem monatlichen Probelauf einer Sicherheitseinspeisepumpe im Block 1 eine Minute nach dem Start eine Leckage an der Gleitringdichtung auf. Die Pumpe wurde umgehend gestoppt. Nachdem der Nachweis erbracht worden war, dass die Betriebsbereitschaft der übrigen Sicherheitseinspeisepumpen gewährleistet ist, wurde die fehlerhafte Gleitringdichtung ersetzt, sodass die Pumpe nach einem Tag wieder zur Verfügung stand.

- Im Juli 2009 musste der Block 1 vom Leistungsbetrieb in den heiss-kritischen Anlagenzustand überführt werden, nachdem einer der beiden Rezirkulationspumpensätze bei einem monatlichen Probelauf aufgrund eines Pumpenausfalls infolge einer beschädigten Motorwicklung ausgefallen war. Nach dem Austausch der defekten Pumpe gegen eine baugleiche Reserveeinheit aus dem Lagerbestand war die Anlage wieder anfahrbereit.

Drei nicht meldepflichtige Erfahrungen betrafen einen misslungenen Probelauf der Reservesicherheitseinspeisepumpe im Block 1 im August 2004 wegen eines nicht vollständig eingefahrenen Schalters, die Auslösung eines Sammelalarms im Block 2 im September 2005 wegen thermischer Überlastungsschutz einer Sicherheitseinspeisepumpe bei einem Probelauf und den Kondensatanfall im BOTA-Gebäude im Juni 2010 durch den nicht auslegungsgemässen Betrieb der BOTA-Heizung bei tiefem Niveau im BOTA des Blockes 1.

Insgesamt stellt das KKB fest, dass das Sicherheitseinspeisesystem im Überprüfungszeitraum nicht störungsbedingt angefordert wurde und im Rahmen der Anforderungen der Technischen Spezifikation verfügbar war und dass mit den bei Probelaufen verwendeten Routinevorschriften allfällige Probleme frühzeitig erkannt werden.

#### *Instandhaltung*

Während der Jahresrevision 2005 wurde im Block 2 an der Schweissnaht B9 einer Druckspeichereinspeiseleitung eine bewertungspflichtige Anzeige festgestellt, die entsprechend ASME IWB-3600 bewertet wurde. Das KKB hat zur weiteren Abklärung in der Revision 2006 Röntgenprüfungen und in der Revision 2007 Ultraschall Phased-Array-Prüfungen durchgeführt. Vergleichende Wiederholungsprüfungen in der Revisionsabstellung 2009 haben keine Veränderungen innerhalb der Messtoleranz ergeben. Die gemessenen Fehlerausdehnungen waren mit den Fehlergrössen, die dem rechnerischen Nachweis im Jahr 2005 zu Grunde gelegt wurden, abgedeckt. Die Schweissnaht B09 wird im Rahmen der Wiederholungsprüfung in der Jahresrevision 2015 mit Ultraschall nachgeprüft. Das KKB geht davon aus, dass der Befund keinen Einfluss auf den sicheren Betrieb des KKB hat.

Während der Jahresrevision 2008 wurden im Block 1 an einer Stellitschicht einer Armatur ausserhalb der Dichtfläche rissartige Befunde und Ausbrüche festgestellt. Eine Nachprüfung des Befundes in der Jahresrevision 2010 bestätigte die Anzeigen. Der Prüfumfang wurde auf vergleichbare Armaturen erweitert. Da weder die Dichtheit noch die Integrität der schadhafte Platte der Armatur gefährdet waren, wurde die Platte bis zum Austausch wieder eingebaut. Das KKB sieht in der Schädigung keine Gefährdung für die Funktionstüchtigkeit der Armatur.

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Vorkommnisse*

Die bewertungspflichtige Anzeige an der Schweissnaht B9 der Druckspeicherleitung war bei einer Wiederholungsprüfung festgestellt worden, und die Einstufung als INES 0 wurde vom ENSI bestätigt, da die Zulässigkeit der Anzeige durch eine bruchmechanische Analyse nachgewiesen worden war. Die übrigen meldepflichtigen Vorkommnisse traten alle im Zusammenhang mit Probelaufen der verschiedenen Pumpen auf und wurden vom ENSI als INES 0 eingestuft, da in allen Fällen die Sicherheitsfunktion nicht beeinträchtigt war und die betroffenen Systeme gemäss den Vorgaben der Technischen Spezifikationen verfügbar waren.

Die vom KKB eingeleiteten Folgemaassnahmen aus den Vorkommnissen wurden in allen Fällen als angemessen und ausreichend bewertet. Die vom ENSI im Rahmen der Vorkommnisbearbeitung eröffneten Pendenzen wurden vom KKB vollständig umgesetzt und anschliessend vom ENSI geschlossen.

#### *Instandhaltung*

Im betrachteten Zeitraum wurden alle Prüfungen gemäss dem eingereichten und vom SVTI geprüften Wiederholungsprüfprogrammen durchgeführt. Der SVTI hat die überwachungspflichtigen Prüfungen am Sicherheitseinspeisesystem sowie am BOTA und am Druckspeicher kontrolliert.

Die gemäss ASME IWB-3600 durchgeführte bruchmechanische Analyse des Befundes an der Schweissnaht B9 der Druckspeichereinspeiseleitung im Block 2 wurde vom ENSI geprüft. Der Befund ist danach zulässig und stellt zurzeit keine Beeinträchtigung der Sicherheit dar. Die Nachprüfung und Bewertung der Anzeige an der Schweissnaht B9 in der JHR 2015 sieht das ENSI als ausreichende Massnahme an.

Für die schadhafte Armatur, die an einer Stelltschicht ausserhalb der Dichtfläche rissartige Befunde und Ausbrüche aufweist, wird das KKB den Plattenteller ersetzen und damit den Schaden beheben. Das ENSI bestätigt, dass keine Gefährdung der Funktionstüchtigkeit der Armatur besteht.

#### *Gesamtbewertung*

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die meldepflichtigen Vorkommnisse im Überprüfungszeitraum die Wirksamkeit und die Zuverlässigkeit des Sicherheitseinspeisesystems nicht beeinträchtigt haben und dass die im Rahmen der Instandhaltung ergriffenen Massnahmen ausreichend sind, betriebsbedingte Befunde auf Veränderungen hin zu überwachen und erforderlichenfalls rechtzeitig instandzusetzen.

### **5.4.7 Notstand-Sperrwassersystem**

Das Notstand-Sperrwassersystem JNA versorgt bei Ausfall der Sperrwasserversorgung durch das Chemie- und Volumenregelsystem die Gleitringdichtungen der Reaktor-Hauptpumpen mit Sperrwasser. Damit wird die Funktion der Gleitringdichtungen sichergestellt und somit ein Kühlmittelverlust auf Grund des Versagens der Dichtungen vermieden. Ausserdem trägt das System zur Borierung des Reaktorkühlsystems bei, solange die Notstand-Sicherheitseinspeisepumpe noch nicht wirksam ist.

Das System ist einsträngig aufgebaut (bestehend im Wesentlichen aus Borwasser-Vorratstank, Notstand-Sperrwasserpumpe, Sperrwasserfilter mit Bypass) und teilt sich dann in zwei Leitungen auf, die jeweils einer Reaktor-Hauptpumpe zugeordnet sind und die innerhalb des Ringraums über eine Rückschlagklappe in die Sperrwasserleitungen des Chemie- und Volumenregelsystems einbinden.

#### **Angaben des KKB**

##### *Anlagenänderungen*

Im Berichtszeitraum wurden am Notstandsperrwassersystem keine Anlagenänderungen durchgeführt. Im Rahmen des Projekts AUTANOVE soll zusätzlich zum bestehenden Notstand-Sperrwassersystem JNA eine zusätzliche Sperrwasserpumpe (Notsperrwassersystem JES) nachgerüstet werden, um bei Einwirkungen von aussen in Verbindung mit einem unterstellten Ausfall des JNA-Systems einen kleinen Kühlmittelverlust an den Sperrwasserdichtungen zu verhindern.

#### **Beurteilung des ENSI**

##### *Anlagenänderungen*

Die im Rahmen des Projektes AUTANOVE geplante Nachrüstung wurde zwischenzeitlich in beiden Blöcken realisiert und vom ENSI zur Inbetriebnahme freigegeben (vgl. Kapitel 2.5). Damit ist insbesondere die Vorsorge gegen einen seismisch induzierten Kühlmittelverlust an den Reaktor-Hauptpumpen verbessert worden.

### **5.4.8 Notstand-Speisewassersystem**

Die Aufgabe des Notstand-Speisewassersystems besteht darin, bei Ausfall des Speisewasser- und des Hilfsspeisewassersystems die Nachwärme aus dem Reaktorkühlsystem durch Einspeisen von Wasser auf die Sekundärseite der Dampferzeuger abzuführen. Das im Notstandgebäude angeordnete Notstand-Speisewassersystem ist pro Block einsträngig und unabhängig vom Hilfsspeisewassersystem und Notspeisewassersystem aufgebaut.

Das System besteht im Wesentlichen aus dem Notstand-Speisewassertank, der Notstand-Speisewasserpumpe und den Einspeiseleitungen zu den Dampferzeugern, die im Ringraum in die Notspeisewasserleitungen einbinden. Über eine Verbindung zum Notstand-Brunnenwassersystem wird nach Entleerung des Notstand-Speisewassertanks Wasser automatisch in den Tank nachgespeist.

### **Angaben des KKB**

#### *Anlagenänderungen*

Um die Anfälligkeit der Notstand-Speisewasserpumpe durch Schmutzteile zu reduzieren, wurde 2006 im Block 1 das Spaltspiel der Pumpe auf das maximal zulässige Mass gemäss Herstellerangabe vergrössert. Diese Instandhaltungsmassnahme bewirkt keine maschinentechnische Änderung. Allerdings wurden damit die Pumpencharakteristik und damit das Systemverhalten beeinflusst. Zur Bewertung der Abweichung vom bisherigen Zustand wurden Störfallanalysen durchgeführt. Es wurde gezeigt, dass auch mit der reduzierten Einspeisemenge die analysierten Störfälle auslegungsgemäss beherrscht werden.

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Anlagenänderungen*

Das ENSI bewertete die Einspeisekapazität der Notstand-Speisewasserpumpen auch mit der reduzierten Einspeisemenge als ausreichend, um die Anlage sicher in den heiss abgestellten Anlagenzustand zu überführen und die Einhaltung des Schutzzieles Kernkühlbarkeit zu gewährleisten. Die Sicherheitsnachweise für das Notstand-Speisewassersystem wurden vom ENSI auch für das Notspeisewassersystem als abdeckend beurteilt.

## **5.4.9 Primäres Nebenkühlwassersystem**

Das Primäre Nebenkühlwassersystem (PRW) versorgt während des Normalbetriebs und nach Störfällen die Wärmetauscher des Primären Zwischenkühlsystems, des Containment-Umluftkühlsystems, der Dampferzeuger-Abschlammung sowie die Wärmetauscher zur Kühlung der Elektroräume in der Halonzone mit Kühlmedium. Die drei parallel geschalteten Pumpen beziehen Wasser aus dem Kühlwasserkollektor im Maschinenhaus, der mit Aarewasser aus dem Hauptkühlwassersystem oder alternativ mit Notkühlwasser aus dem anderen Block (Aarewasser) oder mit Trinkwasser versorgt werden kann, und führen das Kühlmedium zu den verschiedenen Verbrauchern. Das in den Wärmetauschern erwärmte Kühlmedium wird an das Ablaufbecken im Maschinenhausfundament und von dort an die Aare abgegeben. Durch eine Druckhaltearmatur im Rücklauf des Primären Nebenkühlwassersystems wird ein ausreichend hoher Druck des Kühlmediums auch am höchsten Punkt des Rohrleitungssystems, der sich innerhalb des Containments befindet, eingestellt, sodass das Ausdampfen in den PRW-Leitungen verhindert wird.

### **Angaben des KKB**

#### *Instandhaltung*

Bei Wanddickenmessungen am Primären Nebenkühlwassersystem im Block 1 wurden in der Jahresrevision 2010 Unterschreitungen der rechnerischen Mindestwanddicke festgestellt und als unzulässig gemäss NE-14 bewertet. Die Hauptleitungen des Primären Nebenkühlwassersystems wurden daraufhin in beiden Blöcken in den Jahren 2011 und 2012 durch Leitungen aus rostfreiem Material ersetzt.

Im Rahmen der Jahresrevision 2005 im Block 2 wurde während der inneren Prüfung einer Armatur ein Riss mittels Sichtprüfung festgestellt. Die gleiche Armatur wurde im Block 1 geprüft, dort jedoch ohne bewertungspflichtigen Befund. Beide Armaturen wurden ausgetauscht.

#### *Alterungsüberwachung*

Die Alterungsüberwachung wird jeweils für Block 1 und 2 in den Steckbriefen für das Primäre Nebenkühlwassersystem dokumentiert. Die Ergebnisse zeigten, dass vor allem der durch mikrobiologische Korrosion induzierte Lochfrass, welcher zur Wandstärkenschwächung führt, relevant ist. Die Hauptleitungen wurden komplett durch Leitungen aus rostfreiem Material ersetzt.

### *Anlagenänderungen*

Bei Probeläufen war es beim Schliessen der PRW-Absperrarmaturen der Containment-Umluftkühler infolge der Abbremsung der eingeschlossenen Wassermassen und der dadurch induzierten Druckspitzen vereinzelt zum Ansprechen der Sicherheitsventile an den Containment-Umluftkühlern gekommen. Die Vergrösserung der Schliesszeiten der Armaturen auf der Austrittsseite der Containment-Umluftkühler in den Jahren 1997 (Block 1) und 1998 (Block 2) führte zu einer deutlichen Verbesserung. Da es dennoch gelegentlich beim Schliessen der Armaturen zum Ansprechen der Sicherheitsventile kam, wurden im Jahre 2007 auch die Schliesszeiten der pneumatischen Armaturen auf der Eintrittsseite der Containment-Umluftkühler vergrössert (Einbau von Blenden in der Luftzuleitung). Die Schliesszeiten wurden so eingestellt, dass im Anforderungsfall die Austritts- vor den Eintrittsventilen geschlossen sind.

Im Jahr 2005 wurde bei einem Schieber ein Riss im Armaturengehäuse festgestellt. Beim Ersatz der Armatur wurde der Armaturentyp gewechselt. Bei beiden Massnahmen wurde die eingesetzte Werkstoffqualität auf rostfreie Ausführung geändert.

Durch das Aarewasser sind die aus Kohlenstoffstahl gefertigten primären Nebenkühlwasserleitungen Korrosionsangriffen ausgesetzt. Die Hauptleitungen wurden in beiden Blöcken durch Rohrleitungen aus rostfreiem Stahl ersetzt. Das Halterungskonzept wurde in diesem Zusammenhang hinsichtlich Erdbebensicherheit erüchtigt. Durch Einbau eines neuen Wasseranschlusses und der zugehörigen Armaturen ist neu die Wasserversorgung des PRW-Systems des stillstehenden Blockes aus dem Zulaufkanal des laufenden Blockes möglich. Eine zusätzliche Speisung der primären Zwischenkühler im Rahmen des Notfallmanagements wurde durch den Einbau von neuen Feuerwehranschlussstutzen im Vorlauf zu jedem Kühler ermöglicht.

Um das Ausdampfen in den PRW-Leitungen im Containment bei Störfällen zu verhindern, wurden Änderungen im Bereich der Containment-Umluftkühler und bei der Druckhaltung im PRW-System vorgenommen. Die vier Umluftkühler im Containment, denen im Störfall luftseitig ein Dampf Luftgemisch mit einer Temperatur von bis zu 130 °C zugeführt wird, wurden mit je einem Bypass versehen. Der Bypass, über den kaltes PRW-Wasser vor dem Kühler entnommen und hinter dem Kühler wieder zugemischt wird, stellt sicher, dass es an der höchsten Stelle des PRW-Systems auch beim Minimaldurchfluss nicht zum Ausdampfen kommen kann. Die Umschaltung der Bypässe (zwei parallel angeordnete pneumatische Ventile mit fail-open-Verhalten je Bypassleitung) beeinträchtigt die Leistung der Umluftkühler unter Normalbetriebsbedingungen nicht. Die Druckhaltearmatur, mit der ein Ausdampfen in den PRW-Leitungen durch das Einstellen eines ausreichend hohen Druckes verhindert wird, wurde erneuert. Dabei wurde der Sollwert der Druckhaltearmatur von 2,9 bar (bisher) auf 2,5 bar (neu) angepasst, um das Risiko von Kavitation in und nach der Druckhaltearmatur zu verringern. Die Änderungen, die in den Jahren 2007 (Block 2) und 2008 (Block 1) erfolgten und auch den Austausch von Armaturen und Leitungen beinhalteten, stellten eine vorgezogene Massnahme der Gesamtsanierung des PRW-Systems in den Jahren 2011 und 2012 dar.

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Instandhaltung*

Im betrachteten Zeitraum wurden alle Prüfungen gemäss dem eingereichten und vom SVTI geprüften Wiederholungsprüfprogrammen durchgeführt. Der SVTI hat die überwachungspflichtigen Prüfungen am Primären Nebenkühlwassersystem beaufsichtigt.

Mit den getroffenen Austausch- und Sanierungsmassnahmen im Primären Nebenkühlwassersystem stellt das KKB sicher, dass die zuverlässige Funktion des Systems gewährleistet bleibt. Das ENSI sieht im Austausch der Hauptleitungen durch eine bessere Materialqualität eine wesentliche Verbesserung hinsichtlich Langzeitbetrieb der Anlage.

#### *Alterungsüberwachung*

Aufgrund der Bewertung der eingereichten Steckbriefe durch das ENSI und der zwischenzeitlich eingeführten Richtlinie HSK-R-51 wurden die Steckbriefe vom KKB überarbeitet und 2006 für das Primäre Nebenkühlwassersystem erneut eingereicht.

Das ENSI stellte fest, dass die beim KKB aufgebaute Alterungsüberwachung für das Primäre Nebenkühlwassersystem einschliesslich der Steckbriefe grundsätzlich den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 entspricht. Das Alterungsüberwachungssystem trug dazu bei, dass wesentliche Verbesserungen im Hinblick auf den Langzeitbetrieb des Systems erreicht werden konnten.

#### *Anlagenänderungen*

Wie bereits bei den pneumatischen PRW-Armaturen auf der Austrittsseite der Containment-Umluftkühler hatte das ENSI keine Einwände gegen die Verlängerung der Armaturenschliesszeit auf der Eintrittsseite, da dies keinen Einfluss auf den Störfallablauf mit Anforderung der Umluftkühler hat und die Zuverlässigkeit des PRW-Systems durch das Verhindern des Ansprechens von Sicherheitsventilen erhöht wird.

Dem Typenwechsel bei der Entleerungsarmatur stimmte das ENSI zu, da an die Bauart der Entleerungsarmatur auf der Saugseite der PRW-Pumpen keine erhöhten Anforderungen gestellt werden.

Mit dem Ersatz der Hauptleitungen des Primären Nebenkühlwassersystems reagierte das KKB auf die Korrosionsvorgänge an den Rohrleitungen. Die damit verbundene Ertüchtigung der Erdbbensicherheit ist nach Bewertung des ENSI sicherheitsgerichtet.

Die Möglichkeit, das PRW-System des stillstehenden Blocks aus dem Zulaufkanal des laufenden Blocks mit Wasser zu versorgen, besteht nun auch für den Block 1 (bisher nur Block 2) und verbessert die betriebliche Funktion des PRW-Systems. Die neuen Feuerwehranschlussstutzen im Vorlauf zu jedem primären Zwischenkühler (Accident Management) bewertete das ENSI als gleichwertige Ersatzmassnahme zu der durch den Umbau entfallenen Notbespeisung des PRW-Systems mit Feuerlöschwasser.

Die Planung der Änderungen am primären Nebenkühlwassersystem auf Basis gültiger Auslegungsgrundlagen wurde vom ENSI geprüft und zur Ausführung freigegeben. Durch den Werkstoffwechsel der ersetzten Leitungsabschnitte auf rostfreie Qualität musste das Gesamtsystem mit dem bestehenden ferritischen Leitungsteilen gegen Kontaktkorrosion geschützt werden. Hierzu wurden Isolierstrecken eingebaut und ins Alterungsüberwachungsprogramm übernommen. Die getroffenen Massnahmen erachtet das ENSI als angemessen und ausreichend.

Das KKB hatte bereits im Rahmen der PSÜ 2002 dargelegt, dass es durch die hohe Leistung der Containment-Umluftkühler unter Störfallbedingungen im PRW-System zum Ausdampfen im Rücklauf von diesen Kühlern kommen kann. Die Untersuchungsergebnisse, die das KKB in der PSÜ 2002 angekündigt hatte und die dem ENSI zeitgerecht vorgelegt wurden, bildeten die Basis für die Anpassungen im Bereich der Containment-Umluftkühler und der Druckhaltearmatur. Die Änderungen, die keinen Einfluss auf den Betrieb des PRW-System oder die Containment-Umluftkühler haben, stellen sicher, dass in den Leitungen des PRW-Systems auch bei einem Störfall mit ungünstigsten Temperaturbedingungen im Containment ein ausreichend grosser Abstand zum Dampfdruck des PRW-Kühlmediums besteht. Das ENSI stimmte daher den Änderungen im Zusammenhang mit den Containment-Umluftkühlern und der Druckhaltearmatur zu.

#### *Gesamtbewertung*

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass durch die verfahrenstechnischen Anlagenänderungen insbesondere die Funktion der Containmentkühlung nach Störfällen verbessert wird. Die Erkenntnisse aus der Alterungsüberwachung des primären Nebenkühlwassersystems führten zum rechtzeitigen Austausch der Hauptleitungen, bei dem gleichzeitig die Integrität und Verfügbarkeit der Rohrleitungen und die Erdbbensicherheit verbessert wurden.

#### **5.4.10 Primäres Zwischenkühlsystem**

Das Primäre Zwischenkühlsystem (KAC) führt Wärme von verschiedenen Komponenten der Primäranlage (u. a. thermische Barriere der Reaktorhauptpumpen, Brennelementbeckenkühler) während des Normalbetriebs und nach einem Störfall an das Primäre Nebenkühlwassersystem ab. Die drei parallel geschalteten Pumpen fördern das Kühlwasser in einem geschlossenen Kreislauf über die beiden primären Zwischenkühler. Das

System bildet eine Barriere zwischen den zu kühlenden Komponenten der Primäranlage und dem mit Aarewasser versorgten Primären Nebenkühlwassersystem und verhindert bei Leckagen eine Freisetzung radioaktiven Kühlmittels in die Umgebung.

### **Angaben des KKB**

#### *Instandhaltung*

Bei der Wirbelstromprüfung der Wärmetauscherrohre der Zwischenkühler in der Jahresrevision 2010 wurden an beiden Kühlern im Block 1 einige Rohre mit Wanddickenschwächungen festgestellt. Die rechnerische Mindestwanddicke wurde jedoch nicht unterschritten. Wärmetauscherrohre mit Wanddickenschwächungen grösser 60% wurden vorsorglich verschlossen. Das KKB sieht in der verminderten Wandstärke einiger Wärmetauscherrohre keine Beeinträchtigung der Funktion der Wärmetauscher.

#### *Alterungsüberwachung*

Die Alterungsüberwachung ist jeweils für Block 1 und 2 in den Steckbriefen für das Primäre Zwischenkühlssystem dokumentiert. Für dieses System werden als Alterungsmechanismen Verschleiss und verschiedene Korrosionsmechanismen angegeben. Die Korrosion wird gemäss den Angaben vom KKB durch Korrosionsschutzmassnahmen und Instandhaltung beherrscht. Die Anzeichen von Korrosion am Ausgleichstank werden durch das Wiederholungsprüfprogramm regelmässig auf Änderungen hin überprüft.

#### *Anlagenänderungen*

Aufgrund einer ENSI-Forderung aus dem Jahre 2006 wurden Massnahmen zur Erhöhung der Erdbebensicherheit untersucht. Daraus resultierend wurden im Primären Zwischenkühlssystem im Block 1 (2012) und Block 2 (2011) die Halterungen der Isolierventile bei den Reaktorhauptpumpen verstärkt.

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Instandhaltung*

Im betrachteten Zeitraum wurden alle Prüfungen gemäss dem eingereichten und vom SVTI geprüften Wiederholungsprüfprogrammen durchgeführt. Der SVTI hat die überwachungspflichtigen Prüfungen am Primären Zwischenkühlssystem beaufsichtigt.

Die Berohrung der Zwischenkühler wird regelmässig alle vier Jahre geprüft. Dabei werden mittels Wirbelstromprüfung die Wandstärken ermittelt, die sich infolge Korrosion oder Verschleiss reduzieren können. Die Wanddickenschwächungen an einigen Wärmetauscherrohren der beiden Zwischenkühler im Block 1 stellen zurzeit keine Gefahr für das Auftreten von Leckagen dar. Basierend auf dem heutigen Kenntnisstand ist das Inspektionsintervall von vier Jahren ausreichend. Falls sich der Mechanismus beschleunigt, wären weitere Massnahmen einzuleiten.

#### *Alterungsüberwachung*

Aufgrund der Bewertung der eingereichten Steckbriefe durch das ENSI und der zwischenzeitlich eingeführten Richtlinie HSK-R-51 wurden die Steckbriefe vom KKB überarbeitet und 2005 für das Primäre Zwischenkühlssystem erneut eingereicht. Das ENSI konnte feststellen, dass die beim KKB aufgebaute Alterungsüberwachung für das Primäre Zwischenkühlssystem einschliesslich der Steckbriefe den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 entspricht.

#### *Anlagenänderungen*

Über die bereits umgesetzten seismischen Ertüchtigungsmassnahmen hinaus wurde das KKB seitens ENSI aufgefordert, weiter systematisch Möglichkeiten und Nutzen risikomindernder seismischer Ertüchtigungsmassnahmen zu untersuchen. Eine deutliche Unterschreitung des Zielwertes zur Reduktion der Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung kann demnach durch Verbesserungen an Halterungen von Rohrleitungen und Ventilen zur Containment-Isolation erreicht werden. Das KKB hat daher im Primären Zwischenkühlssystem die Halterungen der Isolationsventile bei den Reaktorhauptpumpen während der Abstellungen 2011 und 2012

ertüchtigt. Die Planung der Arbeiten auf Basis gültiger Auslegungsgrundlagen wurde vom ENSI geprüft und zur Ausführung freigegeben.

#### *Gesamtbewertung*

Zusammenfassend kommt das ENSI zu dem Ergebnis, dass mit den umgesetzten Anlagenänderungen die Erdbebensicherheit des Systems erhöht und damit das Risiko einer grossen frühen Freisetzung weiter reduziert wurde. Die vom KKB angewendeten Massnahmen zur Instandhaltung und Alterungsüberwachung gewährleisten zum heutigen Zeitpunkt einen guten Zustand der mechanischen Komponenten des Systems.

#### **5.4.11 Brunnenwassersystem**

Bei Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung liefert das Brunnenwassersystem (LBW) aus dem Notbrunnen Wasser zu den Hilfsspeisewasserpumpen zur Bespeisung der Dampferzeuger. Zudem können die Dampferzeuger auch direkt mit den Brunnenwasserpumpen versorgt werden. Bei Ausfall des Sekundären Nebenkühlwassersystems übernimmt das Brunnenwassersystem die Versorgung des Sekundären Zwischenkühlsystems zur Sicherstellung der Kühlung der Hilfsspeisewasserpumpen und der Steuerluftkompressoren.

#### **Angaben des KKB**

##### *Alterungsüberwachung*

Die Alterungsüberwachung wird jeweils für Block 1 und 2 in dem Steckbrief Brunnenwassersystem dokumentiert. In den Brunnenwasserleitungen und den mit Aarewasser beaufschlagten Kühlwasserleitungen trat lokale muldenförmige Korrosion auf. Das KKB ist der Auffassung, dass durch tägliche Rundgänge korrosionsbedingte Leckagen rechtzeitig entdeckt und notwendige Massnahmen veranlasst werden können. Korrosionsbedingte Leckagen wurden in den Jahren 2006 und 2010 durch Instandsetzung behoben. Das Inspektionsintervall der beiden Grundwasserpumpen des Brunnenwassersystems wurde von 18 auf 12 Jahre verkürzt.

#### **Beurteilung des ENSI**

##### *Alterungsüberwachung*

Der im Jahr 2002 eingereichte Steckbrief zum Brunnenwassersystem erfüllt grundsätzlich die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Die ergänzenden Massnahmen der Alterungsüberwachung, wie die täglichen Rundgänge, kurzfristige Reparaturen bei Leckagen und Verkürzung von Inspektionsintervallen, betrachtet das ENSI als wirkungsvolle und ausreichende Massnahmen zur Gewährleistung der zuverlässigen Funktion des Brunnenwassersystems.

#### **5.4.12 Chemie- und Volumenregelsystem (Notborierung)**

Das Chemie- und Volumenregelsystem erfüllt neben verschiedenen betrieblichen Aufgaben auch die sicherheitstechnisch wichtige Aufgabe der Notborierung, um den Borgehalt des Hauptkühlmittels schnell zu erhöhen. Die Borsäure wird mit einer der redundanten Borsäurepumpen aus den Borsäuretanks bis zu den Ladepumpen und von dort aus über die Ladeleitung und die Sperrwasserleitungen in den Primärkreis gefördert. Die Ladepumpen können alternativ auch Borwasser aus dem BOTA ansaugen.

#### **Angaben des KKB**

##### *Vorkommnisse*

Im Überprüfungszeitraum kam es in beiden Blöcken zu den folgenden meldepflichtigen Vorkommnissen:

- Bei einer Begehung vor dem Wiederanfahren nach dem Brennelementwechsel 2011 im Block 1 wurden an der Dichtschweissnaht eines Rückschlagventils geringste Borsäureablagerungen festgestellt. Eine Farbeindringprüfung zeigte keinen Befund. Die Schweissnaht dient der Abdichtung und der Schraubensicherung und hat keinerlei tragende Funktion oder Gefährdungspotential für andere Kom-

ponenten durch allfällige Tropfleckagen. In Absprache mit dem ENSI wurde auf eine Reparatur verzichtet und die visuelle Kontrolle des Ventils in den folgenden Jahren beschlossen. Die sicherheitstechnische Bedeutung des Befundes ist äusserst gering.

- Im März 2008 lief im Block 1 eine der beiden Borsäurepumpen bei einem Probelauf nicht an. Eine Wiederholung des Startbefehls nach verschiedenen Kontrollen war erfolgreich. Der Fehler im Bereich des Schalters konnte auch bei späteren Prüfungen nicht reproduziert werden, und die Überprüfung der Schalter in beiden Blöcken ergab keinen Befund. Das Vorkommnis hat eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung.
- Bei einem Probelauf einer Ladepumpe im Block 1 wurde im Mai 2005 eine geringfügige Menge Wasser im Schmieröl festgestellt, die auf Haarrisse im Zylinderblock zurückzuführen war und die Funktion der Pumpe nicht beeinträchtigte. Wie bei den übrigen Ladepumpen in beiden Blöcken wurde auch bei dieser Pumpe ein konstruktiv verbesserter Zylinderblock eingebaut.
- Bei einem Kontrollgang im Block 1 im April 2005 wurde auf der Druckseite der in Betrieb stehenden Ladepumpe eine Leckage an einer Schweissnaht in der Entlüftungsleitung zwischen dem Kugelresonator und dem Entlüftungsventil festgestellt. Nach der kompletten Erneuerung der Schweissnaht wurde die Pumpe wieder in Betrieb gesetzt. Der Schaden trat als Folge einer im November 2000 durchgeführten Massnahme auf, bei der eine Schadhälfte an dieser Kehlnaht lediglich ausgebessert worden war. Es wurde beschlossen in Zukunft auf Reparaturen von Poren oder Rissen im Bereich des Ladepumpenauslasses zu verzichten und stattdessen die Schweissnaht komplett zu erneuern.
- Im Jahre 2002 kam es in beiden Blöcken zu insgesamt drei Ausfällen von Borsäurepumpen im Mindestmengenbetrieb durch einen Lagerschaden beim Spaltröhrenpumpenmotor nach Trockenlauf der mediumgeschmierten Gleitlager. Ursächlich für die mechanische Beschädigung des Lagers war beim Ausfall im Block 1 die ungenügende Entlüftung der Pumpe. Bei den beiden kurz hintereinander aufgetretenen Ausfällen einer Pumpe im Block 2 führte ein verringerter Mindestmengendurchsatz aufgrund einer Drossel mit zu kleinem Durchmesser sowie einer unnötigen Drosselstelle zu den Lagerschäden. Bei einer Überprüfung aller vier Borsäurepumpen wurde auch im Block 1 bei einer Pumpe eine falsch dimensionierte Drossel festgestellt und ersetzt. Die Betriebsbereitschaft der beiden erforderlichen Borwasserquellen (Borsäuretank und BOTA) war bei den Vorkommnissen aufgrund der jeweils redundant vorhandenen Borsäurepumpe nicht beeinträchtigt. Als Folgemassnahme wird die Pumpengehäusetemperatur bei jedem periodischen Probelauf mittels ANIS-Trends überwacht und eine Überwachung mit dem rechnergestützten Alarm-Managementsystem AWARE realisiert.
- Beim Anfahren des Blockes 2 nach dem Brennelementwechsel 2002 kam es bei der Inbetriebsetzung einer Hauptkühlmittelpumpe zu Durchsatzschwankungen im Sperrwasserrücklauf. Ursache für die Störung waren sowohl ein relativ starker Verschleiss im Bereich der Pumpendichtung Nr. 1 als auch eine Störung der Durchflussmessung des Chemie- und Volumenregelsystems im Sperrwasserrücklauf. Nach dem Einbau eines neuen Messgerätes funktionierte die Durchflussmessung einwandfrei. Infolge des Vorkommnisses wurde ein zusätzliches Messgerät im Sperrwasserrücklauf eingebaut.

Weitere nicht meldepflichtige Erfahrungen betrafen eine interne Leckage des Hilfssprühventils im Block 1, die im Jahre 2010 zu einer Druckabsenkung im Primärkreislauf während des Leistungsbetriebes führte, und zwei Ausfälle der Heizung an einem Borsäuretank (Block 1 im Jahre 2004: Auslösung des Thermopakets der Heizung; Block 2 im Jahre 2005: fehlerhafte Regler der Heizung).

Insgesamt stellt das KKB fest, dass das Chemie- und Volumenregelsystem (Notborierung) die an das System gestellten Anforderungen erfüllte und im Rahmen der Anforderungen der Technischen Spezifikation betriebsbereit war.

### *Instandhaltung*

In den Jahresrevisionen 2004 und 2005 wurden in den Blöcken 1 und 2 an den Ladepumpen im Bereich der Druckentlastungsbohrungen bei Farbeindringprüfungen Risse festgestellt. Die betroffenen Stopfbuchsengehäuse und ein Zylinderblock wurden ersetzt.

Während der Jahresrevision 2008 wurde im Block 1 ein Riss am Gehäuse eines Handventils festgestellt. Das Ventil wurde getauscht und die Schweissnaht repariert.

Das KKB geht davon aus, dass durch Ersatz und Reparaturen der sichere Betrieb der Komponenten im Chemie- und Volumenregelsystem auch in Zukunft gewährleistet wird.

### *Alterungsüberwachung*

Die Alterungsüberwachung ist jeweils für Block 1 und 2 in den Steckbriefen für das Chemie- und Volumenregelsystem dokumentiert. Für die Systeme werden als Alterungsmechanismen Verschleiss an aktiven Komponenten und Vibrationsermüdung in der Nähe der pulsierenden Ladepumpen angegeben. Bei regelmässigen Kontrollrundgängen wird insbesondere auf Borsäureablagerungen geachtet, die Hinweise auf Leckagen geben und die andererseits zu Korrosionsschäden führen können.

### *Anlagenänderungen*

Zur Verbesserung des Prüfaufwandes von Rückschlagventilen im Chemie- und Volumenregelsystem und zur Reduzierung der Strahlenbelastung des Prüf- und Instandhaltungspersonals wurde 2003 (Block 2) und 2004 (Block 1) eine feste Dichtheitsprüfeinrichtung installiert.

## **Beurteilung des ENSI**

### *Vorkommnisse*

Das KKB hatte alle Vorkommnisse als INES 0 eingestuft. Dieser Einstufung stimmte das ENSI in allen Fällen zu. Die insgesamt drei Ausfälle einzelner Borsäurepumpen, die in beiden Blöcken im Mindestmengenbetrieb aufgetreten waren, wurden vom KKB zunächst als nicht meldepflichtig bewertet und daher in einem Bericht zusammengefasst. Das ENSI intervenierte, da die Beeinträchtigung der Boreinspeisung von sicherheitstechnischem Interesse ist, und eröffnete für die Verfolgung der Umsetzung der Massnahmen eine Pendezenz.

Die vom KKB eingeleiteten Folgemaassnahmen aus den Vorkommnissen wurden in allen Fällen als angemessen und ausreichend bewertet. Die vom ENSI im Rahmen der Vorkommnisbearbeitung insgesamt eröffneten fünf Pendenzen wurden vom KKB vollständig umgesetzt und anschliessend vom ENSI geschlossen.

### *Instandhaltung*

Im betrachteten Zeitraum wurden alle Prüfungen gemäss dem eingereichten und vom SVTI geprüften Wiederholungsprüfprogrammen durchgeführt. Der SVTI hat die überwachungspflichtigen Prüfungen im Chemie- und Volumenregelsystem beaufsichtigt.

Das ENSI konnte bestätigen, dass die durch das KKB getroffenen Massnahmen an den Ladepumpen sowie am Handventil den sicheren Weiterbetrieb der Komponenten im Chemie- und Volumenregelsystem gewährleisten.

### *Alterungsüberwachung*

Aufgrund der Bewertung der eingereichten Steckbriefe durch das ENSI und der zwischenzeitlich eingeführten Richtlinie HSK-R-51 wurden die Steckbriefe vom KKB überarbeitet. Vom ENSI wurde insbesondere gefordert, dass weitere wichtige Komponenten wie z.B. Ablasskühler, Volumenausgleichstanks, Borsäure tanks- und pumpen zu ergänzen sind. Zudem war die Möglichkeit einer weiteren Reduzierung der Schadensanfälligkeit des Ladesystems zu prüfen und ein Sanierungskonzept vorzulegen.

Aufgrund der Forderung wurden die Steckbriefe überarbeitet und 2005 neu eingereicht. Die Alterungsüberwachung des Chemie- und Volumenregelsystems entspricht nun mit den Angaben in den überarbeiteten Dokumenten den grundlegenden Anforderungen des gültigen Regelwerkes. Das KKB reichte einen Technischen

Bericht ein, in dem Massnahmen zur Verbesserung der Instandhaltung des Systems sowie zur Reduzierung der Schadensanfälligkeit beschrieben sind. Die HSK hat diesen Bericht geprüft und akzeptiert.

#### *Anlagenänderungen*

Die Prüfung der Rückschlagventile des Chemie- und Volumenregelsystems wurde aufgrund einer internationalen Erfahrungsmeldung und einer ENSI-Forderung eingeführt. Mit der jetzt fest installierten Einrichtung werden die Durchführung der Dichtheitsprüfung vereinfacht, mögliche Fehlerquellen reduziert und die Strahlenbelastung für Prüf- und Instandhaltungspersonal minimiert. Die Planung der Arbeiten auf Basis gültiger Auslegungsgrundlagen wurde vom ENSI geprüft und zur Ausführung freigegeben. Ebenso wurden die neu erstellten Prüfanweisungen vom ENSI geprüft und zur Anwendung freigegeben.

#### *Gesamtbewertung*

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die meldepflichtigen Vorkommnisse im Überprüfungszeitraum die Wirksamkeit und die Zuverlässigkeit des Chemie- und Volumenregelsystems (Notborierung) nicht beeinträchtigt haben und dass mit den durchgeführten Anlagenänderungen die Integrität und Verfügbarkeit des Systems weiter verbessert wurde. Die vom KKB angewendeten Massnahmen zur Instandhaltung und Alterungsüberwachung gewährleiten einen guten Zustand der mechanischen Komponenten des Systems.

### **5.4.13 Sicherheitsgebäudeabspernung, Isoliersperrwassersystem**

Das Sicherheitsgebäude umschliesst das Reaktorkühlsystem und besteht aus einer Stahldruckschale (Containment) und der mit Stahlblech ausgekleideten Sicherheitsgebäudehülle (vgl. Kapitel 5.2). Die Durchführungen durch die Stahldruckschale und die Sicherheitsgebäudehülle sind durch Absperrarmaturen abgesichert, um die erforderliche Dichtheit beider Umschliessungen zu gewährleisten.

Das Isoliersperrwassersystem dient bei Störfällen dazu, Leckagen aus dem Containment zu verhindern, die durch die Absperrarmaturen austreten könnten. Das System speist nach Störfällen inaktives Wasser entweder in den Zwischenraum der Schieberplatten von Plattenschiebern oder in den Zwischenraum zweier geschlossener Absperrventile ein.

#### **Angaben des KKB**

##### *Instandhaltung*

Bei der Funktionsprüfung von Sicherheitsventilen des Isoliersperrwassersystems wurden einige Toleranzüberschreitungen festgestellt. Als Massnahme wurden die Prüfintervalle halbiert und die Ursachen abgeklärt.

Es wurden die gemäss NE-14 und ENSI-B06<sup>152</sup> erforderlichen Dichtheitsprüfungen an elektrischen Durchführungen, Rohrdurchführungen und Isolationsarmaturen durchgeführt. Die Teilleckagen wurden in der Bewertung der Gesamtleckage des Sicherheitsgebäudes betrachtet und bilanziert. Die Bilanzierung der Gesamtleckagerate erfüllte die Dichtheitsanforderung in der Technischen Spezifikation.

##### *Anlagenänderungen*

Bei der Aktivitätsüberwachungsleitung wurden in den Jahren 2011 (Block 2) und 2012 (Block 1) je eine Isolationsarmatur vom Nebengebäude in das Containment versetzt, um den Schutz der Containmentisolation zu verbessern.

Die bisherigen Doppelrückschlagklappen im Ringraum-Rückpumpsystem wurden im Jahre 2004 in beiden Blöcken zur Verbesserung des Containmentabschlusses durch zwei einzelne Rückschlagventile in Reihe ersetzt. Mit dieser Anordnung war die einzelfehlersichere Containmentisolation ausserhalb des Containments sichergestellt. Im Block 2 wurde im Jahre 2011 eine der beiden Rückschlagklappen in das Containment versetzt und gleichzeitig mit einer zweiten, parallel angeordneten Rückschlagklappe versehen, um die Funktion des Ringraum-Rückpumpsystems auch bei einer feststehenden Rückschlagklappe zu gewährleisten. Die Umsetzung der Änderung im Block 1 war für das Jahr 2012 geplant.

In die Probenahmeleitungen des Rückstandsaufbereitungssystems vom Druckhalter-Entlastungstank und vom Sicherheitsgebäude-Entwässerungstank wurde in den Jahre 2007 (KKB2) und 2008 (KKB1) jeweils eine zweite Containmentisolutionsarmatur eingebaut.

In den Jahren 2004 (KKB 1) und 2005 (KKB 2) wurde die Containment-Isolation von Lüftungsleitungen (Durchdringungen der Containment-Spülzuluft-, der -Spülabluft und der -Entlastung) so angepasst, dass bei einem Einzelfehler der Leckagestrom in den Ringraum begrenzt wird und der Unterdruck durch die Ringraumkompressoren aufrecht erhalten werden kann.

Geplant ist der Einbau von Ventilen in die Leitungen zwischen dem BOTA und den Sicherheitseinspeisepumpen, die im Anforderungsfall mit Isoliersperrwasser beaufschlagt werden, um nach einem Störfall die Dichtigkeit der Containmentdurchdringungen zu verbessern.

## **Beurteilung des ENSI**

### *Instandhaltung*

Der SVTI hat die überwachungspflichtigen Prüfungen an der Sicherheitsgebäudeabspernung und am Isoliersperrwassersystem kontrolliert. Insgesamt konnte das ENSI feststellen, dass das KKB die gemäss Regelwerk erforderlichen Dichtheitsprüfungen vollständig und fachgerecht durchgeführt hat. Die Anforderungen an die Dichtheit des Containments wurden erfüllt. Die Komponenten der Sicherheitsgebäudeabspernung und des Isoliersperrwassersystems befinden sich in einem guten Zustand, und es bestehen keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen den Weiterbetrieb der Komponenten.

### *Anlagenänderungen*

Die zusätzlichen Containmentisolutionsarmaturen in den Aktivitätsüberwachungsleitungen waren vom ENSI in der Pendeuz P19 aus der PSÜ 2002 gefordert worden und in den Jahren 2007 (Block 2) und 2008 (Block 1) eingebaut worden (vgl. Kapitel 2.3.2.3). Der Verlegung der Isolationsarmaturen vom Nebengebäude in das Containment stimmte das ENSI zu, da mit der neuen Anordnung ein regelkonformer Zustand erreicht wird.

Der Dichtheitsnachweis der Doppelrückschlagklappen im Ringraum-Rückpumpsystem im Block 1 konnte bei Wiederholungsprüfungen während der Revisionsabstellung im Jahr 2002 nicht erbracht werden. Die vom ENSI daraufhin in der Freigabe für das Wiederanfahren eröffnete Pendeuz wurde geschlossen, nachdem die Dichtheitsprüfungen der neuen Rückschlagventilen Werte weit unterhalb der zulässigen Leckraten ergeben hatten. Das Versetzen einer der beiden Rückschlagklappen des Ringraum-Rückpumpsystems in das Containment diente dem besseren Schutz der Containmentdurchführung gegen die Auswirkungen eines Erdbebens. Im Jahre 2012 wurde die Änderung im Block 1 ebenfalls umgesetzt. Insgesamt wurde die Containmentisolation des Ringraum-Rückpumpsystems mit den durchgeführten Änderungen deutlich verbessert.

Bei den Probenahmeleitungen des Rückstandsaufbereitungssystems wurde mit dem Einbau einer Containmentisolutionsarmatur die Forderung PSÜ-P18 des ENSI aus der Stellungnahme zur PSÜ 2002 erfüllt (vgl. Kapitel 2.3.2.3).

Das ENSI stimmte den Anpassungen bei der Containment-Isolation von Lüftungsleitungen (Durchdringungen der Containment-Spülzuluft-, der -Spülabluft und der -Entlastung) zu, da die Leitungsabschnitte zwischen den Containment-Isolutionsarmaturen im Leistungsbetrieb weiterhin lüftungstechnisch dem Ringraum zugeordnet sind und die Unterdruckhaltung des Ringraums auch im Falle einer Containment-Isolation durch das neue automatische Schliessen von Entlastungsarmaturen sichergestellt ist. Die Anpassung bringt Verbesserungen im Hinblick auf den Einschluss radioaktiver Stoffe.

Der Einbau von Ventilen mit Isoliersperrwasser in den Leitungen zwischen dem BOTA und den Sicherheitseinspeisepumpen wurde vom KKB geplant, da die Beurteilung der BOTA-Leitungen ergeben hatte, dass der Nachweis der Dichtheit der betroffenen Prüfbereiche mittels Dichtheitsprüfungen aus technischen Gründen nicht erbracht werden kann. Mit dem Vorhaben des KKB, Armaturen in diesen Leitungsbereichen an das Isoliersperrwassersystem KIV anzuschliessen und im Anforderungsfall mit Isoliersperrwasser zu beaufschlagen,

wird aus Sicht des ENSI die Dichtheit dieser Armaturen bei einem Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Containments deutlich verbessert. Das KKB hat zwischenzeitlich nochmals eine grundsätzliche Bewertung durchgeführt, welche Rohrleitungsdurchführungen in den für das Containment zu erbringenden Dichtheitsnachweis einzubeziehen sind. Aufgrund dieser Bewertung hat das KKB entschieden, weitere Isolationsarmaturen mit Sperrwasser zu beaufschlagen. Hierfür plant das KKB die Kapazität des Isoliersperrwassersystems zu vergrößern und zusätzliche Anschlüsse an die entsprechenden Isolationsarmaturen zu verlegen. Das ENSI hat diesem Konzept zugestimmt, da damit insbesondere technische Schwierigkeiten bei der Durchführung des Dichtheitsnachweises des Containments beseitigt werden und die Dichtheit zusätzlicher Durchführungen sichergestellt wird.

Im Rahmen der Überprüfung des Konzeptes hat das ENSI festgestellt, dass aus Tabelle 5.4-1 „Sicherheitsgebäude-Absperrungen“ im Sicherheitsbericht nicht erkennbar ist, dass alle für die Störfallbeherrschung erforderlichen Durchdringungen einen Splitterschutz aufweisen. Es handelt sich um folgende Durchdringungen: C07, D01, D02, E05, J01, J02, J03, J07, J08, J10, L01 und L02. Aus Sicht des ENSI muss der Splitterschutz für diese sicherheitstechnisch wichtigen Durchdringungen sichergestellt sein.

#### **Forderung 5.4-1**

*Die Angaben zum Splitterschutz in Tabelle 5.4.1 des Sicherheitsberichts sind bis zum 30. Juni 2018 bezüglich der Durchdringungen C07, D01, D02, E05, J01, J02, J03, J07, J08, J10, L01 und L02 zu überprüfen und ggf. richtigzustellen. Falls kein expliziter Splitterschutz für diese Durchdringungen besteht, ist dies vom KKB zu begründen.*

#### *Gesamtbewertung*

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass durch die im Überprüfungszeitraum vorgenommenen Anlagenänderungen Verbesserungen bei der Sicherheitsgebäudeabspernung erreicht wurden. Das Konzept für den erweiterten Einsatz des Isoliersperrwassers zur Abdichtung einzelner Armaturen oder Rohrleitungsabschnitte wird vom ENSI befürwortet, da mit der Umsetzung des Konzeptes die Rückhaltung radioaktiver Stoffe nach einer Freisetzung im Sicherheitsgebäude gestärkt wird. Der Nachweis des ausreichenden Splitterschutzes aller für die Störfallbeherrschung erforderlichen Durchdringungen ist Bestandteil der Forderung 5.4-1.

#### **5.4.14 Wasserstoffabbausystem**

Das Wasserstoffabbausystem gewährleistet bei Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Störfällen mit Freisetzung von Wasserstoff in die Atmosphäre des Containments mittels insgesamt sieben passiver autokatalytischer Rekombinatoren (PAR) den Abbau von brennbaren Gasgemischen, deren Explosion die Integrität des Containments gefährden kann.

#### **Angaben des KKB**

##### *Anlagenänderungen*

Die ursprünglich zum Wasserstoffabbau eingesetzten elektrisch betriebenen Rekombinatoren wurden in den Jahren 2003 (Block 2) und 2004 (Block 1) durch die PAR ersetzt.

#### **Beurteilung des ENSI**

##### *Anlagenänderungen*

Auf den Ersatz der elektrisch betriebenen durch passive Rekombinatoren war das ENSI bereits in der Stellungnahme zur PSÜ 2002 eingegangen. Damals stellte das ENSI fest, dass die vom KKB zum Einbau vorgesehenen PAR ausreichend dimensioniert sind, um in einer Vielzahl denkbarer Schwerunfallsequenzen einen ausreichenden Containmentschutz zu gewährleisten, und dass die Massnahmen zur Wasserstoffbeherrschung im KKB mit dem Einbau der PAR dem internationalen Stand der Technik entsprechen.

Diese Einschätzung bestätigte sich, nachdem das KKB eine Überprüfung des bestehenden Konzeptes der PAR-Auslegung vorgelegt hatte, die das ENSI im April 2013 aufgrund der Ereignisse in Fukushima verfügt hatte. Dennoch forderte das ENSI zur Erreichen des aktuellen Stands der Nachrüsttechnik eine weitere Erhöhung der Wasserstoffabbaukapazität durch die PAR und die Einreichung eines entsprechenden Konzeptes. Die vom KKB Anfang 2016 termingerecht eingereichten Konzeptunterlagen sehen den Einsatz von zwei zusätzlichen PAR vor.

#### 5.4.15 Lüftungssysteme

Die Lüftungsanlagen KHV und SHV dienen der Aufrechterhaltung geeigneter Raumlufzustände, wobei die KHV-Anlagen ausserdem die Führung und Rückhaltung von luftgetragenen radioaktiven Stoffen bewirken und zum Einschluss radioaktiver Stoffe entscheidend beitragen. Damit stellen die Lüftungsanlagen einerseits die Funktionstüchtigkeit von Ausrüstungen sicher und schützen andererseits die Umgebung sowie das Personal vor konventionellen und radioaktiven Schadstoffen.

In den folgenden Bereichen sind Lüftungsanlagen mit sicherheitstechnischer Bedeutung vorhanden:

- Kontrollierte Zone: Sicherheitsgebäude, Ringraum, Nebengebäude einschliesslich Brennelementlager sowie weitere Lüftungsanlagen innerhalb der kontrollierten Zone, die beiden Blöcken gemeinsam zugeordnet sind (Primärgarderobe, Werkhalle, kontaminierte Grosskomponenten und Rückstandslager)
- Nicht kontrollierte Zone: Nebengebäude, Notspeisewassergebäude, Maschinenhaus
- Hauptkommandoraum einschliesslich der Nebenräume
- Notstandgebäude: kontrollierte Zone, nicht kontrollierte Zone, Notstand-Leitstand, BOTA-Versorgungskanal

Im Leistungsbetrieb und bei Revisionsabstellungen werden die Aufgaben der Lüftung überwiegend durch die betrieblichen Lüftungsanlagen wahrgenommen.

#### Angaben des KKB

##### *Anlagenänderungen*

In der kontrollierten Zone wurden folgende Änderungen durchgeführt:

- Aufgrund einer Pendeuz im Rahmen der Massnahmen gegen schwere Störfälle (MSU 2.1.6b) wurde im Jahre 2003 im Block 1 der gesamte Primärbereich des Rückstandslagers zu einem Brandabschnitt zusammengefasst und Brandschutzklappen bei der Harzabfüllstation eingebaut.
- Im Jahre 2008 wurde aufgrund der Pendeuz PSÜ-P 31 aus der Stellungnahme zur PSÜ 2002 zur Einhaltung der Dosislimite nach einem Brennelement-Handhabungsstörfall in beiden Blöcken eine Notlüftung mit Aktivkohlefiltern bei der Brennelementlager-Lüftung (Projekt BELL) nachgerüstet. Diese Notlüftung, die nach dem Ausschalten der Betriebslüftung und der Isolation der Lüftungskanäle automatisch startet, gewährleistet nach einem Handhabungsstörfall den Unterdruck in den Räumen, eine gerichtete Strömung zum Fortluftkamin und die Rückhaltung luftgetragener Aktivität, insbesondere Jodisotope.
- In beiden Blöcken wurde im Jahre 2009 die Absaugung der Probeentnahmekapellen mit Jodfiltern nachgerüstet, um die im Laufe des KKB-Betriebs mehrfach reduzierten Abgabelimiten für die Kaminfortluft sicher einhalten zu können.
- Im Jahre 2010 wurden die bestehenden lüftungstechnischen Brandschutzmassnahmen in der Primäranlage und im Notstandgebäude beider Blöcke überprüft und ein Konzept mit den notwendigen Nachrüstmassnahmen erstellt. Die Umsetzung der Massnahmen erfolgte im Rahmen des Projektes PRABRA.

- Um geringe Jodabgaben über den Kamin, die selbst bei defektfreiem Kern auftreten, zu verhindern, werden seit 2010 im KKB während des Evakuierens des Primärsystems zum Ende von Abstellungen die abgesaugten Gase neu über ein Jodfilter geleitet.

Im Anschluss an den Bewertungszeitraum sind folgende Änderungen in der kontrollierten Zone geplant:

- Zur Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr nach dem Ausfall aller Beckenkühlsysteme ist ein neues Druckabbausystem des Brennelementlagerbeckengebäudes vorgesehen, mit dem das verdampfte Beckenwasserinventar über den Fortluftkamin abgegeben werden kann.
- Mit einer neuen Lüftungsanlage soll verhindert werden, dass möglicherweise kontaminierte Schiebeluft aus den BOTA-Tanks nach aussen entweichen kann. Hierzu wird die Aussenluftöffnung des Gebäudes mit einer Rückschlagklappe versehen und mittels einer neuen Abluftanlage, welche die Abluft gefiltert an den Abluftkamin abgibt, ein Unterdruck in den BOTA-Räumen gegenüber der Umgebung erstellt.

Ausserhalb der kontrollierten Zone wurden folgende Änderungen durchgeführt:

- Im Jahre 2003 wurden in die Zuluftanlagen der Halonzonen aufgrund der langjährigen Temperaturerfassung in den Räumen der Halonzonen neue Luftkühler eingebaut, um die durchschnittlichen Raumlufttemperaturen abzusenken (Projekt WARA).
- Die Verbesserungen des Brandschutzes im nicht-nuklearen Teil des Kraftwerkes (Projekt SABRA) führten u. a. auch zur Realisierung von Lüftungstechnischen Änderungen. Diese Änderungen, die in beiden Blöcken im Jahre 2006 umgesetzt wurden, betrafen die Einbringung von Brandschutzklappen und deren Einbindung in die entsprechende Brandfallsteuerung sowie die einheitliche Brandfallsteuerung in den Halonzonen.

Im Anschluss an den Bewertungszeitraum ist folgende Änderung ausserhalb der kontrollierten Zone geplant:

- Durch den Einbau eines zusätzlichen Abluftventilators für das Neutralisationsbecken der Wasseraufbereitungsanlagen im Block 2 soll ein Unterdruck im Beckenraum erzeugt werden, der das Austreten von ausgasendem Chlorgas durch undichte Stellen in die umliegenden Räumlichkeiten verhindern soll.

Im Notstandgebäude wurde folgende Änderung durchgeführt:

- Die Betriebsführung der Kälteanlagen des Notstandgebäudes zur Versorgung der Klimaanlage und der Umluftanlagen mit Kältemittel hatte sich aufgrund der Überwachung und der periodisch erforderlichen Verlagerung von Kältemittelinventar als aufwändiger als erwartet erwiesen. Durch Anpassungen des Systemaufbaus und der Regelung im Jahre 2003 in beiden Blöcken wurde die Kälteanlage ertüchtigt und Verbesserungen bei der Betriebsführung erreicht.

Im Anschluss an den Bewertungszeitraum ist folgende Änderung im Notstandgebäude geplant:

- Im Jahr 2011 gab es zwei meldepflichtige Ereignisse aufgrund der Nichtbetriebsbereitschaft der Kälteanlagen des Notstandgebäudes. Die Auslegung der Kälteanlagen soll überprüft und gegebenenfalls angepasst werden, um die Verfügbarkeit zu erhöhen.

## **Beurteilung des ENSI**

### *Anlagenänderungen*

Die Änderungen innerhalb der kontrollierten Zone bewertet das ENSI folgendermassen:

- Die Pendeuz MSU 2.1.6b zu den Massnahmen gegen schwere Störfälle wurde seitens des ENSI im Juni 2004 als erfüllt geschlossen.

- Im April 2006 bewertete das ENSI das Konzept (Projekt BELL), das vom KKB zur Erfüllung der Pendenz PSÜ-P 31 aus der Stellungnahme zur PSÜ 2002 (vgl. Kapitel 2.3.2.4) vorgelegt wurde, als geeignet, um bei einem Brennelement-Handhabungsstörfall die Abluft aus dem Brennelementlager über Aktivkohle gefiltert an die Umgebung abzugeben, und schloss die Pendenz. Im Juli 2008 bzw. Februar 2009 gab das ENSI die Inbetriebnahme der Notlüftung des Brennelementlagers für den Block 2 bzw. Block 1 frei.
- Die Nachrüstung von Jodfiltern für die primären Probeentnahmekapellen Block 1 und Block 2 war nicht freigabepflichtig. Diese Nachrüstung erfolgte im Rahmen der Sanierung der beiden Probenahmeräume und vermindert die Abgabe luftgetragener radioaktiver Stoffe. Die Nachrüstung hat sich bewährt.
- Die Überprüfung der bestehenden Brandschutzmassnahmen und die Erstellung eines Konzeptes waren in Pendenz PSÜ-P 21 aus der Stellungnahme zur PSÜ 2002 (vgl. Kapitel 2.3.2.3) gefordert worden. Nach der Einreichung des Konzeptes (Projekt PRABRA) bewertete das ENSI im Mai 2006 die Pendenz als abgeschlossen und verfolgte die Umsetzung der Brandschutzmassnahmen.
- Die Evakuierung des Primärsystems wird mit einer mobilen Einrichtung neu über Jodfilter vorgenommen. An der Evakuierungspumpe für das Primärsystem, einer mobilen Einrichtung, die in beiden Blöcken zum Einsatz kommt, wurde ein Aktivkohlefilter angeschlossen, das eine zusätzliche Reinigung der abgepumpten Luft bewirkt. Damit wird die Abgabe radioaktiver Stoffe aus der Anlage etwas verringert. Evakuierungspumpe und Jodfilter werden vor jedem Einsatz (typisch 2 Mal pro Jahr) kontrolliert. Das ENSI wurde über die Verbesserung des mobilen Geräts informiert.
- Das Konzept, die Auslegung und die Montage der im Anschluss an den Bewertungszeitraum geplanten Änderungen in der kontrollierten Zone (neues Druckabbausystem des Brennelementlagerbeckengebäudes, neue Lüftungsanlage im BOTA-Gebäude) wurden zwischenzeitlich vom ENSI freigegeben.

Die Änderungen ausserhalb der kontrollierten Zone bewertet das ENSI folgendermassen:

- Der Einbau der neuen Luftkühler in die Zuluftanlagen der Halonzonen war im März 2003 vom ENSI freigegeben worden.
- Bereits in der Stellungnahme zur PSÜ 2002 hatte das ENSI das Konzept des Projektes SABRA positiv beurteilt. Die Erneuerung der Brandmelde- und der Löschanlagen in den Sekundäranlagen wurde im Jahre 2006 abgeschlossen.
- Die im Anschluss an den Bewertungszeitraum geplante Änderung ausserhalb der kontrollierten Zone (Einbau eines zusätzlichen Abluftventilators für das Neutralisationsbecken der Wasseraufbereitungsanlagen im Block 2) ist sinnvoll und wird vom ENSI begrüsst.

Auf die Betriebsführung der Kälteanlagen des Notstandgebäudes war das ENSI bereits in der Stellungnahme zur PSÜ 2002 eingegangen. Damals stellte das ENSI fest, dass die bereits vollständig realisierten Änderungen zur Behebung der auf Kühlmittelverlagerung zurückzuführenden Probleme eine auslegungsgemässe automatische Betriebsführung und einen störungsfreien Betrieb bewirkt hatten. Die Umsetzung der Änderung erfolgte im Berichtszeitraum der PSÜ 2012, sodass die Erwähnung in der PSÜ 2012 korrekt ist.

Die im Anschluss an den Bewertungszeitraum geplante Änderung im Notstandgebäude wurde zwischenzeitlich wie folgt umgesetzt: Im Jahre 2013 legte das KKB ein Konzept zur Ertüchtigung der Notstand-Kälteanlagen vor, das vom ENSI freigegeben wurde. Dabei wurde bei den Notstand-Kälteanlagen die Regelung für die Rückkühlung des Kältemittels bei den Kältemittelkondensatoren so angepasst, dass die Wärmeabgabe der Kälteanlage an die Umgebung nicht mehr über die Raumlufttemperatur im Kältekondensatorenraum, die mittels der in der Vergangenheit fehleranfälligen Steuerung der Aussen- und Mischluftklappen eingestellt wurde, sondern über den neu mittels Frequenzumrichter regelbaren Luftdurchsatz der Rückkühlventilatoren geregelt wird. Im Rahmen des Freigabeverfahrens wies das KKB nachvollziehbar nach, dass der Betrieb der Notstand-

Kälteanlagen nur eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung für den Betrieb der Zuluft- / Umluft- und Klimaanlage der Notstandgebäude haben, da auch bei einem Ausfall der Notstand-Kälteanlagen die zulässigen Temperaturen in den Räumen nicht überschritten werden. Die Umsetzung der Änderung erfolgte im Jahre 2015.

#### *Gesamtbewertung*

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die Lüftungssysteme ihre Funktion sowohl hinsichtlich Klimatisierung und Wärmeabfuhr als auch hinsichtlich des Einschlusses radioaktiver Stoffe und nachvollziehbare Bilanzierung der Abgaben luftgetragener radioaktiver Stoffe erfüllen.

#### **5.4.16 Brennelementlagerbecken-Kühlsysteme**

Das Brennelementlagerkühlsystem FAC dient der Kühlung des Beckenwassers. Dazu wird Beckenwasser von den FAC-Pumpen aus dem Brennelementlagerbecken entnommen und nach der Wärmeabgabe am FAC-Kühler über die Kühlkette Primäres Zwischenkühlsystem KAC und Primäres Nebenkühlwassersystem PRW in das Becken zurückgeführt. Das alternative Brennelementlagerkühlsystem FEC nutzt Löschwasser, das bei Bedarf über Stutzen dem FEC-Kühler zugeführt wird, als Wärmesenke und kommt bei Instandhaltungsarbeiten an der Kühlkette FAC/KAC/PRW oder bei einem Ausfall dieser Kühlkette zur Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken zum Einsatz. Im FEC-System sind Anschlüsse vorhanden, über die bei Störfällen Wasser in das Becken nachgespeist oder Borwasser entnommen werden kann.

#### **Angaben des KKB**

##### *Anlagenänderungen*

An den Brennelementbecken der beiden Blöcke wurde 2011 eine Festverrohrung zur verbesserten Inbetriebnahme des alternativen Brennelementlager-Kühlsystems FEC installiert. Vorher war zur Inbetriebnahme des FEC-Systems die Montage von jeweils zwei Rohrstücken erforderlich. Damit werden Montagearbeiten am offenen Brennelementbecken während Notfallübungen und während Störfällen vermieden. Ebenso wurde die im Anforderungsfall bisher benötigte Feuerwehrschauchverbindung zur Versorgung mit Löschwasser durch eine zusätzliche festinstallierte Rohrleitung redundant erweitert. Die feste Verrohrung vermindert den für das Einrichten der alternativen Beckenkühlung benötigten Zeitbedarf.

Gegenwärtig werden im KKB folgende Massnahmen zur weiteren Verbesserung der Kühlung der BE-Lagerbecken realisiert bzw. sind geplant:

Zur notfallmässigen Kühlung der BE-Lagerbecken bei Ausfall sämtlicher betrieblicher Kühlsysteme übernimmt das neu zu installierende BE-Lagerbecken-Zusatzkühlsystem FNC die Kühlung der Lagerbecken. Das einsträngige System enthält keine zusätzlichen Pumpen, sondern nutzt einen Teil des von den Pumpen des Notstand-Brunnenwassersystems LNB geförderten Kühlwassers. Mit dem FNC-System ist auch eine Notbespeisung der BE-Becken mit LNB-Brunnenwasser oder Mitteln der Feuerwehr möglich. Die Notbespeisung kann in Betrieb genommen werden, ohne das BE-Lager betreten zu müssen.

Um einen unzulässigen Druckaufbau im BE-Lagergebäude bei allfälligem Ausdampfen des Beckenwassers aufgrund ungenügender Beckenkühlung zu verhindern, wird eine Möglichkeit zur Abfuhr des entstehenden Dampfes geschaffen. Der Dampf kann nach dem Öffnen von zwei Absperrklappen über neu zu installierende Lüftungskanäle über den Abluftkamin abgegeben werden.

Für die Temperatur- und Füllstandmessung in den BE-Lagerbecken werden in den Becken geeignete störfallsichere Sonden installiert. Der Messbereich der Füllstandsonde wird so gewählt, dass ein Absinken des Füllstands unter die Oberkante der gelagerten Brennelemente erkennbar ist. Die Messung erfolgt durch Einperlen von Luft aus der gesicherten Steuerluftversorgung QNA, wobei bei Ausfall der Steuerluftversorgung die Füllstandmessung durch den Anschluss von Pressluftflaschen aufrechterhalten werden kann.

Schliesslich werden zur Verhinderung einer ungewollten Füllstandabsenkung in den BE-Lagerbecken bei allfälligem Abriss einer Anschlussleitung eine Druckentlastungsbohrung und eine zusätzliche Rückschlagklappe installiert.

## **Beurteilung des ENSI**

### *Anlagenänderungen*

Die Festverrohrungen von Leitungsabschnitten des FEC-Systems, die bisher mit Ausbaustücken und Feuerwehrschräuchen verbunden werden mussten, um die Funktionsfähigkeit des FEC-Systems herzustellen, sind nach Wertung des ENSI sinnvolle und zweckmässige Massnahmen zur rascheren Erstellung der Betriebsbereitschaft der alternativen Beckenkühlung. Mit der vorgenommenen Änderung wird zudem eine Erhöhung der Versorgungssicherheit während des Betriebs des FEC-Systems erreicht.

Die Änderungen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit der Kühlung der Brennelemente in den Lagerbecken des KKB wurden vom ENSI nach den Ereignissen in Fukushima verfügt. Die Umsetzung dieser Forderung wird im KKB unter dem Projekt NABELA (Nachrüstung BE-Lagerbecken, vgl. Kapitel 2.5) verfolgt, wobei das Vorhaben in fünf Teilvorhaben (TVH 1 bis 5) gegliedert wurde. Die vom ENSI verlangte Nachrüstung einer redundanten Notnachspeisemöglichkeit aus diversitären Kühlmittelquellen als TVH 2 wurde im KKB bereits realisiert. Mit dieser Massnahme kann das Kühlmittelinventar in den BE-Lagerbecken bei auslegungsüberschreitenden Störfällen ergänzt werden, wenn eine ungenügende Beckenkühlung zum Absinken des Füllstands führen sollte. Die Kühlmittelnachspeisung kann in Betrieb genommen werden, ohne dass das BE-Lagergebäude betreten werden muss.

Bei Verdampfungskühlung der BE-Becken kann sich im dichten BE-Lagergebäude ein Druck aufbauen, der Baustrukturen des Lagergebäudes gefährden könnte. Um den Dampf im Anforderungsfall gezielt abführen zu können, wird eine Druckentlastungsmöglichkeit installiert (TVH 3). Dadurch kann der Überdruck im BE-Lager auf einen Wert von 10 mbar begrenzt werden. Die Realisierung des TVH 3 ist bis zum Jahre 2017 vorgesehen und wird vom ENSI im Rahmen des Freigabeverfahrens überwacht.

Im TVH 1 wird die BE-Beckenkühlung, die bisher mit betrieblichen Komponenten wahrgenommen wird, mit dem zusätzlichen Beckenkühlsystem FNC ergänzt. Dieses als Sicherheitssystem ausgeführte Kühlsystem, das gegen die Belastungen durch ein Sicherheitserdbeben ausgelegt ist, bezieht gesichertes Kühlwasser aus dem Notstandbrunnen, das von der Notstand-Brunnenpumpe des LNB-Systems gefördert wird. Eine eigene Energieversorgung des FNC-Systems ist nicht erforderlich, da das System ohne aktive Komponenten betrieben werden kann. Im Zuge der Projektierung hat sich gezeigt, dass der Nachweis der Erdbebensicherheit der anfänglich vorgesehenen Einhängenkühler nur sehr schwer erbracht werden kann. Die Konstruktion der Einhängenkühler musste in der Folge geändert werden, was zu wesentlichen Verzögerungen gegenüber der ursprünglichen Terminplanung geführt hat. Die Realisierung des TVH1 ist deshalb für 2017 vorgesehen.

Im Rahmen des Projekts NABELA wird auch die Instrumentierung der BE-Lagerbecken mit qualifizierten, redundanten Füllstand- und Temperaturmessstellen ertüchtigt (TVH 5). Dadurch wird eine Überwachung der BE-Lagerbecken auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen ermöglicht, die Messwerte werden im geschützten Notstandleitstand angezeigt. Selbst bei Ausfall der Energieversorgung können die Messwerte mit Mitteln des Accident Management (Druckluftflaschen, konventionelle Widerstandsmessgeräte) bestimmt werden. Als Folge der TVH 3 und 5, in denen gesicherte Steuerluft zur Betätigung von Absperrklappen (TVH 3) und der Füllstandmesseinrichtung (TVH 5) benötigt wird, muss das Notstand-Steuerluftsystem QNA erweitert werden. Die Erweiterung stellt sicher, dass auch bei einem postulierten Ausfall des gesicherten Steuerluftkompressors genügend Steuerluft für das FNC-System zur Verfügung steht.

Unabhängig von den Teilvorhaben des Projekts NABELA wird vom KKB eine weitere Massnahme zur Sicherstellung des Kühlmittelinventars in den BE-Lagerbecken ergriffen. Um bei einem Bruch einer Anschlussleitung an das BE-Becken einen Syphoneffekt mit teilweiser Entleerung des Kühlmittelinventars zu verhindern, wird eine Druckentlastungsbohrung angebracht und eine zusätzliche Rückschlagklappe montiert.

Mit der Realisierung des Projekts NABELA und der zusätzlich vom KKB ergriffenen Massnahme zur Sicherstellung des Kühlmittelinventars der BE-Lagerbecken weist die Brennelementlagerung im KKB ein Sicherheitsniveau auf, das bezüglich Qualifikation des Kühlsystems und gesicherter diversitärer Kühlmittelversorgung dem Stand der Nachrüsttechnik entspricht.

## 5.5 Reaktorüberwachung

### 5.5.1 Sicherheitsleittechnik

Die Sicherheitsleittechnik hat die Aufgabe, sowohl für den Primärteil (Reaktor und Reaktorkühlsystem) wie für den Sekundärteil (Turbogruppe und Kondensatorkreisläufe) zu messen, regeln, steuern, überwachen, alarmieren, begrenzen und Schutzfunktionen auszulösen. Von sicherheitstechnischer Bedeutung sind vor allem die Aufgaben der Leittechnik im Zusammenhang mit dem Primärteil. Zur Sicherheitsleittechnik gehören im KKB folgende Systeme:

- **Reaktorschutzsystem**, welches für Reaktorschnellabschaltungen und zur Auslösung von aktiver Sicherheitsausrüstung dient. Dieses wurde in den Jahren 2000 beziehungsweise 2001 ersetzt. Das rechnerbasierte System warnt in einer ersten Stufe den Operateur, in einer zweiten löst es selbsttätig aus.
- Redundantes **diversitäres Notstandschutzsystem** inklusive dem Überdrucktransienten-Schutzsystem. Dieses wurde im Jahr 1991 in festverdrahteter Technik für beide Blöcke eingebaut. Es gewährleistet zusammen mit den angesteuerten Komponenten, dass der Reaktor bei einer Einwirkung von aussen in einen sicheren Zustand gebracht und für mindestens 10 Stunden autark in diesem Zustand gehalten wird. Es hat seine eigene Messwerterfassung.
- **Notspeisewassersystem**, welches bei Störfällen die Versorgung der Dampferzeuger mit Notspeisewasser sicherzustellen hat. Dieses wurde im Jahr 1999 respektive 2000 in Betrieb genommen. Das Notspeisewassersystem wird automatisch oder von Hand vom Notstandleitstand oder vom Hauptkommandoraum aus in Betrieb gesetzt. Die Leittechnik des Notspeisewassersystems ist im Notstandgebäude aufgestellt. Die Auslösesignale werden im Notspeisewassergebäude zu Komponentensteuerbefehlen verarbeitet.

### Angaben des KKB

Das KKB beschreibt im Kapitel 7 der Sicherheitsberichte<sup>6, 7</sup> und bewertet in PSÜ-Berichten<sup>4, 172, 173</sup> die Sicherheitsleittechnik hinsichtlich der Auslegung, den Anforderungen und dem Verhalten. Die Berichte enthalten die in der Bewertungsperiode erfolgten Instandhaltungs-, Instandsetzungs- und Nachrüstmassnahmen.

#### *Änderungen*

Beim Reaktorschutzsystem wurden diverse kleinere Anpassungen und Optimierungen (z. B. Eingabe-/Ausgabe-Treiber, Alarmmeldungen, Prüfscripte) in der Software sowie an der Verdrahtung vorgenommen. Nach der Bewertungsperiode wurden im Reaktorschutz- und -regelsystem die Stromversorgungen hochgerüstet. Im Rahmen der laufenden Projekte sind Software-Nachführungen geplant.

Beim Notstandschutzsystem wurden Anpassungen in der Darstellung und Rückmeldung von einzelnen Signalen vorgenommen. Im Weiteren erfolgten Verbesserungen zum Überspannungsschutz.

Beim Notspeisewassersystem wurden Anpassungen bei der Ansteuerung von Ventilen sowie bei der Anzeige von Ventilstellungen vorgenommen. Zusätzlich wurde durch metallische Abdeckung der Schutz der Kabel bezüglich Brandverhalten verbessert.

#### *Instandhaltung und Reparaturen*

Die Instandsetzungsarbeiten am Reaktorschutz- und -Regelsystem beschränkten sich auf den Austausch von elektrischen Komponenten. Negative Trends sind bei der Durchsicht der Aufträge des Instandhaltungsregimes

nicht erkennbar. Auf Grund von Einzelfehlern wurden zwei Analogbaugruppen und eine Verarbeitungseinheit getauscht. Durch den redundanten Aufbau der Leittechnik kam es zu keiner Einschränkung des Betriebs der Anlage, der Parallelrechner hat die Funktion bei der jeweiligen Störung übernommen.

Die Instandsetzungsarbeiten am Notstand-Schutzsystem umfassten den Austausch von elektrischen Komponenten sowie Justierungen und Reinigungen. Auf Grund von vorbeugenden Inspektionen wurde festgestellt, dass einzelne Haltezeiten von Trenn- und Signalrelaisblöcken abgebrochen waren. Präventiv wurden sämtliche Halterungen der Koppelrelais-Baugruppen ersetzt. In einzelnen Elektronik-Karten wurden defekte Kondensatoren vorgefunden. Die Funktion der Leittechnik wurde dadurch nicht beeinträchtigt. Diese Elektrolyt-Kondensatoren wurden flächendeckend ersetzt. Durch den redundanten Aufbau der Leittechnik kam es zu keiner Einschränkung des Betriebs der Anlage, der Parallelrechner hat die Funktion bei der jeweiligen Störung übernommen.

Beim Notspeisewassersystem wurden im Rahmen der elektrischen Instandhaltung oder bei Bedarf Verschleissteile ausgetauscht.

### *Ereignisse*

Es gab im Betrachtungszeitraum keine meldepflichtigen Ereignisse im Zusammenhang mit dem Reaktorschutz- und -Regelsystem, dem Notstand-Schutzsystem oder dem Notspeisewassersystem.

### *Betrieb*

Der Nachweis der Betriebsbereitschaft wird durch die Erfüllung der Prüfanforderungen aus den Technischen Spezifikationen für den Reaktorbetrieb erbracht. Dazu dienen periodische Prüfungen. Die Technischen Spezifikationen für den Reaktorbetrieb (TS) wurden im Betrachtungszeitraum eingehalten.

### *Bewertung*

Das Reaktorschutzsystem ist von KKB in einem PSÜ-Bericht<sup>181</sup> beschrieben und bewertet. In der Bewertung wird das System als zuverlässig für den Weiterbetrieb taxiert. Mit dem gegenwärtigen Zustand des Systems sind die Betriebsabläufe problemlos möglich. Mit den im Betrachtungszeitraum durchgeführten Änderungen sowie im Hinblick auf die geplanten Änderungen sind hinsichtlich Instandhaltung zum jetzigen Zeitpunkt keine erforderlichen Zusatzmassnahmen erkennbar.

Das Notstand-Schutzsystem ist von KKB in einem PSÜ-Bericht<sup>172</sup> beschrieben und bewertet. In der Bewertung wird das System als zuverlässig für den Weiterbetrieb taxiert. Mit dem gegenwärtigen Zustand des Systems sind die Betriebsabläufe problemlos möglich. Mit den im Betrachtungszeitraum durchgeführten Änderungen sind hinsichtlich Instandhaltung zum jetzigen Zeitpunkt keine erforderlichen Zusatzmassnahmen erkennbar.

Das Notspeisewassersystem ist von KKB in einem PSÜ-Bericht<sup>173</sup> beschrieben und bewertet. In der Bewertung wird das System als zuverlässig betriebsbereit taxiert. Das Notspeisewassersystem zeigte im Betrachtungszeitraum, bis auf einzelne Störungen an Komponenten, keine signifikanten Einschränkungen im Betrieb. Die sicherheitstechnischen Funktionen waren grundsätzlich gewährleistet.

## **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK R-46<sup>182</sup> und ENSI-B14<sup>183</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Das Reaktorschutzsystem ist aus vier räumlich getrennten Strängen aufgebaut. Jede der vier Redundanzen enthält zwei voneinander unabhängige Rechner, die sicherheitsrelevante Prozessgrößen überwachen und gegebenenfalls Schutzaktionen einleiten. Daraus ergibt sich die hohe Redundanz zur Sicherstellung der geforderten Verfügbarkeit und Funktionssicherheit. Die anlagenspezifische Software wurde mit speziellen Softwaregeneratoren erstellt und mit entsprechenden Verifizierungswerkzeugen geprüft. Die Wirksamkeit des Reaktorschutzsystems in den geforderten Sicherheitsebenen wird durch die Trennung von Reaktorregelungs- respektive –begrenzungsfunktionen und Reaktortrip- respektive ESFAS (Engineered Safety Features Actua-

tion System) -Funktionen erreicht. Damit wird das "Defense in Depth" Konzept umgesetzt. Das Reaktorschutzsystem wird periodisch geprüft. Die Prüfungen zeigen die geforderte Zuverlässigkeit und Wirksamkeit. Die Zuverlässigkeit des Systems zeigt sich auch daraus, dass es im Betrachtungszeitraum kein Ereignis gab, das zu einer Abweichung von den für das Reaktorschutzsystem relevanten Regelungen der TS geführt hat. Bei den im Berichtszeitraum aufgetretenen Anlagentransienten hat das Reaktorschutzsystem auslegungsgemäss funktioniert. Die Auslegung des Reaktorschutzsystems wurde während der Betrachtungsperiode beibehalten.

Das Notstand-Schutzsystem ist diversitär zum Reaktorschutz- und –Regelsystem, zweisträngig ausgeführt. Daraus ergibt sich die Redundanz zur Sicherstellung der geforderten Verfügbarkeit und Funktionssicherheit. Das Notstand-Schutzsystem besteht aus einer Kombination von Decontic-S und Decontic-K Geräten. Störfälle, die den Eingriff des Notstand-Schutzsystems erforderlich gemacht hätten, sind im Betrachtungszeitraum keine aufgetreten, und es gab im Betrachtungszeitraum kein Ereignis, das zu einer Abweichung von der für das Notstand-Schutzsystem relevanten Regelungen der TS geführt hat. Die TS wurden im Betrachtungszeitraum eingehalten. Durch die redundante Auslegung kam es zu keiner Einschränkung des Betriebs der Anlage. Das Notstand-Schutzsystem wird periodisch geprüft. Die Prüfungen zeigen die geforderte Zuverlässigkeit und Wirksamkeit. Die Auslegung des Systems wurde in der Betrachtungsperiode nicht geändert.

Das Notspeisewassersystem ist redundant zum Hilfsspeisewassersystem und Notstand-Speisewassersystem aufgebaut. Für die Steuerung der Notspeisewasserpumpen und der Notspeisewasserventile ist eine zweisträngig aufgebaute Leittechnik verantwortlich. Das Notspeisewassersystem ist in der Lage, einen oder beide Dampferzeuger gemeinsam mit einer minimalen Speisewassermenge zu versorgen. Das Notspeisewassersystem wurde im Betrachtungszeitraum nicht durch Anlagentransienten oder Störfälle angefordert. Es war im Rahmen der Anforderungen der TS im Betrachtungszeitraum zuverlässig betriebsbereit. Es gab in diesem Zusammenhang keine meldepflichtigen Ereignisse. Das Notspeisewassersystem wird periodisch geprüft. Die Prüfungen zeigen die geforderte Zuverlässigkeit und Wirksamkeit. Die Auslegung des Systems wurde in der Betrachtungsperiode nicht geändert. Im Zuge des Projekts AUTANOVE (vgl. Kapitel 2.5) wurden Teile des Notspeisewassersystems geändert. Neu kann der Notspeisewasser-Tank seismisch gesichert automatisch mit Wasser aus dem Notstandbrunnen nachgespeist werden. Zudem ist die Notspeisewasserpumpe von der Schiene BFL auf die geschützte, neue Notstromschiene BXA umgelegt worden.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die Systeme ihre Funktion einwandfrei erfüllten. Im Bewertungszeitraum wurden bei den Einrichtungen der Sicherheitsleittechnik kleinere Änderungen erfolgreich vorgenommen. Es gab keine meldepflichtigen Ereignisse. Aufgrund der bisherigen Erfahrung kann davon ausgegangen werden, dass diese Systeme mit den vorgesehenen Anpassungen auch innerhalb der laufenden Überprüfungsperiode ihre Funktion erfüllen.

### 5.5.2 Neutronenflussinstrumentierung

Die Neutronenflussinstrumentierung im KKB besteht aus der Neutronenflussmessung ausserhalb des Reaktorkerns, Nuklearinstrumentierung genannt, und der Incore-Instrumentierung zur Messung der Neutronenflussverteilung und der Temperatur im Kern.

- Die Nuklearinstrumentierung besteht aus insgesamt acht ausserhalb des Reaktor-Druckbehälters angebrachten Neutronenfluss-Detektoren, die sich hinsichtlich Empfindlichkeit unterscheiden: Vier sogenannte Weitbereichsdetektoren sind für den Quell- und den Zwischenbereich und vier weitere Detektoren für den Leistungsbereich geeignet. Die Nuklearinstrumentierung ist ausgelegt, um die Reaktorleistung vom kalt-abgestellten Zustand des Reaktors und während des Brennelementwechsels bis hin zu einer Leistung von 120 % der Nennleistung zu überwachen.
- Zur Incore-Instrumentierung gehören die in Führungsrohren verschiebbaren Neutronenflussdetektoren (Spaltkammern), die von unten in die Brennelemente eingefahren werden können. Drei einzelne Incore-Messzellen jeweils an der Spitze einer Incore-Sonde lassen sich in den Incore-Schutzrohren

(Thimbles) bewegen und liefern Messwerte über die axiale Neutronenflussverteilung in den Brennelementen. Die Neutronenfluss-Messung wird mit dem Advanced Flux Measuring System (Flux Mapping System) ausgewertet. Die Empfindlichkeit der Ionisationskammern der Nuklearinstrumentierung wird periodisch mit Hilfe der Incore-Instrumentierung überprüft und die Elektronik entsprechend abgeglichen. Auch zur Incore-Instrumentierung zählen die Kernaustritts-Temperaturmessstellen.

### **Angaben des KKB**

Das KKB beschreibt die Neutronenflussinstrumentierung in den Sicherheitsberichten<sup>6, 7</sup> und bewertet diese in PSÜ-Berichten<sup>174, 175</sup> hinsichtlich der Auslegung, den Anforderungen und dem Verhalten. Die Berichte enthalten die in der Bewertungsperiode erfolgten Instandhaltungs-, Instandsetzungs- und Nachrüstmassnahmen.

#### *Änderungen*

Bei der Nuklearinstrumentierung wurden Bedien- und Anzeigeelemente neu gestaltet. Im Weiteren wurden Kabel ersetzt.

Im Betrachtungszeitraum wurden keine Änderungen an den elektronischen Ausrüstungen der Incore-Instrumentierung durchgeführt.

#### *Instandhaltung und Reparaturen*

An der Nuklear-Instrumentierung wurden vereinzelte normale Instandsetzungsarbeiten durchgeführt, wie zum Beispiel der Tausch von Detektoren, Potentiometern, Trafos und Trennverstärkern.

Bei der Incore-Instrumentierung wurden im Betrachtungszeitraum die Temperaturmesselemente geprüft und wo notwendig ersetzt. Zudem wurden kleinere mechanische Reparaturen bei den Führungsrohren vorgenommen.

#### *Ereignisse*

Im Betrachtungszeitraum gab es keine meldepflichtigen Ereignisse im Zusammenhang mit der Nuklear-Instrumentierung.

Im Betrachtungszeitraum gab es zwei meldepflichtige Ereignisse im Zusammenhang mit der Incore-Instrumentierung (Ereignisse 09-2003, 07-2006).

#### *Betrieb*

Der Nachweis der Betriebsbereitschaft wird durch die Erfüllung der Prüfanforderungen aus den TS erbracht. Dazu dienen periodische Prüfungen. Es gab im Betrachtungszeitraum kein Ereignis, dass zu einer Abweichung der relevanten begrenzenden Betriebsbedingungen geführt hat. Die TS wurden im Betrachtungszeitraum eingehalten.

#### *Bewertung*

Die Nuklearinstrumentierung ist von KKB in einem PSÜ-Dokument<sup>174</sup> bewertet. Das System wird als mit keinen signifikanten Einschränkungen der Betriebsbereitschaft taxiert. Die sicherheitstechnischen Funktionen waren gewährleistet. Es ist aus Instandhaltungsgründen geplant, die vier Leistungsbereich-Detektoren inkl. der zugehörigen Messwertaufbereitung zu ersetzen. Es sollen die einzelnen Kanäle repariert und jeweils einer einzelnen Redundanz des Reaktorschutz- und -Regelsystems zugeordnet werden.

Die Incore-Instrumentierung ist von KKB in einem weiteren PSÜ-Dokument<sup>175</sup> bewertet. Das System wird im Rahmen der Anforderungen der technischen Spezifikationen als betriebsbereit taxiert. Die sicherheitstechnischen Funktionen waren grundsätzlich gewährleistet, Nichtverfügbarkeiten des Kernüberwachungssystems waren im Rahmen der in den TS angegebenen Fristen. Die einzelnen Komponenten der Kernüberwachung werden nach bewährter Praxis regelmässig gewartet und, wenn nötig, instand gesetzt oder in Einzelfällen ersetzt. In geplanten Prüfungen, welche in Intervallen durchgeführt werden, wurden die Funktionsbereitschaft und damit die Zuverlässigkeit der Komponenten nachgewiesen. Zur Auswertung der Temperaturmessstellen wird eine Erneuerung der Auswerteelektronik geprüft.

## Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie HSK R-31<sup>176</sup>

### Beurteilung des ENSI

Die Nuklearinstrumentierung ist mehrkanalig aufgebaut. Daraus ergibt sich eine Redundanz zur Sicherstellung der geforderten Verfügbarkeit und Funktionssicherheit. Die Nuklearinstrumentierung wird periodisch geprüft. Die Prüfungen zeigen die geforderte Zuverlässigkeit und Wirksamkeit. Die TS wurden im Betrachtungszeitraum zuverlässig eingehalten. Routineprüfungen gewährleisten, dass die Leistungsbereichskanäle keine zu grossen Drifts haben. Die Empfindlichkeit der Ionisationskammern wird periodisch mit Hilfe der Incore-Instrumentierung überprüft und die Elektronik entsprechend abgeglichen. Die Auslegung des Systems wurde in der Betrachtungsperiode nicht geändert. Der geplante Ersatz der vier Leistungsbereich-Detektoren und der zugehörige Messwertaufbereitung wird vom ENSI begrüsst.

Die Incore-Instrumentierung umfasst einerseits die Temperaturfühler, welche die Brennelementaustrittstemperaturen messen, und andererseits die in den Kern einfahrbaren Neutronenflussdetektoren. Bei den Prüfungen der Temperaturfühler wurden im Jahr 2007 verminderte Isolationswiderstände gemessen. Daraufhin wurde der Ersatz der betroffenen Thermoelemente in die Wege geleitet und umgesetzt. Die Thermoelemente sind mehrfach über den Kern verteilt aufgebaut. Daraus ergibt sich eine Redundanz zur Sicherstellung der geforderten Verfügbarkeit und Funktionssicherheit. Die TS wurden im Betrachtungszeitraum eingehalten. Die Auslegung der Temperaturfühler wurde in der Betrachtungsperiode nicht geändert.

Die Incore Neutronenfluss-Messung mittels der in den Kern einfahrbaren Neutronenflussdetektoren ist sicherheitstechnisch nicht klassiert und für den Normalbetrieb ausgelegt.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die eingereichte Dokumentation sachlich nachvollziehbar und konsistent zu vorhandenen Informationen aus Inspektionen ist. Bei den Kernaustrittstemperaturmessungen wurde im Betrachtungszeitraum ein Ersatz vorgenommen, der beschrieben und nachvollziehbar ist. Aufgrund der bisherigen Erfahrung kann davon ausgegangen werden, dass die erwähnten Instrumentierungen mit den vorgesehenen Anpassungen auch innerhalb der laufenden Überprüfungsperiode ihre Funktionen erfüllen.

### 5.5.3 Störfall-Instrumentierung

Als Störfallinstrumentierung wird die Instrumentierung zur Erfassung wichtiger Daten während und nach Störfällen bezeichnet. Sie dient zur Beurteilung des Anlagenzustandes, der radiologischen Verhältnisse und der Wirkung der eingeleiteten Schutzmassnahmen bei Störfällen. Die Störfallinstrumentierung ist im KKB keinem eigenen System zugeordnet, sondern besteht aus qualifizierten Messausrüstungen, die Teil verschiedener Systeme sind.

#### Angaben des KKB

Das KKB beschreibt und bewertet die Störfallinstrumentierung in den Sicherheitsberichten<sup>6, 7</sup>. Die Störfallinstrumentierung muss bei Normalbetrieb und bei Störfällen den am Einbauort auftretenden Umgebungsbedingungen funktionsfähig widerstehen. Diese Bedingung wird durch die 1E-Qualifikation erfüllt. Ausnahmen davon sind der Zentralrechner des Aktivitätsüberwachungssystems, die Anzeigen des von den Regelungsrechnern ermittelten Siedeabstands und die Anzeige der Ringraumtemperatur. Die Messbereiche der Störfallinstrumentierung sind so gewählt, dass auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen keine Bereichsüberschreitungen auftreten.

Die Störfallinstrumentierung erfüllt die Zielsetzung der Auslegungsgrundlagen. Die zur Entscheidungsfindung notwendigen Messgrössen werden am geeigneten Ort angezeigt.

## Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie ENSI-B12<sup>284</sup>

## Beurteilung des ENSI

Das KKB hatte die Störfallinstrumentierung anfangs der Betrachtungsperiode neu bewertet und in den Sicherheitsberichten dokumentiert. Die Übersichts- und Detailanzeigen sind darin tabellarisch beschrieben. Die HSK hatte diese Neubewertung mit positivem Ergebnis geprüft<sup>177</sup>. Im Weiteren gab es keine wesentlichen Änderungen und keine meldepflichtigen Ereignisse zur Störfallinstrumentierung im Betrachtungszeitraum. Die Störfallinstrumentierung umfasst die gemäss Richtlinie ENSI-B12<sup>284</sup> verlangten Messungen. Diese sind in der TS enthalten. Die Störfallinstrumentierung wird periodisch geprüft, die Ergebnisse werden protokolliert und berichtet. Zukünftig soll auch die im Projekt NABELA vorgesehene neue Brennelementbecken-Niveau und –Temperaturmessung zur Störfallinstrumentierung gehören. Aufgrund der bisherigen Erfahrung kann davon ausgegangen werden, dass die Störfallinstrumentierung mit den vorgesehenen Anpassungen auch innerhalb der laufenden Überprüfungsperiode ihre Funktion erfüllt.

### 5.5.4 Seismische Instrumentierung

Die seismische Instrumentierung liefert Daten über seismische Erschütterungen, welche die Anlage betroffen haben und alarmiert den Operateur. Damit gibt sie Entscheidungsgrundlagen über den Anlagenbetrieb nach einem Erdbeben. Die Aufgaben der Erdbebeninstrumentierung sind demnach die Erkennung und Aufzeichnung von allfälligen Erdbebenereignissen, die Ermittlung der Beziehung zwischen Erdbebenereignis und der Auslegungsbasis der Bauten und Systeme und daraus die Bereitstellung von Entscheidungsgrundlagen für den Kraftwerksbetreiber und die Behörden.

Die Messung der seismischen Aktivität erfolgt permanent. Bei einem vorgegebenen Schwellenwert der Beschleunigung startet die Aufnahme der Beschleunigungszeitverläufe für die ausgewählten Standorte in den Gebäuden des KKB und in deren Umgebung. Bei Eintreten eines Erdbebenereignisses erfolgt eine Alarmierung auf der Gefahrenmeldeanlage.

#### Angaben des KKB

Die seismische Instrumentierung ist im Kapitel 7.12.2 der Sicherheitsberichte<sup>6, 7</sup> beschrieben. Das KKB legt weitere Details in einem PSÜ-Dokument<sup>178</sup> dar.

Die neue Erdbebeninstrumentierung wurde im Januar 2004 in Betrieb und gleichzeitig die alte Instrumentierung ausser Betrieb genommen. Um Erfahrung und Daten zu sammeln, wurde die Registrierschwelle des Freifeld-Fels-Sensors sehr niedrig eingestellt, so dass bereits kurz nach der Installation mehrere kleinere Erdbeben aufgezeichnet werden konnten. Die seismische Instrumentierung wurde entsprechend den Anforderungen der gültigen Richtlinie ausgelegt. Die Erdbebeninstrumentierung ist als sicherheitsbezogenes System eingestuft und der Erdbebenklasse 1 zugeordnet. Die Erdbebeninstrumentierung ist für beide Blöcke gemeinsam aufgebaut. Sie besteht aus sechs dreiaxialen Seismometern mit je einem dezentral aufgestellten Aufnahmegerät sowie einer zentralen elektronischen Einheit zur Auswertung und Aufarbeitung der aufgenommenen Beschleunigungszeitverläufe. In der Betrachtungsperiode erfolgten einzelne kleinere Reparaturen (an Sensoren, Speisegeräten, Tastaturen, etc.). Momentan findet im Rahmen der Instandhaltung eine Evaluation bezüglich Aufrüsten der Rechnerhard- und Software statt.

#### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinie HSK R-16<sup>179</sup>

#### Beurteilung des ENSI

Die Instrumentierung ist in robuster Bauweise montiert und verfügt über moderne Elektronik und Software. Der Zustand der Instrumentierung ist gut. Die Wirksamkeit der Aufzeichnung zeigt sich einerseits in den periodischen Prüfungen bei Durchführung der Instandhaltungsvorschriften und andererseits bei allen seismischen Ereignissen über dem eingestellten Erfassungsgrenzwert von  $5 \cdot 10^{-3} \text{ g}$  (ca.  $5 \text{ cm/s}^2$ ). Entsprechende Ereignisse wurden zuverlässig aufgenommen. Die seismische Instrumentierung ist in das Dossier zur Alterungsüberwa-

chung der sicherheitsbezogenen Systeme aufgenommen. Aufgrund der bisherigen Erfahrung kann davon ausgegangen werden, dass diese Instrumentierung mit den vorgesehenen Anpassungen auch weiterhin ihre Funktion erfüllt.

## 5.6 Reaktorsteuerung und -regelung

### 5.6.1 Stabsteuerung und Stabpositionsbestimmung

Die Stabsteuerung und Stabpositionsbestimmung besteht aus:

- Kontrollstabantriebs-Steuerung
- Kontrollstab-Antrieben
- Kontrollstab-Positionsanzeigesystem
- Reaktortrip-Schalter und Reaktortrip-Bypassschalter
- Gleichstromsystem für Kontrollstab-Antriebe

Im Reaktor sind insgesamt 25 Kontrollstäbe, die in zwei Abschalt- und zwei Regelbänke aufgeteilt sind. Die Abschaltbänke enthalten je vier Abschaltstäbe, die Regelbänke acht beziehungsweise neun Regelstäbe. Die Abschaltstäbe bzw. Abschaltbänke werden von Hand verfahren. Sie werden beim Anfahren aus- und nach dem betrieblichen Abfahren eingefahren. Sie sind unabhängig von der Regelstab-Regelung.

Die Leistung des Reaktors wird grob geregelt durch Veränderung der Borkonzentration des Hauptkühlmittels. Zur Feinregelung und zum Abschalten des Reaktors werden die Kontrollstäbe verfahren. Die Kontrollstab-Steuerung verarbeitet die Signale der Regelung, der Begrenzungen sowie die Handsignale zu Impulsen an die Kontrollstabantriebe. Diese Steuerung übernimmt das automatische bank- und gruppenweise Fahren der Regelstäbe. Die Kontrollstäbe werden in Schritten gehoben oder gesenkt. Die Kontrollstab-Antriebe bewegen die Kontrollstäbe aufgrund von Signalen der Kontrollstab-Antriebssteuerung. Durch diese Signale werden die Kontrollstäbe in die gewünschte Position im Reaktorkern geführt und gehalten. Im Hauptkommandoraum befindet sich für die verschiedenen Kontrollstab-Gruppen je ein Schrittzähler, welcher anzeigt, auf welcher Position die Stäbe bei ungestörter Funktion der Kontrollstab-Antriebe stehen müssen. Mit der Kontrollstab-Positionsanzeige kann für jeden Stab einzeln diese Position überprüft werden. Wenn die Antriebsspulen spannungslos sind, fallen die Kontrollstäbe durch die Schwerkraft automatisch in den Kern. Die Aktivierung der Tripschalter respektive der Notstands-Tripschalter bewirkt einen Spannungsunterbruch. Die 25 auf dem Deckel des Reaktor-Druckbehälters montierten Kontrollstabantriebe arbeiten mit einem Gleichstromsystem. Für eine Reaktorschnellabschaltung werden alle Stabantriebe gleichzeitig spannungslos geschaltet.

#### Angaben des KKB

Das KKB beschreibt die Regelstabsteuerung in den Sicherheitsberichten<sup>6, 7</sup> und bewertet diese in einem PSÜ-Bericht<sup>180</sup>. Darin enthalten sind die in der Bewertungsperiode erfolgten Instandhaltungs-, Instandsetzungs- und Nachrüstmassnahmen.

#### Änderungen

Bei den Tripschaltern wurde eine Verbesserung der Spannungsversorgung vorgenommen. Die Spannungsversorgung der Reaktor-Tripschalter und der Kontrollstabantrieb-Steuerung erfolgt neu diodenentkoppelt ab zwei Batterien.

Alterungsbedingt ergab sich ein zunehmend erhöhter Instandhaltungsaufwand der Kontrollstabantrieb-Steuerung. Ersatzteilbedingt wurde daher die Kontrollstabantrieb-Steuerung ersetzt.

### *Instandhaltung und Reparaturen*

Vorbeugend wurden aufgrund Erfahrungen von Anlagen in den USA alle Verbindungen, Kabel und Spulen der Stabsteuerungen und der Stabpositionsmessung mittels Time-Domain-Reflection-Analysen überprüft. Die Messungen bestätigten einen tadellosen Zustand.

Die Instandsetzungsarbeiten am Reaktorabschaltsystem beschränkten sich auf den Austausch von elektrischen Komponenten (Unitrol-Regler, Unterspannungsspulen, Kabel). Bei den Stabantrieben wurden die Elektrolytkondensatoren in den Jahren 2005/6 gewechselt. Negative Trends sind bei der Durchsicht der Aufträge zur Instandhaltung nicht erkennbar.

### *Ereignisse*

In der Betrachtungsperiode wurde zur Regelstab-Regelung Betriebserfahrungen gesammelt, und es gab verschiedene meldepflichtige Ereignisse (03-2003, 06-1001, 08-1004, 11-1003/2004). Sich daraus ergebende Massnahmen wurden jeweils getroffen und umgesetzt. Jedoch war kein Ereignis derart, dass es zu einer Abweichung von den für das Reaktorabschaltsystem relevanten Bedingungen der TS führte.

### *Betrieb*

Der Nachweis der Betriebsbereitschaft wird durch die Erfüllung der Prüfanforderungen aus den TS erbracht. Dazu dienen periodische Prüfungen. Die TS wurden im Betrachtungszeitraum eingehalten.

### *Bewertung*

Das Reaktorabschaltsystem war im Rahmen der Anforderungen der TS im Betrachtungszeitraum betriebsbereit. Es gab weder ein Ereignis noch eine systemspezifische Unverfügbarkeit, die zu einer Verletzung der TS geführt hat. Die Betriebsbereitschaft wird im Rahmen der wiederkehrenden Prüfungen und Betriebsvorschriften gewährleistet, negative Trends sind nicht zu verzeichnen. Für die Stabsteuerung und die Stabpositionsanzeige ist alterungsbedingt ein funktioneller eins-zu-eins-Ersatz geplant. Zudem wird aufgrund von Erfahrungen die Unterdrückung des Turbinen-Rückschubsignals beim Einzelstabfahren vorgesehen. Im Rahmen des Projektes HERA werden auch die Regelstabantriebe (mechanischer Teil), sowie die Regelstabantriebsgehäuse entsprechend dem aktuellen Stand der Technik ersetzt.

## **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

HSK R-46<sup>182</sup> und ENSI-B14<sup>183</sup>

## **Beurteilung des ENSI**

Das ENSI kann sich der KKB-Bewertung des Systems, nämlich, dass es für einen zuverlässigen Weiterbetrieb geeignet ist, anschliessen. Das Reaktorabschaltsystem ist zweikanalig aufgebaut. Daraus ergibt sich eine Redundanz zur Sicherstellung der geforderten Verfügbarkeit und Funktionssicherheit. Das Reaktorabschaltsystem wird periodisch geprüft. Die Prüfungen zeigen die geforderte Zuverlässigkeit und Wirksamkeit. Für die Versorgung der Stabantriebssteuerung wurde aus Gründen der Ersatzteilbeschaffung und Alterungsüberwachung neue Speisegeräte eingebaut und dabei die Redundanz verbessert. Die Auslegung des Systems wurde in der Betrachtungsperiode nicht geändert.

Die eingereichte Dokumentation ist sachlich nachvollziehbar und konsistent zu den vorhandenen Informationen. Aufgrund der Alterungsüberwachung und Ersatzteilbeschaffbarkeit ist der Ersatz des Stabpositionsanzeigesystems und der Kontrollstabsteuerung vorgesehen. Die grundsätzliche Auslegung wurde und wird beibehalten. Im Rahmen des Projektes ERSIM ist auch ein Review der Tripschalter vorgesehen. Aufgrund der bisherigen Erfahrung kann davon ausgegangen werden, dass mit den vorgesehenen Erneuerungen und Anpassungen diese Systeme auch weiterhin ihre Funktion erfüllen werden.

## **5.6.2 Regelungen des Primärkreislaufs**

Das Reaktorregelsystem dient dazu, die primären Regelungen (Regelstäbe, Druckhalter-Druck und -Niveau, Dampferzeuger-Niveau, Frischdampf-Abblasen, Borkonzentration) auszuführen. Diese Regelsysteme sind in

zwei redundanten Regelungsrechnern in TXS-Technik realisiert. Weitere ebenfalls in TXS-Technik realisierte Regelungen betreffen den Hauptkühlmittel-Durchfluss im Restwärmesystem, Druck und Temperatur in der Ablassleitung, das Niveau im Volumenausgleichstank und den Niveausgleich der Speisewassertanks. Für die Frischdampf-Abblaserregelung bestehen zusätzliche Regelkreise im Notstandschutzsystem, welche gegebenenfalls mit Priorität eingreifen. Von den Regelungen im Turbinenbereich wirken einzelne Signale auf die Regelstab- und auf die Abblase-Regelung. Weitere lokale Regelungen sind bei den einzelnen Systembeschreibungen dokumentiert.

Aufgabe der Begrenzungen ist es, die Veränderung von Prozessgrößen, die durch die Regelungseinrichtungen nicht im Normalbereich gehalten werden können, vor dem Ansprechen von Reaktorschutzgrenzwerten durch geeignete Eingriffe zu limitieren. Aufgabe von Überwachungen ist es, vor dem Erreichen solcher Grenzwerte Alarme zu erzeugen. Die Regelungen sowie die nachgelagerten Begrenzungen und Überwachungen sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung kategorisiert. Sie sind mit leittechnischen Ausrüstungen der Klasse 0E realisiert, nämlich mit den beiden zueinander redundanten Regelungsrechnern der rechnerbasierten Leittechnik. Sind die Begrenzungen zu wenig wirksam, greifen die Schutzsysteme ein.

### **Angaben des KKB**

Das KKB beschreibt die Regelsysteme des Primärkreislaufes in den Sicherheitsberichten<sup>6, 7</sup> und bewertet sie in einem PSÜ-Bericht<sup>181</sup>.

#### *Änderungen*

Das Reaktorschutz- und -regelsystem wurde ausgehend von Betriebserfahrungen im angemessenen Umfang nachgeführt. Im Betrachtungszeitraum beschränkten sich die Änderungen auf kleinere Massnahmen, die zu keiner Auslegungsänderung führten. Die Änderungen beschränkten sich auf Parameter- und Softwareanpassungen sowie die Anpassung einzelner Leittechnikfunktionen und sind als sicherheitsgerichtet zu bewerten. Die am Reaktorschutz- und -regelsystem durchgeführten Änderungen sind in Kapitel 5.6.1 Sicherheitsleittechnik aufgelistet.

#### *Ereignisse*

Es gab im Betrachtungszeitraum keine meldepflichtigen Ereignisse im Zusammenhang mit dem Reaktorregelsystem selbst. Zwei Ereignisse (09-2004/2006) betrafen eine Dichtungsleckage an einem Magnetventil. Die dagegen notwendigen Massnahmen wurden getroffen.

#### *Instandhaltung*

Die am Reaktorschutz- und -regelsystem durchgeführten Instandsetzungsmassnahmen sind in Kapitel 5.6.1 Sicherheitsleittechnik aufgelistet.

#### *Betrieb*

Das Reaktorschutz- und -Regelsystem war im Rahmen der Anforderungen der TS im Betrachtungszeitraum betriebsbereit. Es gab weder ein Ereignis noch eine systemspezifische Nichtverfügbarkeit, die zu einer Verletzung der TS geführt hat. Die Betriebsbereitschaft wird im Rahmen der wiederkehrenden Prüfungen und Betriebsvorschriften gewährleistet, negative Trends sind nicht zu verzeichnen.

#### *Geplante Änderungen*

Nach der Bewertungsperiode wurden im Reaktorschutz- und -regelsystem die Stromversorgungen hochgerüstet. Zur Umsetzung der laufenden Projekte ist im Reaktorschutz- und -regelsystem die Aufdatierung des Softwarestandes und einzelner Baugruppen geplant.

#### *Bewertung*

Das KKB taxiert das System als die Anforderungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb erfüllend.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinie HSK R-46<sup>182</sup>

## **Beurteilung des ENSI**

Das Regelsystem des Primärkreislaufes ist grösstenteils in der gleichen Gerätetechnik wie die Sicherheitsleittechnik realisiert. Die rechnerbasierte Regelung ist zweikanalig aufgebaut. Daraus ergibt sich eine Redundanz zur Sicherstellung der geforderten Verfügbarkeit und Funktionssicherheit. Die Regelstab-Regelung ist im Leistungsbetrieb normalerweise im Automatik-Modus. Die Auslegung des Systems wurde in der Betrachtungsperiode nicht geändert. Im Reaktorschutz- und -regelsystem ist das Aufdatieren des Softwarestandes geplant.

Das Regelsystem des Primärkreislaufes hat in der Bewertungsperiode keine spezifischen Auffälligkeiten gezeigt. Die sicherheitstechnischen Funktionen waren gewährleistet. Aufgrund der bisherigen Erfahrung kann davon ausgegangen werden, dass dieses Regelsystem mit den vorgesehenen Anpassungen auch weiterhin seine Funktion erfüllt.

### **5.6.3 Sicherheitstechnisch relevante Leittechnik des Sekundärkreislaufs**

Die Leittechnik des Sekundärteils umfasst zur Hauptsache die Turbinenregelung, die Regelsysteme für die Kondensations- und Vorwärmanlage sowie die Schutzeinrichtungen für die Turbogruppe. Mit Ausnahme weniger Funktionen, die im Rahmen der Schutzsysteme erläutert sind, hat die Leittechnik des Sekundärteils keine Sicherheitsrelevanz. Sie dient der Verfügbarkeit, der Betriebsführung und dem Komponentenschutz. Diese Leittechnik ist zwar für den Betrieb der Anlage wichtig, weil auch die Leistung der Anlage von der Turbinenregelung bestimmt wird. Diejenigen Prozessgrössen der Wärmesenke jedoch, welche von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, werden vom Reaktorschutzsystem und vom Notstandschutzsystem erfasst und ausgewertet.

#### **Angaben des KKB**

Das KKB beschreibt die Leittechnik des Sekundärkreislaufes in den Sicherheitsberichten<sup>6, 7</sup>.

In der Bewertungsperiode erfolgten in den Jahren 2004/5 die Modernisierung und der Ersatz der Turbinenregelung sowie des Turbinenschutzes durch Installation digitaler Leittechnik (Projekt MERKUR). Ebenso erfolgte die Erneuerung der Schwingungsüberwachung der Turbogruppen (Projekt VIBRO). Die Turbinenregelung verhindert, dass grössere Leistungen als die Nennleistung angefordert werden können. Sie begrenzt auch allfällige von Änderungen der Netzfrequenz hervorgerufene positive Lastsprünge derart, dass sie von der Regelstab-Regelung aufgefangen werden können.

Daneben erfüllt die Turbinen-Regelung mehrere Begrenzungsfunktionen für Prozessgrössen. Ferner unterstützt sie den Operateur, wenn dieser mit Tastendruck eine Turbinen-Schnellentlastung eingeleitet hat. Die Turbinen-Regelung empfängt auch Signale von Begrenzungsfunktionen des Reaktor-Schutz- und Regelsystems (Runback und Cutback) und reduziert den Sollwert der Turbinenleistung entsprechend. Die Reglerumschaltung und damit die Nachführung des zweiten Reglers am aktiven Regler wird regelmässig geprüft.

In der Bewertungsperiode erfolgte auch der Ersatz von Leittechnik und Instrumentierung in Nebengebäudeanlagen (Projekt ERNA). Betroffen waren das Chemie- und Volumenregelsystem, Systeme zum Sammeln von Abwässern, das Rückstandsgassystem und die Lüftung im Brennelementlagergebäude.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinie HSK R-46<sup>182</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

Mit der Erneuerung der Leittechnik und Instrumentierung in Nebengebäudeanlagen hat das KKB auch bei diesen Hilfssystemen eine Anpassung an den Stand der Technik vorgenommen. Aufgrund des am Ende der Bewertungsperiode erfolgten Ersatzes ist der diesbezügliche Zustand gut.

Der Zustand der Turbinenregelung respektive der klassierten Begrenzungsfunktionen kann aufgrund der in der Bewertungsperiode erfolgten Erneuerung als adäquat bezeichnet werden. Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Begrenzungsfunktionen ist durch den redundanten Aufbau und die eingebauten Selbstüberwachungsfunktionen gegeben. Aufgrund der Erfahrungen ist davon auszugehen, dass diese sicherheitsrelevanten Funktionen (Run- / Cutback) im Turbinenregler auch zukünftig zuverlässig funktionieren. Im Weiteren gab es keine wesentlichen Änderungen und keine meldepflichtigen Ereignisse zur Leittechnik des Sekundärkreislaufs im Betrachtungszeitraum.

#### **5.6.4 Mensch-Maschinen-Schnittstelle**

##### **Angaben des KKB**

Die Mensch-Maschinen-Schnittstelle umfasst im Wesentlichen die drei Hauptbereiche Hauptkommandoraum, den Notstandsleitstand und die örtlichen Leitstellen.

Die Arbeitsplätze im Kommandoraum sind entsprechend den Erkenntnissen einer spezifischen Aufgabenanalyse eingerichtet worden. So gibt es entsprechend der Funktionen die Operateur-Arbeitsplätze und den Arbeitsplatz für den Schichtchef sowie den temporär besetzten Arbeitsplatz für den Pikettingenieur, die Kommunikationssupportstellen und den Platz für Schaltbeauftragte. Die Bedienebene der Kraftwerkssysteme erfolgte in Kleinwartentechnik mit sogenannten Blindschaltbildern.

Im Jahr 1992, ca. 20 Jahre nach Inbetriebnahme des Kraftwerks, wurden die Leitstände und Kommandoräume umgestaltet. Bei der Benutzung der Arbeitsplätze und ihrer Einrichtungen durch die Schichtmannschaft wurden seither kaum Unzulänglichkeiten festgestellt. Die detaillierten Analysen zur Gestaltung des Layouts und zur gesamten Ergonomie des Kommandoraums führten dazu, dass weitere Anpassungen oder Verbesserungen sich bisher als nicht notwendig erweisen haben.

##### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 7 und 10 KEV

##### **Beurteilung des ENSI**

Die hier betrachteten Mensch-Maschinen-Schnittstellen des KKB erfüllen die Anforderungen aus den Beurteilungsgrundlagen.

#### **5.6.5 Prozessvisualisierungssystem**

Das Anlageinformationssystem hat die Aufgabe, den Operateur umfassend über den Zustand des Blocks zu informieren und ihn beim Erreichen einer hohen Verfügbarkeit und bei der Verhinderung und Beherrschung von Störfällen zu unterstützen. Es werden darin Daten sowohl des Primär- als auch des Sekundärteils des Kraftwerks abgebildet. Die Aufgabe des Anlageinformationssystems gliedert sich in Erfassung, Berechnung, Speicherung, Anzeige, Alarmierung und Protokollierung. Die Störfallbeherrschung muss auch ohne die Informationen aus dem Anlageinformationssystem möglich sein. Das Anlageinformationssystem kann Informationen je nach Betriebszustand der Anlage filtern und kombinieren. Es erfasst zudem die Anregesignale der Schutzsysteme und Fehler in leittechnischen Geräten und erleichtert dadurch die Instandhaltungsarbeiten. Das Anlageinformationssystem besteht aus dezentral aufgebauten Rechnern, die über Datenbusse miteinander verbunden sind. Den einzelnen Rechnern sind dabei spezifische Aufgaben wie Erfassen, Berechnen, Speichern, Anzeigen usw. zugeordnet. Dadurch entsteht ein einheitliches dezentrales System, welches die Daten aus dem gesamten Kraftwerksblock erfasst, verarbeitet und den Leitstellen und weiteren Stellen zur Verfügung stellt.

##### **Angaben des KKB**

Das KKB beschreibt das Anlageinformationssystem in den Sicherheitsberichten<sup>6, 7</sup> und bewertet es in einem PSÜ-Bericht<sup>22</sup>.

Das Anlageinformationssystem der Firma Westinghouse wurde anfangs der Neunzigerjahre als eines der modernsten Systeme der damaligen Zeit in den Kernkraftwerksblöcken 1 und 2 eingeführt. Aufgrund mittlerweile hoher Wartungsaufwendungen und schwieriger, zum Teil teurer Ersatzteilbeschaffung bei Komponentenausfällen sowie zunehmend grösseren Ressourcen-Problemen mit der bestehenden Hard- und Software ist geplant, das bestehende Anlageinformationssystem durch ein technologisch dem neuesten Stand entsprechendes Nachfolgesystem zu ersetzen. Vorgesehen ist eine Kompletterneuerung mit Austausch aller System- einschliesslich Netzwerkkomponenten.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK R-46<sup>182</sup>, und ENSI-B14<sup>183</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Mittels einer verteilten Rechnerarchitektur erfüllt das Anlageinformationssystem effizient die Aufgaben zur Erfassung, Auswertung, Anzeige und Speicherung von Anlagendaten. Während der Betrachtungsperiode hat das Anlageinformationssystem seine Funktionen ohne grössere Ausfälle wirksam erfüllt. Innerhalb der Bewertungsperiode wurde die Langzeitspeicherung der Daten erneuert. Weiter gab es keine wesentlichen Änderungen und keine meldepflichtigen Ereignisse zum Anlageinformationssystem im Betrachtungszeitraum.

Das ENSI unterstützt die aufgrund der Alterung und der Ersatzteilsituation vorgesehene umfassende Erneuerung des Anlageinformationssystems. Damit kann die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit des Systems auch zukünftig hochgehalten werden.

## **5.7 Stromversorgung des KKB**

Die elektrische Energieversorgung des KKB wird durch interne und externe Stromquellen abgedeckt. Sie ist auf fünf Stränge aufgeteilt. Die Stränge 1 und 2 werden als betriebliche Schienen zur Abgabe der erzeugten elektrischen Energie benutzt und sind mit dem 220 kV-Netz verbunden. Diese können auch durch die beiden Generatorgruppen im Inselbetrieb versorgt werden. Die Notstromversorgung, Strang 3 und 4, wird aus dem Hydraulischen Kraftwerk Beznau (HKB) versorgt, wobei Strang 4 normalerweise aus dem Fremdnetz 50 kV und Strang 3 zusätzlich über die beiden blockeigenen Flutdiesel-Generatoren versorgt werden. Die Notstand-Notstromversorgung, im KKB als Strang 9 bezeichnet, wird im Normalbetrieb aus dem Fremdnetz 50 kV und im Anforderungsfall vom Notstand-Dieselmotor versorgt. Die Notstand-Stromversorgungen beider Kraftwerksblöcke können mittels einer 6 kV-Querverbindung, welche manuell erfolgen muss, verbunden werden.

Die Notstromversorgung stellt die notwendige elektrische Energieversorgung der Nicht-Notstand-Sicherheitssysteme bei Störfällen sicher, sofern diese Aufgabe durch die betrieblichen Schienen nicht mehr erfüllt werden kann.

Die Notstands-Notstromversorgung stellt die notwendige Energieversorgung der Notstandssysteme nach einem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung bei externen Ereignissen (z. B. Erdbeben) und nicht-naturbedingten äusseren Einwirkungen (z. B. Einwirkungen Dritter) sicher.

### **5.7.1 Eigenbedarfsanlage**

#### **Angaben des KKB**

Die Eigenbedarfsanlagen werden vom KKB in einem PSÜ-Dokument<sup>184</sup> beschrieben. Sie sind für beide Blöcke grundsätzlich gleich aufgebaut. Pro Block sind die Versorgungen in 5 Stränge unterteilt, wovon zwei betrieblicher Art sind und drei Stränge die Notstromversorgungen des Werkes darstellen. Sie versorgen die internen Stromversorgungen der Hilfssysteme im Kraftwerk. Die Verbindungen nach aussen bestehen zum 220-kV- und 50-kV-Netz sowie zu den beiden Notstromschienen des HKB. Die Eigenbedarfsanlagen werden intern mit Mittelspannung (6 kV) versorgt, und über Transformatoren wird die 0,4 kV-Niederspannungsunterverteilung sichergestellt. Für Wartungsarbeiten kann manuell mittels diversen Kupplungen umgeschaltet werden.

Das KKB bewertet die Eigenbedarfsanlage der beiden Blöcke als gut. Die Funktionsbereitschaft für einen langfristigen und sicheren Weiterbetrieb sei gewährleistet.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Norm NIN (Niederspannungs-Installationsnormen) 2005

KTA 3701, Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung in Kernkraftwerken, 1999-06

### **Beurteilung des ENSI**

Der Aufbau der Eigenbedarfsversorgung entspricht dem nach KTA3701 beschriebenen Aufbau. Die Eigenbedarfsschienen können aus jeweils zwei Einspeisungen versorgt werden. Mit der Umschaltung im Notstromfall auf das HKB kann von einer sicheren und unterbrechungslosen Zuschaltung ausgegangen werden. Das Wasserkraftwerk kann aufgrund seiner Auslegung die benötigte Leistung unterbrechungsfrei zur Verfügung stellen. Die überschüssige Energie wird durch den Einwurf des Wasserwiderstandes verbraucht. Die elektrische Versorgung der Eigenbedarfsanlage hat sich in den Betriebsjahren bewährt.

Das ENSI kann die Bewertung des KKB nachvollziehen und schliesst sich dieser an.

## **5.7.2 Wechselstromversorgung**

### **Angaben des KKB<sup>184</sup>**

Die Verbindungen mit externen Netzen sind pro Block wie folgt:

- zwei Verbindungen ab 220 kV-Schaltanlage Beznau,
- zwei Verbindungen ab 50 kV-Schaltanlage Beznau, eine 50 kV Verbindung versorgt bei beiden Blöcken die Notstand-Notstromschiene
- zwei Verbindungen 6 kV ab HKB.

Jede Turbogruppe ist über einen Blocktransformator und eine 220-kV-Kabelverbindung mit dem Unterwerk Beznau (220 kV-Schaltanlage) verbunden. Diese Verbindungen dienen in erster Linie dem Energieabtransport. Durch das Unterwerk Beznau, welches ins schweizerische und internationale Verbundnetz integriert ist, besteht eine sehr hohe Verfügbarkeit.

Zwischen dem Generator und dem Blocktransformator befinden sich der Generatorschalter und der Abgang zum Eigenbedarfstransformator. Der Generatorschalter ermöglicht das Abschalten des Generators bei Störfällen. Das Synchronisieren des Generators mit dem Netz geschieht im Normalfall ebenfalls mit diesem Generatorschalter bei bereits geschlossener 220-kV-Netzverbindung zur entsprechenden Eigenbedarfsschiene. Nach Ausfall irgendeiner Turbogruppe wird diese durch den Generatorschalter vom Netz entkoppelt und, falls das 220-kV-Netz und der elektrische Pfad intakt sind, wird der Eigenbedarf der Gruppe unterbrechungsfrei durch die 220-kV-Netzverbindung gespeist.

Die 220-kV-Verbindung enthält zwei in Serie angeordnete, synchron angesteuerte Schalter, welche sich im Areal der 220-kV-Schaltanlage befinden. Damit kann eine Turbogruppe bei einer Störung des 220-kV-Netzes von diesem getrennt werden und seine Hilfsbetriebe selbst versorgen ("Lastabwurf auf Eigenbedarf", "Übergang auf Inselbetrieb").

Eine Speisung aus der 50 kV-Schaltanlage dient als Normaleinspeisung für die Stränge 4 und 9. Das 50-kV-Netz der AXPO wird im Unterwerk Beznau von der 220-kV-Schaltanlage her über zwei 125-MVA-Transformatoren gespeist. Ausserdem speisen mehrere Wasserkraftwerke (unter anderem Beznau, Klingnau, Wildeg-Brugg, Eglisau) in dieses Netz. Das Gasturbinenkraftwerk Beznau ist ebenfalls an dieses Netz angeschlossen, steht aber selten in Betrieb.

Im letzten Überwachungszeitraum wurden unter anderem folgende Wartungen durchgeführt:

- Alterungsbedingt wurden die Schützen durch ein seismisch qualifiziertes Produkt ersetzt.

- Die 6 kV Einspeisekabel ab dem HKB wurden ausgetauscht.
- Aufgrund eines Ereignisses wurden alle 6kV Stromwandler der T-Schalter ersetzt.

Anlagenänderungen betrafen:

- Ersatz der Niederspannungsschalter durch ein Produkt nach heutigem Stand der Technik
- Ersatz der 2-phasigen Unterspannungsrelais durch ein 3-phasiges für die Motorüberwachung der Schalterantrieb
- Ersatz der Sicherungsverteiler

Im Betrachtungszeitraum kam es zu folgenden Ereignissen:

- Vorsorgliche Abstellung der Anlage zum Austausch des Stromwandlers 22BG IM 0400 (Phase S) in der Anspeisung zum Schalter 22BG IS 0400 nach Erdschlussalarm an der Eigenbedarfsschiene 22BG 0000 (Ereignis 02-2001)
- Lastreduktion nach Frequenzabfall im 220-kV Netz, ausgelöst durch einen Frequenzabfall im UCTE Netz bis auf 49 HZ (Ereignis 06-2002)

Zusammenfassend kommt das KKB zum Schluss, dass die Funktionsbereitschaft der Wechselstromversorgung für einen langfristigen und sicheren Weiterbetrieb gewährleistet ist.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien HSK-R-23<sup>185</sup>, ENSI-B14<sup>186</sup> und HSK-R-31<sup>187</sup>

Norm NIN (Niederspannungs-Installationsnormen) 2005

KTA 3701, Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung in Kernkraftwerken, 1999-06.

### **Beurteilung des ENSI**

Der Aufbau der Wechselstromversorgung entspricht dem nach KTA 3701 beschriebenen Aufbau. Die beiden 220 kV-Netzeinspeisungen versorgen die zugehörigen Betriebsschienen und die allgemeine Stromverteilung. Auch die Notstromschiene Strang 3 kann mittels Umschaltung versorgt werden. Der Notstrom-Netzanschluss erfolgt über die Schienen Strang 3 und 4 aus dem 50 kV Netz. Die elektrische Wechselstromversorgung kann aufgrund der vielen Betriebsjahre ohne nennenswerte Ausfälle als zuverlässig bewertet werden.

Das ENSI kann die Bewertung des KKB nachvollziehen und schliesst sich dieser an.

## **5.7.3 Notstromversorgung**

### **Angaben des KKB<sup>184</sup>**

Der Strang 3 wird unterbrechungsfrei vom HKB versorgt. Bei Ausfall der 50 kV und 220 kV Netzeinspeisungen sowie der Stromversorgung im Inselbetrieb durch die Generatoren über die Eigenbedarfstransformatoren (Strang 1 und 2) erfolgt die elektrische Versorgung der sicherheitsrelevanten Verbraucher kurz- und langfristig durch die externe und interne Notstromversorgung. Hierzu gehören in erster Linie das HKB (Stränge 3 und 4) und der Notstromdieselgenerator im Notstandgebäude (Strang 9). Im Strang 3 besteht zusätzlich die Möglichkeit, die so genannten Flutdiesel zur Notstromspeisung der 0,4 kV-Sammelschienen zu nutzen. Diese sind überflutungssicher aufgestellt und ermöglichen somit bei Überflutung des Kraftwerkareals, aber auch bei anderen Notfällen die Energieversorgung der Sicherheitseinrichtungen zur Nachwärmeabfuhr des Reaktors. Die für die Sicherheit wichtigen, 1E-klassierten Wechselstromverbraucher sind an den Strängen 3, 4 und 9 angeschlossen, die elektrisch nicht klassierten Verbraucher ohne Berechtigung auf Notstromversorgung an den Strängen 1 und 2.

Strang 3 wird von der Notstromschiene AN 10 (Block 1) bzw. AN 20 (Block 2) des HKB versorgt. Die Speisung des Strangs 4 wird bei Bedarf automatisch auf die Notstromschiene AN 20 (Block 1) bzw. AN10 (Block 2) umgeschaltet.

Die Wasserkraft-Generatoren stehen immer unterbrechungsfrei für die Einspeisung von Notstrom ins KKB zur Verfügung. Ihre Leistung reicht aus, um bei einem Auslegungsstörfall im Block 1 die Stränge 3 und 4 zu versorgen und um gleichzeitig im Block 2 die Grundlast der dortigen Stränge 3 und 4 abzudecken. Bei Hochwasser kann die benötigte Leistung bis zu einem maximalen Durchfluss von 2330 m<sup>3</sup>/sec. der Aare genutzt werden. Bei einer Netzstörung werden die beiden Spaltschalter geöffnet. Ein allfälliger Leistungsüberschuss wird mit dem Wasserwiderstand verbraucht.

Im Betrachtungszeitraum kam es zu folgenden Ereignissen:

- Nichtverfügbarkeit der Anspeisung ab Schiene AN 10 vom HKB auf Schiene 24 BF nach Schutzauflösung (Ereignis 08-2002)
- Unterschreitung der gemäss Tech-Spec 38.1.11 geforderten minimalen Notstromleistung des Hydrowerks wegen extremer Hochwasserführung der Aare (Ereignis 07-0001)
- 4 Ereignisse, bei denen aus verschiedenen Gründen jeweils eine der Notstromschienen des HKB kurzzeitig in Inselbetrieb ging (Ereignisse 10-0001, 10-0002, 10-0003 und 10-2003)

Die Notstandsdiesel und das HKB gewährleisten eine hohe Verfügbarkeit der Notstromversorgung des KKB. Allerdings ist das HKB nicht gegen Einwirkung von aussen, wie Erdbeben, geschützt. Mit dem Projekt AUTANOVE wird der Ersatz des HKB durch eine autarke Notstromversorgung mittels Notstrom-Dieselanlagen sichergestellt.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien ENSI-B03, ENSI-B 14<sup>186</sup>, HSK-R-23<sup>185</sup> und HSK-R-31<sup>187</sup>

Norm NIN (Niederspannungs-Installationsnormen) 2005

### **Beurteilung des ENSI**

Der Aufbau und die Wirkungsweise der Notstrom-Wechselstromversorgung sind beschrieben und bewertet. Die Wirksamkeit wird mit periodischen Prüfungen nachgewiesen. Die Anforderungen dazu sind in den Technischen Spezifikationen festgelegt.

Das ENSI kann die Bewertung des KKB nachvollziehen und schliesst sich dieser an. Mit der Inbetriebnahme der AUTANOVE Dieselgruppen (vgl. Kapitel 2.5) verlieren die beiden pro Block vorhandenen Flutdiesel ihre sicherheitstechnische Bedeutung und werden eliminiert. Die Zuverlässigkeit der elektrotechnischen Einrichtungen der Notstromversorgung ist mit der inzwischen durchgeführten Anlagenänderung Projekt AUTANOVE hoch.

Als Massnahmen aus dem „Aktionsplan Fukushima“ wurden zusätzliche Möglichkeiten für elektrische Einspeisungen bei allen Kernkraftwerken der Schweiz nachgerüstet. Diese erlauben es, von mobilen Notstromaggregaten wichtige elektrische Komponenten im Rahmen von Accident Management Massnahmen zu versorgen. Dazu wurden innerhalb der Notstandgebäude entsprechende Kabel verlegt. Im Weiteren stehen neu ein Dieselgenerator als Accident Management Massnahme auf dem Dach des Notstandgebäudes Block 1 und ein weiterer auf dem Kraftwerksareal zur Verfügung.

## **5.7.4 Notstand-Notstromversorgung**

### **Angaben des KKB<sup>184</sup>**

Die normale Einspeisung erfolgt von der für beide Werke gemeinsamen 50-kV-Netzeinspeisung auf die 6-kV-Schiene Strang 9. Bei deren Ausfall übernimmt die strangeigene Dieselgruppe die Speisung. Der 50/6-kV-Transformator ist mit Laststufenschalter und automatischer Spannungsregelung ausgerüstet.

Eine handgesteuerte 6-kV-Querverbindung ist vorhanden, welche es ermöglicht, dass auch bei Nichtverfügbarkeit eines 50/6-kV-Transformators bei Revisionsarbeiten oder Störungen im Bereich eines Transformators

die Verbraucher in den Notstandgebäuden beider Blöcke gleichzeitig mit Strom versorgt werden können. Deswegen sind die 50/6-kV-Transformatoren beider Kraftwerksblöcke für die gleichzeitige Versorgung der Notstandstränge beider Blöcke dimensioniert.

Bei fehlender 50-kV-Einspeisung und Nichtverfügbarkeit einer Dieselgruppe können über die genannte 6-kV-Querverbindung Verbraucher in beiden Notstandgebäuden von einer Dieselgruppe gleichzeitig versorgt werden. Da die Dieselgruppen jedoch nur für die Versorgung eines Stranges ausgelegt sind, sind Steuerfunktionen wirksam, welche Überlast vermeiden<sup>6, 7</sup>. Die 6-kV-Notstand-Schiene versorgt die Verbraucher mit mehr als 250 kW Anschlussleistung wie z.B. die Notstand-Sicherheitseinspeisepumpe und über den 6/0.4-kV-Trafo auch die 0,4-kV-Notstand-Schiene. An dieser Schiene sind alle sicherheitsrelevanten Notstand-Ausrüstungen angeschlossen, die nicht auf der 6-kV-Ebene versorgt werden.

Im Betrachtungszeitraum kam es zu folgenden Ereignissen:

- Notstanddiesel 19XMA 3000 nach Ansprechen von elektrischem Schutzkriterium nicht verfügbar, INES 1 (Ereignis 07-1003)
- Fehlerhafte Schmierölversorgung der Generatorlager des Notstanddiesels 29XMA 3000 (Ereignis 09-2005)
- "Startversagen Notstanddiesel 29XMA 3000 bei monatlicher Funktionsprüfung" infolge Lufteinschluss in der Kraftstoffleitung (Ereignis 12-2004)

Zusammenfassend bewertet das KKB den Zustand der elektrotechnischen Systeme und Komponenten der Notstand-Notstromversorgung als gut. Im Berichtszeitraum wurden neben der regulären Instandhaltung elektrotechnische Ausrüstungen systematisch erneuert und an den Stand der Technik angepasst. Aus Sicht der Elektrotechnik ist die Funktionsbereitschaft für einen langfristigen und sicheren Betrieb gewährleistet.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinien ENSI-B03<sup>191</sup>, HSK-R-15<sup>188</sup>, ENSI-B14<sup>186</sup>, HSK-R-23<sup>185</sup> und HSK-R-31<sup>187</sup>

Norm NIN (Niederspannungs-Installationsnormen) 2005

KTA 3702, Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken, 2000-06.

### **Beurteilung des ENSI**

Die Auslegung der Notstand-Dieselgeneratoren inklusive der Hilfssysteme entspricht der KTA-Regel 3702. Bei Wartungs- oder Instandhaltungsarbeiten wird die elektrische Versorgung der Schienen beider Blöcke durch die Notstand-Dieselgruppen sichergestellt. Deren Zuverlässigkeit liegt im Bereich der internationalen Betriebserfahrung.

Das ENSI kann die Bewertung des KKB nachvollziehen. Die elektrische Versorgung kann aufgrund der grossen Anzahl an Betriebsjahren mit zuverlässig bewertet werden.

## **5.7.5 Gleichstromversorgung**

### **Angaben des KKB<sup>189</sup>**

Die interne unterbrechungslose Stromversorgung (USV) erfolgt mittels Batterien und batteriegestützter Wechselstromversorgungen (so genannte sichere Schienen). Dieses System ist 4-strängig aufgebaut. Im Notstandgebäude ist zudem ein Gleichstromsystem redundant (2-strängig) aufgebaut. Das Reaktorschutz- und Regelsystem wird über 26-V-Gleichrichter durch die sicheren Schienen versorgt. Die Batteriekapazität ist so bemessen, dass bei Ausfall des Ladestromes, bezogen auf den Strang ein uneingeschränkter Betrieb während mehreren Stunden (>4h) sichergestellt ist. Weitere Hilfssysteme verfügen über eigene USV-Anlagen.

An dieser Versorgung sind alle Verbraucher angeschlossen, die unterbruchslos mit Gleichstrom gespeist werden müssen. Es stehen bezüglich Gleichstrom die Spannungsebenen 120 V, 24 V und 26 V zur Verfügung. An den 120-V-Schienen sind folgende Verbraucher angeschlossen:

- Steuer- und Schutzkreise für die Schalterbetätigung
- Wechselrichter für die gesicherte Wechselstromversorgung, welche ihrerseits unter anderem die 26-V-Versorgung des Reaktorschutzsystems speist
- Notbeleuchtung
- Magnetventile
- Verbraucher im Notspeisewassergebäude, unter anderem Gleichstromwandler
- Turbinen-Leittechnik
- Turbinen-Notschmierpumpe
- Dichtölpumpe für Generator
- Übermittlungseinrichtungen

An den 24-V-Gleichstromschienen sind nachfolgende Verbraucher angeschlossen:

- Leittechnik für das Notspeisewassersystem LSE
- Signalisierung
- Zeitfolgemelder
- Notstandschutzsystem
- Messwertgeber bzw. Messungen (sekundär)

Die 26-V-Gleichstromanlagen versorgen unter anderem die Rechner des Reaktorschutzsystems, einen Teil der Nuklearinstrumentierung und die Ausrüstungen, welche für die analoge Signalerfassung und -aufbereitung für das Reaktorschutzsystem nötig sind. Auch das Brandmeldeleitsystem, die Löschanlagen und die 1E-klassierten Kanäle der Aktivitätsüberwachung werden von der 26-V-Gleichstromanlage versorgt.

Die Gleichstromversorgungen 120 V und 24 V gehören zur Sicherheitsklasse 1E, ebenso die 26-V-Versorgung des Reaktorschutzsystems. Eine Ausnahme ist die Schiene 10 BND, diese gilt als "sicherheitsbezogen" im Sinn der HSK-Richtlinie R-30.

Alterungsbedingt wurden im 2005 in Block 2 und im 2006 in Block 1 in allen 4 Strängen die 120 V-Batterien sowie die 24 V DC Kreise ersetzt.

Es gab im Betrachtungszeitraum der PSÜ kein Ereignis, das die Gleichstromversorgung betraf.

Das Betriebsverhalten der Gleichstromversorgung hat sich im Berichtszeitraum seit der letzten Bewertung nicht verändert. Dank der konsequenten Durchführung von Wartungs- und Instandhaltungstätigkeiten sowie dem alterungsbedingten Austausch der Batterien sind die Ausrüstungen der Gleichstromversorgung in einem guten technischen Zustand.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

ENSI-B 14<sup>186</sup>, HSK-R-23<sup>185</sup>

KTA 3703, Notstromerzeugungsanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten in Kernkraftwerken, 1999-06

### **Beurteilung des ENSI**

Der Aufbau und die Wirkungsweise der Gleichstromversorgungsanlagen sind beschrieben und bewertet. Die Wirksamkeit wird mit periodischen Prüfungen nachgewiesen. Die Anforderungen dazu sind in den Technischen Spezifikationen festgelegt.

Das ENSI kann die Bewertung des KKB nachvollziehen und schliesst sich dieser an.

### 5.7.6 Gesicherte Wechselstromversorgung

#### Angaben des KKB<sup>190</sup>

Die gesicherte Wechselstromversorgung hat eine hohe Verfügbarkeit aufzuweisen und gewährleistet bei Störungen die Versorgung von wichtigen Wechselstrom- und Gleichstrom-Verbrauchern. Die Versorgung erfolgt batteriegestützt durch Wechselrichter. Diese Wechselstromversorgung, als sogenannte sichere Schiene, ist in vier baugleichen dreiphasigen Strängen aufgebaut. Die gesicherte Wechselstromversorgung ist so ausgelegt, dass bei Ausfall des Ladestroms die Versorgung der angeschlossenen Verbraucher während mehreren Stunden (> 4h) abgedeckt werden kann. Sie umfasst halbgesicherte Schienen mit 0,4 kV, die Vital-USV, eine gesicherte Schiene mit 0,4 kV, die Instrumentenschiene mit 118 V, die Stromversorgung des Reaktorschutz- und Regelsystems mit 26 V. Im Notstandgebäude ist zudem ein redundantes Gleichstromsystem (2-strängig) aufgebaut. Weitere Hilfssysteme verfügen über eigene USV-Anlagen.

#### Ereignisse

Im Betrachtungszeitraum kam es zu einem Ereignis an der USV (Ereignis 08-2001, Manuelle Reaktorschnelabschaltung nach Ausfall der unterbrechungsfreien Stromversorgung 20BP UM 0100). Der Ausfall der USV war durch Vibrationen ausgelöst worden, die mit der Zeit ein Kontaktproblem (Fretting) verursachten. Die Controllerboards der USV wurden präventiv ersetzt und, um einer Wiederholung der Fehlfunktion vorzubeugen, mit einer Modifikation (Aufbau einer redundanten CPU) versehen. Als weitere Massnahme ausgelöst durch das Fretting-Problem sind im Block 2 die entsprechenden Elektroschränke auf schwingungs isolierten Platten montiert worden. Die Wirksamkeit der Massnahmen wurde anhand von Versuchen aufgezeigt und dokumentiert.

Aufgrund des Ereignisses in Forsmark im Jahr 2006 (vgl. Kapitel 4.2.3) wurden die Auswirkungen von Netzstörungen in der gesicherten Stromversorgung untersucht. Für die Gutor-USV sowie die AEG-Gleichrichter im Notstandgebäude wurde eine selektive Abschaltung zwischen den Komponenten nachgewiesen.

Zusammenfassend beurteilt das KKB den Zustand der elektrotechnischen Komponenten für die gesicherte Wechselstromversorgung als gut. Aus Sicht der Elektrotechnik ist die Funktionsbereitschaft für die unterbrechungsfreie Stromversorgung der sicherheitsrelevanten Verbraucher für einen langfristigen und sicheren Betrieb gewährleistet.

#### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Richtlinien ENSI-B03<sup>191</sup>, HSK-R-15<sup>188</sup>, ENSI-B 14<sup>186</sup>, HSK-R-23<sup>185</sup> und HSK-R-31<sup>187</sup>

#### Beurteilung des ENSI

Der Aufbau der redundanten 4-strängigen Gleich- und Wechselstromversorgung und die räumlich getrennt aufgebauten Systeme ausserhalb des Notstandgebäudes bewirken in Summe eine hohe Verfügbarkeit der unterbrechungslosen Stromversorgung. Im Betrachtungszeitraum der PSÜ führte kein Ereignis zu einer Abweichung von den für die gesicherte Wechselstromversorgung relevanten Regelungen der Technischen Spezifikationen. Die erzielten Prüfergebnisse bei den wiederkehrenden Prüfungen bestätigten einen guten Zustand der elektrotechnischen Ausrüstungen für die gesicherten Wechselstromversorgungen.

Das Fretting-Problem war nur in Block 2 aufgetreten und ist mit den Massnahmen des KKB erfolgreich behoben worden.

Das ENSI verweist bezüglich der Analyse des Ereignisses in Forsmark im Jahr 2006 auf die Aktennotiz HSK-AN-6132<sup>192</sup>.

Das ENSI kann die Bewertung des KKB nachvollziehen und schliesst sich dieser an.

## 5.8 Brandschutz

Die Aufgaben des Brandschutzes sind:

- Verhinderung von Bränden
- Erkennen und rasches Löschen entstandener Brände, um den Schaden zu begrenzen
- Verhinderung unzulässiger Auswirkungen von Bränden, die nicht gelöscht werden konnten, um deren Auswirkungen auf die sicherheitsrelevanten Anlagenfunktionen in zulässigen Grenzen zu halten

Diese Zielsetzungen sollen durch aufeinander abgestimmte bauliche, technische und betriebliche Brandschutzmassnahmen erreicht werden.

### Angaben des KKB

Das KKB beschreibt und bewertet in den Kapiteln 9.12 der Sicherheitsberichte der Kraftwerksblöcke 1 und 2<sup>6, 7</sup>, im Kapitel 11 des Sicherheitsberichtes des ZWIBEZ<sup>193</sup>, in der Technischen Gesamtbewertung<sup>22</sup>, den Systembewertungen<sup>194</sup> sowie dem Bericht zu Notfallvorsorge und Notfallmanagement<sup>19</sup> die Erfahrungen und die Massnahmen des baulichen, technischen und betrieblichen Brandschutzes.

Im Bewertungszeitraum wurde das Brandschutzkonzept<sup>195</sup> laufend nachgeführt und periodisch eingereicht.

#### *Baulicher Brandschutz*

Im Brandschutzkonzept werden die Unterteilung der Gebäude in Brandabschnitte mit den darin vorhandenen Brandlasten und die betrieblichen (organisatorischen) Brandschutzmassnahmen angegeben. Grundsätzlich bildet jedes Gebäude einen eigenen Brandabschnitt. Die einzelnen Gebäude enthalten weitere Brandabschnitte. Die Treppenhäuser sind als eigene Brandabschnitte ausgebildet und gewährleisten im Brandfall die sichere Flucht aus den Gebäuden. Redundante Stränge der Sicherheitssysteme sind brandschutztechnisch separiert.

Als bauliche Massnahme hat das KKB im Bewertungszeitraum im Rahmen des Projektes SABRA (**S**ekundär-**A**nlagen **BR**andschutz) Brandabschnitte durch den Einbau von Brandschutztüren und Brandschotts sowie das Hochziehen von Brandmauern neu bestimmt. Mit dem Projekt BRANCO (**BR**andschutzmassnahmen im **C**ontainment und Ringraum) wurde die brandschutztechnische Separation von Kabeln im Containment und im Ringraum durch die Unterteilung in Brandabschnitte verbessert. Die Unterteilung erfolgte nach den anlagen- und brandtechnischen Gegebenheiten (Redundanzentrennung bzw. Brandlasten) gemäss den Vorgaben im Brandschutzkonzept.

#### *Technischer Brandschutz*

Im KKB werden grundsätzlich alle Räume, welche eine nennenswerte Brandbelastung aufweisen können, durch Brandmelder überwacht. Zudem wird jeder Raum der kontrollierten Zone, unabhängig von der Brandlast, durch wenigstens einen Brandmelder überwacht. Es existieren neben den Brandmeldern für Räume auch solche für Leittechnikschränke und Filteranlagen. Zusätzlich sind an strategisch wichtigen Orten Handalarmtaster angebracht. Alle Brandmelder sind in das Brandmeldeleitsystem des KKB integriert.

Für die Brandbekämpfung steht eine Vielzahl von Einrichtungen zur Verfügung. Im Wesentlichen sind das:

- automatische und ferngesteuerte Wasserlöschanlagen (Sprinkler- und Sprühflutanlagen)
- Schaumlöschanlagen
- Halonanlagen
- Löschwassersystem mit Aussenhydranten und Löschposten (Innenhydranten)
- Handfeuerlöscher
- Ventilationsanlagen (Rauch- und Wärmeabzugsanlagen)

Zur Löschwasserversorgung stehen als Bezugsquellen das Hochreservoir auf dem Schmidberg, die Grundwasserpumpwerke der Gemeinde Döttingen und der NOK sowie der Wasserbezug ab Oberwasserkanal und Aare zur Verfügung.

Im Rahmen einer vorbeugenden Instandhaltung werden periodische Kontrollen und Revisionen aller baulichen und technischen Brandschutzvorkehrungen vom Betriebspersonal oder durch die Herstellerfirmen durchgeführt.

Im Rahmen der technischen Brandschutzmassnahmen hat der Betreiber mit den Projekten SABRA (**S**ekundär**A**nlagen **BR**andschutz) und PRABRA (**PR**imär**A**nlagen **BR**andschutz) eine gesamthafte Nachrüstung ausgeführt, die den technischen Brandschutz im sekundären und primären Bereich auf den Stand der neusten Technik gebracht hat. Unter anderem wurden dabei das Brandmeldeleitsystem erneuert sowie Brandmelder und Nasslöschanlagen installiert.

#### *Betrieblicher Brandschutz*

Das KKB verfügt zur Brandbekämpfung über eine jederzeit einsatzbereite, gut ausgerüstete und gut ausgebildete Betriebsfeuerwehr. Die Betriebsfeuerwehr entspricht der Grössenklasse Stufe IV (grosse Betriebsfeuerwehr) gemäß AGV (Aargauische Gebäudeversicherung). Die Ausbildung der Betriebsfeuerwehr erfolgt gemäss den Richtlinien des Schweizerischen Feuerwehverbandes. Neben internen Übungen werden auch periodisch gemeinsame Übungen mit der Feuerwehr Döttingen-Klingnau-Koblentz durchgeführt.

Im Sinne des präventiven Brandschutzes werden für die Belegschaft des KKB verschiedene Aus- und Weiterbildungsmassnahmen wie zum Beispiel die Grundausbildung an Handfeuerlöschern, Instruktionen und Informationen zu präventiven Brandschutzmassnahmen oder eine vertiefte Ausbildung für die Erstintervention von Anlageoperatoren und Betriebswächtern durchgeführt.

Die Brandschutzeinrichtungen werden periodisch durch ausgebildete und qualifizierte KKB-Mitarbeiter oder durch Fachfirmen gemäss VKF (Vereinigung Kantonalen Feuerversicherungen) gewartet. Gemäss KKB-Arbeitsanweisungen werden vom Betriebspersonal darüber hinaus in kürzeren Abständen Kontrollen an baulichen und technischen Brandschutzvorkehrungen durchgeführt.

#### *Ausblick*

Das KKB plant diverse kurz-, mittel- und langfristige Projekte im Zeitraum bis zur nächsten PSÜ, um die Wirksamkeit der bestehenden Brandschutzmassnahmen zu erhalten und gezielte Verbesserungen zu realisieren. So sollen zum Beispiel kurzfristig das Sicherheitsbeleuchtungskonzept umgesetzt sowie das Brandmeldeleitsystem und das redundante Brandalarmsystem ersetzt werden. Die Sicherstellung des Brandschutzes für die autarke Notstromversorgung (Projekt AUTANOVE) sowie die Erneuerung des Brandschutzes im Lager und Werkstattgebäude sind zwei weitere kurz- bis mittelfristig zu realisierende Projekte. Längerfristig sind zudem der Ersatz der bisherigen Brandmeldezentralen sowie ein teilweiser Ersatz der Brandmelder geplant.

### **Beurteilungsgrundlage**

VKF Brandschutzvorschriften 2003

Richtlinie HSK-R-50<sup>196</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Das KKB hat im Bewertungszeitraum die Anlage bautechnisch nachgerüstet. Es wurden die gemäss dem Brandschutzkonzept vorgegebenen Brandabschnitte realisiert. Die betrieblichen und technischen Massnahmen wurden entsprechend angepasst. Mit den geplanten Nachrüstungen respektive Änderungen bis zur nächsten PSÜ kann der Betreiber die Anforderungen an den Brandschutz sicherstellen.

Aus den Prüfungen und Revisionen der Brandschutzeinrichtungen sind keine besonderen Vorkommnisse zu vermerken. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen von Freigabeverfahren und bei diversen Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Aus Sicht des ENSI erfüllen die im KKB vorhandenen Massnahmen des Brandschutzes die nationalen und internationalen Vorschriften bezüglich des Brandschutzes in Kernkraftwerken und sind daher geeignet, den Schutz der Anlage gegen ein Brandereignis langfristig sicherzustellen.

Das KKB macht im Sicherheitsbericht Angaben zu Löschwasserauffangvolumen in den kontrollierten Zonen. Für die Löschwasserrückhaltung in den übrigen Bereichen der Anlage, auch ausserhalb der Gebäude (speziell auch im Bereich der Transformatoren), macht der Betreiber keine Angaben.

#### **Forderung 5.8-1**

*Ein Löschwasserkonzept für die Gesamtanlage inklusive der Planung eventueller daraus resultierender notwendiger Anpassungen ist zu erstellen und dem ENSI bis zum 30. Juni 2017 einzureichen.*

## **5.9 Blitzschutz**

Blitzeinschläge werden durch die örtliche Einprägung eines oder mehrerer grosser Stromimpulse charakterisiert. Dabei ist sowohl der Einschlagsort wie auch die Stärke und Anzahl der Stromimpulse von zufälliger Natur. Neben dem Personen- und Sachwertschutz sind in einem Kernkraftwerk auch die Funktionen von Sicherheitseinrichtungen zu gewährleisten.

Um sicherzustellen, dass die Anlage sicher abgestellt, gekühlt und drucklos gefahren werden kann, müssen im KKB die Sicherheitssysteme in den beiden Notstand- und Reaktorgebäuden umfassend gegen die Folgen eines Blitzschlages geschützt werden.

Diese Zielsetzungen sollen durch die Blitzschutzanlage, den Potentialausgleich, die Schirmwirkung der Aussenwände durch den Einbezug der Armierung im Stahlbeton der Gebäude und allenfalls weitere Schutzeinrichtungen erreicht werden. Die Blitzschutzeinrichtungen dienen gleichzeitig dem Schutz vor Störungen und Schäden durch elektrische Störeinflüsse von aussen und Erdschlüssen innerhalb der Anlage.

#### **Angaben des KKB**

Das KKB beschreibt und bewertet in der Technischen Gesamtbewertung<sup>22</sup>, dem zusammenfassenden Bericht<sup>197</sup> sowie den Kapiteln 8.14 der Sicherheitsberichte für die Kraftwerksblöcke 1 und 2<sup>6, 7</sup> den Zustand und die Wirksamkeit der Blitzschutzmassnahmen. Weitere Berichte<sup>198, 199</sup> befassen sich mit dem Notstand-Schutzsystem sowie dem Blitzschutz der Zwischenlager und der betrieblichen Lagerbecken. Im Bericht „Einwirkungen von Aussen“<sup>200</sup> kommt das KKB zum Schluss, dass durch einen Blitzschlag keine Beeinflussung des Anlagebetriebs zu erwarten ist, da ein ausreichender Schutz der Gebäude und Komponenten, insbesondere im Notstandgebäude vorhanden ist. Gemäss den Sicherheitsberichten zu Block 1 und Block 2 des KKB<sup>6, 7</sup> sind alle Gebäude im KKB mit einer Blitzschutzanlage ausgerüstet. Die Blitzschutzanlagen der jeweiligen Gebäude entsprechen dem Stand der Technik bei der Erstellung.

Bei Gebäuden mit sicherheitstechnischer Bedeutung (Notstand-, Notspeisewasser- und BOTA-Gebäude) entsprechen die Blitzschutzmassnahmen dem Stand der Technik unter Berücksichtigung der vom ENSI geforderten Blitzkennwerte<sup>201</sup>. Ergänzende Massnahmen bezüglich der Notstand-Ausrüstung werden in der Technischen Mitteilung zum Notstand-Schutzsystem<sup>202</sup> dargelegt.

Die Auswertung der Vorkommnisse<sup>115</sup> weist kein meldepflichtiges Vorkommnis durch einen Blitzschlag aus. Das letzte meldepflichtige Vorkommnis liegt ausserhalb des Betrachtungszeitraumes (1982, Blitzschlag in das 220-kV-Netz mit Reaktorschnellabschaltung).

#### **Änderungen**

Im Überprüfungszeitraum wurde das Projekt ZEUS abgeschlossen. Durch Beschaltung der Signalleitungen mit Überspannungsableitern wurde der Blitzschutz der Notstand-Ausrüstung verbessert. Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms wurde 2010 ein Teil der Überspannungsableiter ausgetauscht<sup>203</sup>.

### *Prüfungen*

Die getroffenen Massnahmen zur Blitzschutzsicherheit des Notstandgebäudes wurden nach der Errichtung des Gebäudes rechnerisch, durch Labormodelle und durch Stossspannungsmessungen vor Ort nachgewiesen<sup>6, 7</sup>.

Die Wiederkehrenden Prüfungen der inneren und äusseren Blitzschutzeinrichtungen sind in Arbeitsanweisungen geregelt. Sie werden periodisch durch ausgebildete und qualifizierte KKB-Mitarbeiter durchgeführt<sup>204, 80</sup>.

### *Ausblick*

Durch das eingeführte Blitzschutzkonzept<sup>205</sup> wird sichergestellt, dass der Blitzschutz auch bei künftigen Umbauten und Anlagenänderungen sichergestellt werden kann.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

ASK-Brief vom 23. März 1979<sup>201</sup>

KTA-Regel 2206<sup>206</sup>

SEV-Norm 4022 210<sup>207</sup>

Normen IEC/EN 62305-1<sup>208</sup>, IEC/EN 62305-2<sup>209</sup>, IEC/EN 62305-3<sup>210</sup> und IEC/EN 62305-4<sup>211</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Im Bewertungszeitraum hat das KKB ein Blitzschutzkonzept<sup>205</sup> erstellt. Es findet Anwendung für alle baulichen Massnahmen ab 2008. Das KKB hat im Bewertungszeitraum das Projekt ZEUS abgeschlossen und damit die Sicherheitssysteme im Notstand- und Sicherheitsgebäude gegen die Auswirkung von Blitzeinschlägen geschützt.

Aus Sicht des ENSI erfüllen die im KKB vorhandenen Massnahmen des Blitzschutzes die nationalen und internationalen Vorschriften. Sie sind geeignet, die Sicherheitssysteme für das sichere Abfahren und die Kühlung des Reaktors gegen die Auswirkungen eines Blitzeinschlages zu schützen.

Aus den Prüfungen der Blitzschutzeinrichtungen sind keine besonderen Vorkommnisse zu vermerken. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen von Freigabeverfahren, Inspektionen und Abklärungen im Rahmen der Übertragbarkeit von Vorkommnissen in ausländischen Anlagen über den guten Zustand der Einrichtungen.

## **5.10 Kommunikationsanlagen**

Die internen Übermittlungseinrichtungen werden benutzt für den Informationsaustausch und die Weitergabe von Anweisungen zur Betriebsführung, für die schnelle Warnung und Information des Kraftwerkspersonals nach einem Störfall und für die Information der Betriebsleitung des KKB über eventuelle drohende Gefahren. Zur Erfüllung dieser Aufgaben stehen eine kombinierte Telefon- und Personensuchanlage, drei Funkanlagen, eine Alarmierungsanlage, eine Alarmdurchsageanlage sowie eine Gegensprechanlage zur Verfügung.

### **Angaben des KKB**

Das KKB beschreibt die Kommunikationsanlagen in den Sicherheitsberichten<sup>6, 7</sup>. Folgende Systeme stellen die Kommunikation sicher:

- Die kombinierte Telefon- und Personensuchanlage besteht aus einer unklassierten Festnetz- und einer Cordlessanlage. Die beiden Anlagen sind miteinander verbunden und zueinander redundant.
- Die 0E-klassierte Cordlessanlage wurde in der Bewertungsperiode in den Jahren 2003/4 komplett sowie nach der Bewertungsperiode im Jahre 2012 teilweise erneuert. Sie dient als Telefonanlage, Personensuchanlage, Gruppenalarmierungen, Betriebs-Cordlessverbindung zwischen Leitstellen und in der Anlage befindlichem Betriebspersonal sowie als innerer Sicherheitsfunk. Sie deckt die Kommunikation in Störfällen ergänzend zur unabhängigen Gegensprechanlage ab. Die mit dem DECT-

Standard betriebene Anlage bewirkt erfahrungsgemäss keine negative Beeinflussung von anderen elektronischen Einrichtungen. Die Zentrale ist ab einer sicheren Schiene notstromversorgt, verfügt über eine Batterie mit Autonomiezeit von mindestens zwei Stunden, ist seismisch geprüft und diversitär zur Festnetzzentrale aufgestellt. Die Repeater sind ebenfalls seismisch geprüft und über die sichere Schiene ab Batterie versorgt.

- Mit der 0E-klassierten überflutungssicheren Alarmierungsanlage erfolgt die Alarmierung der Belegschaft bei Feuer, Technischem Notfall oder Containment-Evakuierung. Die Anlage verfügt über Lautsprecher in allen Gebäuden auf dem Kraftwerksareal. Die Stromversorgung erfolgt über halbgesicherte Schienen.
- Der Zweck der 0E-klassierten überflutungssicheren Alarmdurchsageanlage ist die Orientierung der Belegschaft in Notfällen mittels Durchsagen. Die Alarmdurchsageanlage wurde anfangs der Bewertungsperiode erneuert. Sie ist zweisträngig aufgebaut. In der Regel sind in den Räumen Lautsprecher von beiden Strängen installiert. Die Hörbarkeit ist in allen Räumen gewährleistet. Insbesondere auf den Fluchtwegen ist die Hörbarkeit auch bei Ausfall eines Stranges gewährleistet. Die Anlage verfügt über eine Selbstüberwachung der Sprechstellen. Die Stromversorgung der Controller erfolgt über halbgesicherte Schienen.
- Die von den anderen Übermittlungseinrichtungen unabhängige 0E-klassierte, gegen Einwirkungen von aussen ausgelegte Gegensprechanlage besteht ausschliesslich aus fest installierten Sprechstationen. Jede Sprechstation enthält alle Einrichtungen zum Verbindungsaufbau. Sprechstationen befinden sich in verschiedenen Räumen der Notstandgebäude, der Hauptkommandoräume und der Sicherungszentrale sowie im Notfallstab-Versammlungsraum. Die Einrichtungen innerhalb der sicherungsmässig überwachten Zone sind gegen Einwirkungen von aussen ausgelegt und erlauben die Abstimmung von Notfallmassnahmen vor Ort untereinander und mit der Betriebsleitung. Die Stromversorgung erfolgt über Notstrom mit Backupbatterien.
- Unabhängig von anderen Anlagen gibt es im KKB verschiedene unklassierte Funkanlagen einerseits für die Betriebsmannschaft, andererseits für die Wachmannschaft und eine weitere für die Feuerwehr.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinie ENSI-B01

Aktennotiz ENSI-AN-7219, Rev.2

### **Beurteilung des ENSI**

Bei der Festnetz- und der Cordless-Telefonanlage handelt es sich um moderne Telefonsysteme. Die Alarmierungs- und die Alarmdurchsageanlage sind klassische Lautsprecheranlagen mit dezentralen Verstärkern und zentralen Bedienstellen. Der Zustand dieser Systeme wie auch derjenige der Gegensprech- und der Funkanlagen kann als gut bewertet werden. Die Kommunikationssysteme sind ins Dossier des Alterungsüberwachungsprogramms aufgenommen. Aufgrund der Tatsache, dass diese Systeme regelmässig verwendet respektive periodisch getestet werden, kann gefolgert werden, dass deren Wirksamkeit und Zuverlässigkeit gegeben ist. Das ENSI hat die Kommunikationsmittel stichprobenweise überprüft und als einsatztauglich befunden. Die Auslegung des Gesamtsystems zur Kommunikation zeichnet sich dadurch aus, dass verschiedene Systeme sich ergänzen und in der Anwendung Überlappungen vorhanden sind. Damit ergeben sich funktionelle Redundanzen und räumliche Separation. Das Cordless-System wurde nach der Beurteilungsperiode entsprechend dem Stand der Technik durch neue Vermittlungsmodule ergänzt. Für Störfälle sieht das KKB die unabhängige Gegensprechanlage und das Cordlessystem vor.

Im Bewertungszeitraum wurde bei den Kommunikationseinrichtungen Erneuerungen vorgenommen. Die Systeme erfüllten ihre Funktion einwandfrei. Aufgrund der bisherigen Erfahrung kann davon ausgegangen werden, dass diese Systeme auch weiterhin ihre Funktion erfüllen.

## 5.11 Strahlenmesstechnik (inkl. Nachunfall-Probenahmesystem)

Zur Gewährleistung des Schutzes des Personals und der Umwelt sowie zur Überwachung der bestimmungsgemässen Funktion von Systemen müssen die radiologischen Verhältnisse innerhalb der Anlage und in der Umgebung sowie die Menge der Abgaben radioaktiver Stoffe nach aussen bekannt sein. Dazu sind spezielle Messeinrichtungen notwendig, die folgende Aufgaben erfüllen:

- Erfassung von Messwerten zur Charakterisierung der Radioaktivität und der Strahlenfelder in der Anlage
- automatische Anregung von Gegenmassnahmen beim Überschreiten von Schwellwerten (z. B. Isolierung des Containments)
- Messung der an die Umwelt abgegebenen Stoffe (Emissionsmessung)
- Erfassung der Strahlendosen und allfälliger Kontaminationen des Personals

Zusätzlich müssen Einrichtungen und Messgeräte vorhanden sein, die bei und nach Störfällen und bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen

- ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmassnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können
- Hinweise auf den Störfallablauf geben und wichtige radiologische Parameter aufzeichnen
- eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten
- ausreichende Informationen zur Erfüllung der internationalen Meldepflicht liefern

### Angaben des KKB

Das KKB verweist bei der Beschreibung und Bewertung der Strahlenmesstechnik in den PSÜ-Berichten<sup>212, 213, 214</sup> auf die Sicherheitsberichte<sup>6, 7</sup>, die Technischen Spezifikationen<sup>215</sup>, das Abgabereglement<sup>118</sup> und auf die Richtlinien HSK-R-07<sup>216</sup> und HSK-G13<sup>217</sup>.

Die Strahlenmesstechnik ist in beiden Blöcken des KKB grundsätzlich gleich aufgebaut. Einzelne Abweichungen hinsichtlich der Aufstellungsorte sind durch die unterschiedliche Nutzung von Räumen im KKB 1 und KKB 2 bedingt. Auch werden einige Messsysteme wie z.B. die Personenkontaminationskontrolle von KKB 1 und KKB 2 gemeinsam benützt.

Seit 1983 ist das Aktivitätsüberwachungssystem DRMS (Digital Radiation Monitoring System) im Einsatz. Im Normalbetrieb werden damit Ortsdosisleistungen innerhalb der Anlage, Radioaktivität in der Raumluft- bzw. Raumabluft, in der Raumzuluft, in der Kaminfortluft sowie im Abwasser und in Kreisläufen überwacht. Neben dem DRMS kommen weitere Strahlenmesssysteme mit folgenden Aufgaben zum Einsatz:

- Personen- und Materialkontaminationskontrolle
- Personendosimetrie und Inkorporationskontrolle
- Überwachung der Luft auf radioaktive Aerosole in den vielbegangenen Korridoren der Nebengebäude von Block 1 und Block 2, in der Hochdruckdekontaminationskabine, in der Sortierkabine und in der Abluft aus dem Rückstandslager
- Überwachung der Frischdampfleitung hinsichtlich Dampferzeugerleckagen
- Überwachung der Edelgasabgaben an die Umgebung bei Containment-Druckentlastungen

Zur Störfallinstrumentierung gehören je Block folgende Messeinrichtungen:

- drei Monitore zur Überwachung der Dosisleistung im Primärcontainment zur raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE)

- zwei Monitore zur Überwachung der Kaminfortluft hinsichtlich Edelgase, Aerosole und Jod
- ein Monitor zur Überwachung der Reingasleitung bei einer Containment-Druckentlastung
- zwei Monitore zur Überwachung der Frischdampfleitung
- ein Monitor zur Überwachung der Aktivität im Abwasser
- ein Monitor zur Überwachung des primären Nebenkühlwassers
- ein Monitor zur Überwachung der Aktivität im Notstand-Brunnenwasser nach dem Rezirkulationskühler

Zusätzlich steht für jeden Block ein Nachunfall-Probenentnahmesystem (Post Accident Sampling System, PASS) zur Entnahme von Proben aus der Atmosphäre des Primärcontainments und zur Entnahme von Proben aus dem Reaktorkühl-, dem Restwärme- und dem Sicherheitseinspeisesystem zur Verfügung.

Im Bewertungszeitraum wurden gemäss dem KKB an der Strahlenschutzmesstechnik in beiden Blöcken folgende Änderungen bzw. Neuinstallationen durchgeführt:

- 2004: Versetzen der Entnahmestellen des Probenwassers für den Aktivitätsmonitor zur Überwachung des primären Zwischenkühlsystems im Block 1 und 2

Die Aktivitätsmonitore waren bisher im Rücklauf vor den Zwischenwasserkühlern angeschlossen. Das hatte den Nachteil, dass bei Rücklauftemperaturen grösser 50°C, wie sie zum Beispiel im Restwärmebetrieb beim normalen Abfahren der Anlage auftreten, der Monitor zum Schutz des Detektors automatisch abgeschaltet wurde. Die Probenwasserentnahme wurde deshalb in beiden Blöcken auf die Kühleraustrittsseite versetzt. Jetzt stehen die Monitore auch während des Restwärmebetriebs und bei Störfällen zur Verfügung.

- 2004: Wechsel von Thermolumineszenz- zu Direct-Ion-Storage-Personendosimetern

Der Wechsel erfolgte aufgrund einer Forderung des ENSI, die im Rahmen der Erneuerung der Anerkennung der Personendosimetrie im Jahr 2004 neben der Messung der Personen-Tiefendosis Hp(10) auch die Messung der Personen-Oberflächendosis Hp(0,07) verlangte.

- 2004: Austausch der Kupfer-Probenentnahmeleitung der Kaminfortluftüberwachung (Pendez PSÜ-P 28, vgl. Kapitel 2.3.2.3)

Das KKB ersetzte die in Kupfer ausgeführten Probenentnahmeleitungen der Kaminfortluftüberwachungen durch Edelstahlleitungen, da Kupfer als Leitungsmaterial wegen seines Jod-Adsorptionsvermögens für eine Probenentnahme von Jod-Isotopen nicht geeignet ist.

- 2005: Ertüchtigung des Monitor KRM RM-0092 zur Überwachung der Notstands-Rezirkulation hinsichtlich der Mediums- und Umgebungsbedingungen bei Störfällen (Pendez PSÜ-P 25, vgl. Kapitel 2.3.2.3)

Das KKB versah den Vorverstärker mit einer Bleiabschirmung und den Detektor mit einer Isolationsmatte.

- 2007: Demontage der Ortsdosisleistungsmessstellen KRM RM 4001 und KRM RM 4002 im ZWIBEZ SAA-Lagerbereich (Pendez PSÜ-P 7, vgl. Kapitel 2.3.2.2)

Die Ortsdosisleistungsmessstellen im ZWIBEZ SAA-Lagerbereich wurde zur Reduktion der Strahlendosis des Wartungspersonals demontiert, da dort eine unbeabsichtigte Erhöhung der Ortsdosisleistung nicht möglich ist.

- 2007: Anbindung von vier Aerosolmonitoren an das Anlageinformationssystem ANIS (Pendez PSÜ-P 7, vgl. Kapitel 2.3.2.2)

Vier Aerosolmonitore, die in den vielbegangenen Korridoren der Nebengebäude von Block 1 und 2 aufgestellt sind, wurden in das Anlageinformationssystem ANIS eingebunden, so dass nun eine Anzeige und Registrierung der Messwerte und Alarmierungen im Hauptkommandoraum erfolgt.

- 2007: Einsatz eines neuen Quickcounters zur Überwachung von Inkorporationen bei Personen
- 2008/2007: Ertüchtigung des Probenentnahme- und Messsystems zur radiologischen Überwachung der Primärcontainmentluft (Pendenzen PSÜ-P 19 und PSÜ-P 24, vgl. Kapitel 2.3.2.3)

Gemäss Aussage des KKB dienten alle durchgeführten Änderungen der Verbesserung der Systeme und waren sicherheitsgerichtet. Die durchgeführten Änderungen führten zu keiner Auslegungsänderung der Aktivitätsüberwachung.

Im Bewertungszeitraum gab das ENSI im Bereich der Strahlenschutzmesssysteme Änderungsanträge der Technischen Spezifikation frei. Die Änderungsanträge betrafen insbesondere die Zuordnung von Messsystemen zur Störfallinstrumentierung sowie Schwellwerte und Prüfzyklen von verschiedenen Messsystemen (Penzenz PSÜ-P 27, vgl. Kapitel 2.3.2.3).

Im Bewertungszeitraum kam es bei den Strahlenschutzmesssystemen zu vier meldepflichtigen Ereignissen. Die Fehler lagen bei der falschen Auslegung einer ersetzten Probenentnahmeleitung, bei der Fehlfunktion eines Drucktransmitters, beim Ausfall einer Probenentnahmepumpe und bei einer Fehlauflösung der Sicherheitsgebäudeteilisolation. Alle Fehler wurden in der zulässigen Reparaturzeit der Technischen Spezifikation behoben. Neben der Behebung der Ursachen für diese meldepflichtigen Ereignisse führte das KKB im Bewertungszeitraum fünf weitere wesentliche Instandsetzungen aufgrund von nicht meldepflichtigen Einzelfehlern durch. In vier Fällen wurden die fehlerhaften Elektronikbaugruppen und in einem Fall ein Differenzdruckschalter ausgetauscht.

Zusammenfassend legte das KKB dar, dass das Aktivitätsüberwachungssystem die gestellten Anforderungen im Bewertungszeitraum zuverlässig erfüllte. Die Technischen Spezifikationen für den Reaktorbetrieb wurden im Bewertungszeitraum eingehalten. Die Betriebsbereitschaft gewährleistet das KKB im Rahmen der wiederkehrenden Prüfungen und Betriebsvorschriften. Das KKB verzeichnete im Bewertungszeitraum keine negativen Trends.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 9, 11, 17, 31, 34, 43 und 44 StSG

Art. 6, 7, 33 bis 37, 42-44, 63, 64, 79 bis 81, 94, 96 und 97 StSV

Art. 32-35 und 38 Dosimetrieverordnung

Art. 2, Art. 7-9, Art. 13-15 Verordnung des EJPD über Messmittel für ionisierende Strahlung (StMmV)

Abgabereglement des KKB<sup>118</sup>

Richtlinien ENSI-B12<sup>218</sup>, ENSI-G01<sup>219</sup>, HSK-G13<sup>217</sup>

KTA-Regeln 1501<sup>220</sup>, 1502<sup>221</sup>, 1503.1<sup>222</sup>, 1503.2<sup>223</sup>, 1504<sup>224</sup>

DIN ISO 2889<sup>225</sup>

Abweichungen von den KTA-Regeln und von der DIN ISO 2889<sup>225</sup> werden hinsichtlich ihrer Bedeutung für die Schutzziele „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ beurteilt.

Die Betriebserfahrung der Strahlenschutzmesstechnik wird durch Vergleich der Ausfallraten der KKB-Messsysteme mit den Erfahrungen aus anderen schweizerischen und ausländischen Anlagen und hinsichtlich der Einhaltung der zulässigen Reparaturzeit gemäss den Technischen Spezifikationen beurteilt.

## Beurteilung des ENSI

### *Überwachung der Ortsdosisleistungen und der Raumluft*

Die festinstallierten Ortsdosisleistungsmonitore des DRMS erfüllen hinsichtlich der zu überwachenden Orte und ihrer technischen Ausführung die Anforderungen der KTA 1501. Neben diesen festinstallierten Messgeräten kommen im KKB weitere Messgeräte zum Einsatz, die nur eine Vor-Ort-Anzeige und Alarmierung aufweisen. Diese zusätzlichen Messgeräte, die vor allem dem operationellem Strahlenschutz dienen, sind entweder permanent installiert oder werden temporär nur während der Revision aufgestellt.

Die festinstallierten Raumluftüberwachungsmonitore des DRMS und die zusätzlichen stationär in der kontrollierten Zone installierten Aerosolmonitore in den vielbegangenen Korridoren der Nebengebäude des KKB 1 und 2 erfüllen die Anforderungen der Richtlinie HSK-G13. Mit diesen Überwachungssystemen wird die Luft an häufig begangenen Orten und an Arbeitsplätzen mit generell erhöhter Luftkontaminationsgefahr kontinuierlich überwacht.

Zur Umsetzung der Pendezenz PSÜ-P 7 hat das KKB im Bewertungszeitraum ein Konzept zur Überwachung der radiologischen Situation in der kontrollierten Zone erarbeitet. Anfang 2016 wurde die Umsetzung der daraus abgeleiteten Massnahmen abgeschlossen.

Auf Grund der Pendenzen PSÜ-P 19 und PSÜ-P 24 ertüchtigte das KKB im Jahre 2007 bis 2008 die Probenentnahme- und Messsysteme zur radiologischen Überwachung der Primärcontainmentluft, so dass sie nun die Anforderung der Richtlinie HSK-G13<sup>217</sup> bezüglich der Gesamtübertragungsraten für Partikel erfüllen. Auch erbrachte das KKB für alle Probenentnahmesysteme zur Überwachung der Raum- bzw. Raumabluft den Nachweis, dass sie die Anforderung der Richtlinie HSK-G13<sup>217</sup> bezüglich der Gesamtübertragungsraten für Partikel erfüllen (Pendezenz PSÜ-P 28).

In der Pendezenz PSÜ-P 8 verlangte das ENSI, dass das KKB ein praktikables messtechnisches Konzept für eine kontinuierliche und registrierende Überwachung der Aktivitätskonzentration in der Atemluft während der Brennelementhandhabungen im Sicherheitsgebäude und im Lager für bestrahlte Brennelemente darlegen muss. Das von KKB vorgeschlagene Konzept sah eine Nachrüstung von Jodmonitoren zur Luftüberwachung der Brennelementlager vor, die Anfang 2016 abgeschlossen wurde.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass die Überwachungssysteme der Ortsdosisleistungen und der Raumluft dem Stand der Technik entsprechen. Ergänzt werden diese kontinuierlich messenden Überwachungssystemen im KKB durch eine Reihe von administrativen Massnahmen, wie z. B. das Routinemessprogramm des Strahlenschutzes.

### *Kaminfortluftüberwachung*

Mit dem Ersatz der in Kupfer ausgeführten Probenentnahmeleitungen der Kaminfortluftüberwachungen durch Edelstahlleitungen wurde die Gesamtübertragungsraten für Jod-Isotope verbessert. Darüber hinaus installierte das KKB in beiden Blöcken zwei neue Messsysteme zur Überwachung der radioaktiven Aerosole in der Kaminfortluft. Die neuen Aerosolmesssysteme gingen Ende 2014 in Betrieb und erfüllen die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G13, insbesondere hinsichtlich der Gesamtübertragungsraten.

### *Radiologische Abwasser-, Kühlkreislauf- und Systemüberwachungsmesssysteme*

Mit Abschluss der Pendezenz PSÜ-P 25 erfüllen die radiologischen Abwasser-, Kühlkreislauf- und Systemüberwachungsmesssysteme die Anforderungen der Richtlinie HSK-G13.

### *Nachunfallprobenentnahmesysteme (PASS)*

Die Nachunfallprobenentnahmesysteme (PASS), mit dem Probenentnahmen aus der Atmosphäre und Hydrosphäre des Primärcontainments während und nach Störfällen möglich sind, erfüllen die Anforderungen der Richtlinie ENSI-B12.

### *Mobile und festinstallierte Messgeräte für den operationellen Strahlenschutz*

Im Bewertungszeitraum ersetzte das KKB die amtlichen Personendosimeter und den Quickcounter zur Überwachung von Inkorporationen bei Personen. Zusätzlich ersetzte das KKB Personenkontaminationsmonitore, mobile Jod-Luftsammler und Aerosolmonitore. Das ENSI beurteilt die eingesetzten Messgeräte für den operationellen Strahlenschutz als dem Stand der Technik entsprechend.

### *Betriebserfahrung*

Aus der vom KKB dargestellten Betriebserfahrung lassen sich folgende Aussagen über den Qualitätszustand der Strahlenschutzmesssysteme ableiten:

- Die Funktionsprüfungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde.
- Da bei der Strahlenschutzinstrumentierung in der Regel keine präventive Instandhaltung durchgeführt wird, überwiegt im Bewertungszeitraum die durch Komponentenausfall bedingte Instandhaltung.
- Die Ausfallraten pro Messgerät und Jahr sind vergleichbar mit den Erfahrungswerten, die in anderen Anlagen gemacht wurden.
- Sämtliche Störungen inkl. der meldepflichtigen Ereignisse wurden innerhalb des durch die Technischen Spezifikationen vorgegebenen Zeitintervalls behoben.

Im Rahmen der Erledigung der Pendezenz PSÜ-P 26 hat das KKB im Bewertungszeitraum die Dokumentation der Strahlenschutzmessgeräte und -einrichtungen sowie die Methoden zur Bilanzierung der Abgaben radioaktiver Stoffe verbessert. Auch wurden die Prüfintervalle der Strahlungsmessgeräte in den Technischen Spezifikationen gemäss der Richtlinie HSK-G13<sup>217</sup> angepasst (Pendezenz PSÜ-P 27).

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Schluss, dass die Strahlenschutzmesstechnik den Anforderungen der heutigen schweizerischen Gesetzgebung genügt. Die Betriebserfahrungen zeigen, dass die Messeinrichtungen in einem guten technischen Zustand sind.

## **5.12 Hebezeuge**

### **Angaben des KKB**

Das KKB gibt an, dass im zu bewertenden Zeitraum betriebsbedingte Änderungen im Systemaufbau und bei den erforderlichen Systemaufgaben erfolgt sind. Änderungen in der Bedienung und Überwachung der Portalkrane, durch welche auch deren Lastzonen erweitert wurden, waren notwendig, da die Lastbegrenzung der Portalkrane von 10 t auf 30 t erhöht werden musste. Wegen Eindringen von Wasser war es erforderlich geworden, auch die Schienen der beiden Portalkrane inklusive aller in den Beton eingegossener Teile zu erneuern. Die Rundlaufkräne beider Blöcke wurden im Rahmen des alterungsbedingten Ersatzes der gesamten elektrischen Installation und des kompletten Ersatzes der Krankatzen umfassend saniert. Des Weiteren wurden innerhalb des Bewertungszeitraums Änderungen in der Auslegung der Rundlaufkräne vorgenommen, um dem neuen Stand der Technik und den geänderten Bedürfnissen während des Betriebes Rechnung zu tragen.

In einem PSÜ-Dokument<sup>226</sup> sind die im Betrachtungszeitraum durchgeführten Instandhaltungen aufgelistet. Jährlich wurden die beiden Portalkrane und der Rundlaufkran im Reaktorgebäude einer Revision und einer Seilprüfung unterzogen. Es gab keine Beanstandungen. Die im Betrachtungszeitraum wesentlichen Instandhaltungen sind folgende:

- 2006: Am Portalkran 10SME 2001 wurde ein Schienenübergang einer Kranbahn instandgesetzt.
- 2006: Am Portalkran 10SME 2001 wurde die Seilführung des Hilfshubs 1 und 2 instandgesetzt.
- 2008/2009: Die Mechanik der Teleskop-Rundlaufkräne SME 1036, 1037 und 1038 wurde 2009 im Block 1 und 2008 im Block 2 komplett revidiert und die erforderlichen Verschleissteile ersetzt.

- 2009: Das Seil des Haupthubes des Rundlaufkrans 20SME 1050 musste auf Grund einer Beschädigung ersetzt werden. Im gleichen Jahr wurde wegen eines Defekts eine Berstscheibe ersetzt.
- 2011: Der Hilfshub 20SME 2002-A des Portalkrans wurde beim Hersteller revidiert, nachdem eine ausgeschlagene Motorkupplung entdeckt worden war.
- 2011: Der Träger der Hängebahn 20SME 1536 wurde ersetzt.

Die jährlichen Revisionen und Seilprüfungen bestätigen den guten Zustand der Krananlagen. Die Krananlagen erfüllen alle Forderungen, welche aus ihrer Nutzung hervorgehen. Gemäss dem KKB gewährleistet die laufende Überwachung den sicheren Betrieb der Krananlagen.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

KTA-Regeln 3902<sup>227</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Die im Betrachtungszeitraum durchgeführten Massnahmen der Instandhaltung verliefen fachgerecht. Als positiv wird bewertet, dass die Instandhaltungsmassnahmen keinen Einfluss auf die Verfügbarkeit der Anlage hatten. Weiterhin wurden Instandhaltungen durchgeführt, um den Stand der Technik einzuhalten. Vorsorglich durchgeführte Arbeiten und Umrüstungen wurden vom ENSI begrüsst.

Das ENSI kann den guten Zustand der Krananlagen nach den jährlichen Revisionen und Seilprüfungen bestätigen. Die laufende Überwachung stellt sicher, dass ein sicherer Betrieb der Krananlagen gewährleistet ist.

## **5.13 Flucht- und Interventionswege**

### **Angaben des KKB**

Das KKB hat für jedes Gebäude und für jeden Bereich die vorhandenen Fluchtwege hinsichtlich z. B. Flucht-richtungen, nachleuchtenden Beschilderungen, die Länge der Fluchtwege und allfällige von den zuständigen Behörden bewilligte Ausnahmen analysiert und die Ergebnisse in den eingereichten Unterlagen<sup>228</sup> dargestellt.

Der Betreiber gibt detaillierte Auskünfte über wichtige Entwicklungen und durchgeführte Optimierungsmassnahmen in der Berichtsperiode, bei denen auch die Vorgaben des operationellen Strahlenschutzes berücksichtigt wurden. Das KKB berichtet z. B. über den Bau von Fluchtaufnahmeräumen mit einer gesamten Aufnahme-fähigkeit von 100 Personen auf den Zwischendächern der Blöcke 1 und 2. Diese Räume wurden aus sicherungstechnischen Gründen geschaffen. Ferner hat der Betreiber festgestellt, dass das normale Flucht-wegkonzept während einer Revisionsabstellung oder bei Grossprojekten wie AUTANOVE und HERA nicht ausreicht, um allen Personen (über 100) aus dem primären Nebengebäude einen sicheren Austritt aus der kontrollierten Zone zu ermöglichen. Als Gegenmassnahme wurde deshalb ein Konzept ausgearbeitet und dem ENSI vorgelegt, das die Problematik bei einer Massenflucht lösen soll. Durch geeignete technische Massnahmen kann mit diesem Konzept sichergestellt werden, dass beim Flüchten die Aufenthaltszeiten auf dem Zwischen-dach für die flüchtenden Personen möglichst kurz gehalten werden. Mit dem temporären Aufbau von sogenannten Treppentürmen (Baugerüste mit integrierten (Flucht)Treppen) können Personen das Zwischen-dach sicher verlassen.

Regelmässige Kontrollen der Flucht- und Interventionswege werden durchgeführt und sind in der betriebsin-ternen Dokumentation festgehalten. Kontrollpunkte sind beispielsweise, ob die Arbeitsplätze und Räumlichkeiten schnell und sicher verlassen werden können, ob die Beschilderungen erkennbar und deutlich sind oder ob Fluchttüren sich leicht öffnen lassen. Die Frequenz der Kontrollgänge ist vom aktuellen Anlagenstatus (Normalbetrieb, Revisionsabstellung, Brennelementwechsel) abhängig. Die Ergebnisse der Kontrollgänge werden protokolliert. In der Berichtsperiode wurden auf den 423 durchgeführten Rundgängen 23 Mängel fest-gestellt. Zusätzlich werden Kontrollgänge zwecks Unfallverhütung durchgeführt. Die Flucht- und Interventions-wege werden zudem noch auf Gesetzeskonformität geprüft. Während diesen 202 Rundgängen wurden

25 fluchtwegrelevante Mängel festgestellt. Das KKB hat folgende Hauptmängel identifiziert: versperrte Fluchtwege, fehlende Fluchtwegbeschilderungen, versperrte Fluchttüren sowie offene Brandschutztüren. Die Analyse des KKB zeigte, dass menschliches Fehlverhalten die häufigste Mängelursache war. Das KKB betont die Notwendigkeit dieser Kontrollrundgänge.

Die Funktionskontrollen der Interventionstüren (etwa 100 Stück), die für die Sicherung relevant sind und deshalb nur von der Betriebswache geöffnet werden können, sind in Vorschriften festgelegt. Die von den Türen weiterführenden Wege werden ebenfalls überprüft. In der Berichtsperiode wurden 59 Kontrollgänge durchgeführt und 19 Beanstandungen festgestellt. Auf Grund der Analysen der Ergebnisse hat das KKB festgestellt, dass die jährlichen Wartungen auf die optimale Funktionalität der Türen ausgerichtet werden soll.

Das KKB bewertet die regelmässigen Kontrollrundgänge sowie Kontrollen der Interventionstüren und deren Ergebnisse, welche zu Sofortmassnahmen zur Behebung der festgestellten Mängel führen, als wichtig, um die Freihaltung der Flucht- und Interventionswege zu gewährleisten. Ferner können dadurch die gesetzlichen Bestimmungen und Vorgaben eingehalten werden.

Für eine strahlenschutztechnische Bewertung der Flucht- und Interventionswege geht das KKB von folgenden Annahmen aus:

- Eintritt eines Fluchtereignisses mit oder ohne Veränderung der radiologischen Situation
- Interventionen bei einem Ereignis mit oder ohne Veränderungen der radiologischen Situation

Der KKB-Strahlenschutz wird für die radiologische Beurteilung von neuen und geänderten Fluchtwegsituationen einbezogen. Dabei werden fluchtbedingte erhöhte Individualdosen sowie Personenkontaminationen und -inkorporationen in Betracht gezogen. Flucht durch Gebiete mit erhöhten Ortsdosisleistungen oder Freisetzungen von radioaktiven Stoffen werden als Beispiele solcher radiologischen Beurteilungen gegeben.

Das Fluchtwegkonzept basiert auf drei Faktoren: Flucht ins Freie, in einen sicheren Bereich oder in einen anderen Brandabschnitt. Dies soll dazu führen, dass zeitaufwendige Entscheidungsfindungen und Hindernisbewältigungen während der Flucht vermieden werden. Zur Umsetzung dieser Vorgaben hat das KKB Massnahmen wie z. B. Reduzierung der Fluchtwegbeschilderung auf drei bis fünf leicht verständliche Schilder, nachleuchtende Boden- und Treppengeländermarkierungen, Zonenwechsel nur von Zonen höherer zu tieferer Einstufung sowie Überarbeitung des Notleuchtkonzepts durchgeführt.

Allen alarmierten Personen stehen auf dem Areal Besammlungsorte und Ersatzbesammlungsorte zur Verfügung. Muss das Betriebsareal verlassen werden, ist der externe Besammlungsort im ZWILAG.

Für Einsätze in den Gebäuden sind vorbestimmte Interventionswege definiert, die grundsätzlich mit den Fluchtwegen identisch sind.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinie HSK-R-07<sup>216</sup>

Brandschutzrichtlinien VKF 16-03d und VKF 17-03d

### **Beurteilung des ENSI**

Der Betreiber hat mit den Angaben in den eingereichten Unterlagen gezeigt, dass das Fluchtwegkonzept durch die in der aktuellen Berichtsperiode durchgeführten Massnahmen stets verbessert und optimiert wurde. Das ENSI teilt die Auffassung des Betreibers, dass die regelmässige Durchführung von Kontrollrundgängen zur Entdeckung von Mängeln geeignet und in dieser Form weiterzuführen ist. Die Beurteilung durch das ENSI stützt sich auch auf die regulären Aufsichtstätigkeiten wie Inspektionen in Zusammenhang mit den Jahresrevisionen oder anderen Arbeiten und Tätigkeiten auf dem KKB-Betriebsareal.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass das bestehende Fluchtwegkonzept wesentlich zur Sicherheit des Gesamtpersonals in Notfällen beiträgt.

## 5.14 Sicherheitsrelevante Anlagenteile des ZWIBEZ

### Angaben des KKB

Die Gebäude des Zwischenlagers ZWIBEZ sind gemäss der Richtlinie ENSI-G01 der Bauwerkklasse BK I zugeordnet.

Die relevanten Systeme und Komponenten des ZWIBEZ sind folgende:

- Lagerhallenkräne im HAA- und im SAA-Lager, Hebebühne und Arbeitsplatzkran im HAA-Lager
- Behälterüberwachungssystem im HAA-Lager
- Lüftungen im HAA- und im SAA-Lager
- Kommunikationsanlagen
- Gefahrenmeldeanlagen
- Aktivitätsmesseinrichtungen
- Fluchtwegbeleuchtung
- Brandmeldeanlage
- Brandschutzklappen

Die aufgeführten Systeme und Komponenten des ZWIBEZ haben keine sicherheitsrelevanten Funktionen, sie sind als nicht klassiert eingestuft.

### Beurteilungsgrundlage des ENSI

KEG, KEV

StSG, StSV

Richtlinien ENSI-G01, ENSI-G13

KTA-Regel 3902

### Beurteilung des ENSI

*Vollständigkeit der betrachteten Systeme und Komponenten*

In 1991 hatte die HSK<sup>229</sup> sicherheitsrelevante Systeme und Komponenten des ZWIBEZ je nach ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung und dem damit verbundenen unterschiedlichen Aufwand bezüglich der Projektaufsicht den Ablauftypen A bis C zugeteilt. Verglichen mit den dort aufgeführten Systemen und Komponenten, die im ZWIBEZ sicherheitstechnisch die grösste Bedeutung haben (Ablauftyp A), ist der vom KKB betrachtete Umfang nicht vollständig, es fehlt die Bewertung der Notstromversorgung.

### Forderung 5.14-1

*Die Notstromversorgung (USV-Anlage) des ZWIBEZ ist bis zum 15. Dezember 2017 hinsichtlich der Klassierung zu überprüfen.*

*Lagerhallenkräne im HAA- und im SAA-Lager, Hebebühne und Arbeitsplatzkran im HAA-Lager*

Die Auslegung der Hebezeuge des ZWIBEZ basiert auf der KTA 3902 und stellt damit den derzeitigen Stand der Technik dar. Selbst bei einem unterstellten Versagen sind Freisetzungen entweder ausgeschlossen oder so gering, dass die Dosislimite der Störfallkategorie 1 eingehalten würden (vgl. Kapitel 6.4.1). Gesamtheitlich kann daher der Bewertung des KKB zugestimmt werden, dass diese Hebezeuge als nicht klassierte Komponenten eingestuft werden.

### *Behälterüberwachungssystem*

Hierbei geht es um das System zur Überwachung der Dichtheit der TL-Behälter im HAA-Lager. Die Dichtheit der TL-Behälter ist gemäss Richtlinie ENSI-G05 sicherzustellen. Für jeden Behältertyp ist im Sicherheitsbericht nachzuweisen, dass die Anforderungen an die dichte Umschliessung erfüllt werden. Bei der Herstellung jedes einzelnen Behälters ist im Rahmen der Abnahmeprüfungen ein entsprechender messtechnischer Nachweis zu erbringen. Anschliessend erfolgt bei der Einlagerung im Zwischenlager für jeden einzelnen Behälter eine Verifikationsmessung. Ausserdem sind die Behälter so zu konstruieren, dass bei einem allfälligen Verlust der Dichtheit keine radioaktiven Stoffe unmittelbar entweichen können. Sollte es dennoch zu einer Freisetzung infolge Undichtheit kommen, so werden die entsprechenden Abgaben über die radiologischen Messsysteme des jeweiligen Zwischenlagers erfasst. Das Dichtheitsüberwachungssystem erfüllt somit grundsätzlich keine Sicherheitsfunktion und muss demzufolge auch nicht klassiert werden.

### *Lüftung*

Das ENSI stellt fest, dass die Funktion bzw. die Integrität der Lüftungstechnik bei den Störfallanalysen zum Nachweis der Einhaltung der Störfalldosen nicht kreditiert werden.

Im Normalbetrieb ist die gesamte Kontrollierte Zone im ZWIBEZ (SAA- und HAA-Lager) dem Zonentyp 0 zugeordnet. Müssen ausnahmsweise im ZWIBEZ der Zonentyp I oder ein höherer eingerichtet werden, so sind die dafür erforderlichen strahlenschutztechnischen Massnahmen bereits vorbereitet. Dazu gehören neben der Überwachung von Ortsdosisleistungen eine Lüftungstechnische Trennung von kontrollierten Zonen des Typs 0, die gefilterte Unterdruckhaltung sowie die Überwachung von Oberflächen, von Raumluft, von Abluft, von Fortluft, von Personen und von Gegenständen auf Kontamination. Auch eine Rückhaltung von Flüssigkeiten und deren geeignete Ableitung in dafür vorgesehene Systeme sind in solchen Fällen zwingend. Sollte nach einem Störfall im ZWIBEZ oder einer anderen benachbarten kerntechnischen Anlage eine Änderung der Zoneneinteilung im ZWIBEZ notwendig werden, so werden die Zonentypen vom KKB-Strahlenschutz entsprechend der dann aktuellen Situation gemäss HSK-R-07 und KKB-Zonenkonzept neu festgelegt, signalisiert und ggf. abgesperrt.

### *Kommunikationsanlagen / Gefahrenmeldeanlagen / Fluchtwegbeleuchtung*

Das ENSI bestätigt, dass die Kommunikationsanlagen, die Gefahrenmeldeanlagen und die Fluchtwegbeleuchtung des ZWIBEZ zwar eine gewisse sicherheitstechnische Bedeutung haben, eine Klassierung aber nicht erforderlich ist. Für die Fluchtwegbeleuchtung gelten die Vorgaben der VKF-Richtlinie 16-15.

### *Aktivitätsmesseinrichtungen*

Im ZWIBEZ besteht die radiologische Anlagenüberwachung aus der Fortluftüberwachung und dem Messsystem zur Überwachung der Ortsdosisleistung. Die radiologische Fortluftüberwachung dient der kontinuierlichen Überwachung der mit der Fortluft abgegebenen radioaktiven Stoffe, der Einhaltung der in der Betriebsbewilligung festgelegten Abgabelimiten durch Auslösung von Alarmen bei Grenzwertüberschreitung und der Bilanzierung der mit der Fortluft abgeleiteten radioaktiven Stoffe an die Umgebung. Die Bilanzierung ist eine Grundlage zur Beurteilung der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung der Kernanlage. Die Messsysteme zur Überwachung der Ortsdosisleistung messen die Dosisleistung im überwachten Bereich einer Kernanlage und warnen Personen beim Überschreiten von Alarmwerten im Normalbetrieb und bei Betriebsstörungen. Zusätzlich geben die Messsysteme Hinweise auf die Betretbarkeit des überwachten Bereichs während und nach Störfällen. Aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung handelt es sich bei diesen Systemen um sicherheitsbezogene Systeme gemäss Anhang 4 KEV. Die Richtlinie ENSI-G04 verlangt, dass mechanische und elektrische Ausrüstungen in Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente gemäss den Kriterien von Anhang 4 Ziffer 3 KEV und der massgeblichen ENSI-Richtlinien in Sicherheits- und Erdbebenklassen einzustufen und nach den entsprechenden Anforderungen auszulegen sind.

### **Forderung 5.14-2**

- a) *Die Messsysteme des ZWIBEZ zur Fortluftüberwachung und zur Überwachung der Ortsdosisleistung sind bis zum 15. Dezember 2017 nach den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01 zu klassieren.*

*Brandmeldeanlage / Brandschutzklappen*

Grundsätzlich gelten für Brandschutzprodukte die Vorgaben der VKF-Brandschutznorm (1-15, Art. 14). Änderungen im Bereich des Brandschutzes sind gemäss ENSI-A04, Kap. 4.2.1d freigabepflichtig. Daher sind die elektrischen Ausrüstungen des technischen Brandschutzes gemäss ENSI-G01, Kap. 4.2.2 0E zu klassieren.

**Forderung 5.14-2**

- b) Die elektrischen Ausrüstungen des technischen Brandschutzes des ZWIBEZ sind bis zum 15. Dezember 2017 nach den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01 als 0E zu klassieren.*

## 6 Schutz der Anlage gegen Auslegungsstörfälle

Deterministische Sicherheitsnachweise beinhalten technische und radiologische Störfallanalysen. Im Allgemeinen werden bei den technischen Störfallanalysen neutronenphysikalische Grössen (Kritikalität, Leistung) und thermohydraulische Grössen (Temperaturen, Drücke, Massenströme) berechnet. Radiologische Störfallanalysen bewerten Quellterme, Freisetzungen, Ausbreitungen und Expositionspfade. Die technischen Störfallanalysen im Sinne der Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und der Gefährdungsannahmenverordnung werden in den Kapiteln 6.1 und 6.2 behandelt. Die radiologischen Störfallanalysen im Sinne der Strahlenschutzverordnung sowie der Richtlinien ENSI-A08<sup>230</sup> und ENSI-G14<sup>121</sup> folgen im Kapitel 6.3. Die Prüfung der Störfallanalysen für die Lager und die betrieblichen Lagerbecken findet sich in Kapitel 6.4.

### 6.1 Grundlagen deterministischer Störfallanalysen

#### 6.1.1 Grundlegende Anforderungen

Mit deterministischen Störfallanalysen wird das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage bei auslösenden Ereignissen der Sicherheitsebene 3 gemäss Tabelle 6.1-1 (Auslegungsstörfälle) überprüft. Dabei ist nachzuweisen, dass keine unzulässigen Freisetzungen radioaktiver Stoffe, keine unzulässigen Bestrahlungen von Personen und keine unzulässigen Schäden an der Anlage auftreten. Auslegungsstörfälle treten definitionsgemäss im Häufigkeitsbereich von kleiner als  $10^{-1}$  pro Jahr bis grösser als  $10^{-6}$  pro Jahr auf und werden im Allgemeinen mit Sicherheitssystemen beherrscht. Für den Nachweis des ausreichenden Schutzes gegen durch Naturereignisse ausgelöste Störfälle sind Gefährdungen mit einer Häufigkeit grösser oder gleich  $10^{-4}$  pro Jahr zu berücksichtigen. In Abhängigkeit von der Häufigkeit werden die Auslegungsstörfälle in die Störfallkategorien 1 bis 3 unterteilt. Für jeden Störfall ist nachzuweisen, dass die folgenden Schutzziele eingehalten werden:

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente
- Einschluss der radioaktiven Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

Einzelne auslegungsüberschreitende Störfälle mit einer Eintrittshäufigkeit kleiner als  $10^{-6}$  pro Jahr werden im Hinblick auf die Minimierung des verbleibenden Risikos ebenfalls im Rahmen der deterministischen Störfallanalyse betrachtet.

#### 6.1.2 Ausgangslage

Das KKB hat dem ENSI im Rahmen der PSÜ 2012 neue Störfallanalysen eingereicht und seinen Sicherheitsbericht<sup>7</sup> entsprechend aktualisiert. Die Neuanalysen waren zur Erfüllung des neuen Regelwerkes (Gefährdungsannahmenverordnung und Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup>) erforderlich und wurden vom KKB in einer Technischen Mitteilung<sup>231</sup> bewertet. Zudem wurde auch die Einteilung der Störfälle in Störfallkategorien<sup>24</sup> aktualisiert. Ältere Analysen, welche im Berichtszeitraum durchgeführt, anschliessend aber im Rahmen der Umsetzung des neuen Regelwerkes durch neue Analysen ersetzt wurden, sind nicht Gegenstand dieser Stellungnahme.

Zunächst wird der aktuelle Stand des Ereignisspektrums bewertet. Des Weiteren beurteilt das ENSI die im Überprüfungszeitraum gewonnenen Erkenntnisse bezüglich neuer Gefährdungsannahmen bei äusseren Einwirkungen und deren Einfluss auf die technischen Störfallanalysen. Die Bewertung der einzelnen technischen Störfallanalysen bildet den Hauptteil in Kapitel 6.2.

Tabelle 6.1-1: Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke

Sicherheits-ebene	Störfall-kategorie	Häufigkeit H pro Jahr	Nachweis	Ziel	Schutzziel Kontrolle der Reaktivität	Schutzziel Kühlung der Brennelemente	Schutzziel Ein-schluss radioaktiver Stoffe	Dosislimite Umgebung <sup>1</sup>	Dosislimite Personal	Grundlage
1			abgedeckt durch deterministische Störfallanalyse	Verhindern von Betriebsstörungen und Störfällen				Q-DRW <sup>2</sup>	20 mSv / Jahr	Art. 6, 7, 35 StSV
2				Minimierung der Strahlenbelastung des Personals						Art. 6, 7, 35 StSV Art. 94 Abs. 2 StSV
	1	$10^{-1} \geq H > 10^{-2}$	deterministische Störfall-analyse  Sicherheitssysteme bleiben im erforderlichen Umfang wirksam	Einhaltung der Schutzziele: <ul style="list-style-type: none"><li>• Kontrolle der Reaktivität</li><li>• Kühlung der Brennelemente</li><li>• Einschluss radioaktiver Stoffe</li></ul>	Unterkritikalität gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlmittel ausreichend	Integrität von Brennstabhüllrohr, Reaktorkühlkreislauf und Primär-Containment	D <sup>3</sup>	50 mSv <sup>4</sup> 250 mSv <sup>5</sup>	Art. 94 Abs. 3 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
3	2	$10^{-2} \geq H > 10^{-4}$			Unterkritikalität gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlmittel ausreichend	Integrität von Brennstabhüllrohr und Primär-Containment	1 mSv	50 mSv 250 mSv	Art. 94 Abs. 4 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
	3	$10^{-4} \geq H > 10^{-6}$			Unterkritikalität höchstens kurzfristig nicht gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlmittel nur lokal und kurzzeitig beeinträchtigt	Integrität mindestens einer Barriere (Brennstabhüllrohr, Reaktorkühlkreislauf oder Primär-Containment)	100 mSv	50 mSv 250 mSv	Art. 94 Abs. 5 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
4			PSA	Begrenzung der Auswirkungen durch Einschluss radioaktiver Stoffe oder kontrollierte Freisetzung (interner Notfallschutz)				50 mSv 250 mSv	Art. 96 Abs. 5 StSV Art. 121 Abs. 1 StSV	
5			Notfallschutzbereitschaft	Linderung der radiologischen Konsequenzen in der Umgebung (externer Notfallschutz)				50 mSv 250 mSv	Art. 96 Abs. 5 StSV Art. 121 Abs. 1 StSV Notfallschutzkonzept KomABC	

<sup>1</sup> Dosislimiten für die meistbetroffene Person in der Umgebung<sup>2</sup> quellenbezogener Dosisrichtwert pro Jahr nach Art. 7 StSV, konkretisiert in der Richtlinie ENSI-G15<sup>104</sup><sup>3</sup> zulässige Dosis pro Störfall nach Art. 94 Abs. 3 StSV<sup>4</sup> Dosislimite für das zur Eingrenzung und zur Behebung der Störfallfolgen eingesetzte Personal<sup>5</sup> Dosislimite zur Rettung von Menschenleben resp. zum Schutz der Bevölkerung

### 6.1.3 Ereignisspektrum

#### Angaben des KKB

Das KKB hat im Rahmen der PSÜ 2012 alle vorliegenden Störfallanalysen auf ihre Aktualität und ihre Konformität mit den neuen Regelwerksanforderungen (Vorgaben der Gefährdungsannahmenverordnung sowie den Richtlinien ENSI-A01<sup>232</sup>, ENSI-A08<sup>230</sup> und ENSI-G14<sup>121</sup> geprüft. Das Spektrum der Auslegungsstörfälle orientiert sich grundsätzlich am Regulatory Guide 1.70 der U.S. NRC (REG 1.70) und den Vorgaben der mindestens zu analysierenden auslösenden Ereignisse gemäss Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup>. Das analysierte und in beiden Sicherheitsberichten dokumentierte Störfallspektrum deckt nach heutigem Stand des Regelwerks die zu unterstellenden auslösenden Ereignisse ab. Alle zu berücksichtigenden Störfälle können entsprechend ihren Auswirkungen auf den Primärkreis bzw. auf die Anlage in neun Störfallgruppen unterteilt werden.

In Tabelle 6.1-2 sind die Ereignisse des Spektrums gelistet, welche abdeckend sind oder zur Erfüllung des neuen Regelwerkes aktualisiert wurden. Neu in das abdeckende Störfallspektrum aufgenommen wurden der Frischdampf- und Speisewasser-Leitungsbruch ausserhalb des Containments (aufgrund der Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup>) und mittlere Kühlmittelverluststörfälle mit Versagen der Rückschlagarmatur in der Einspeiseleitung eines Druckspeichers (aufgrund von Erkenntnissen aus der PSA).

In der Störfallgruppe 8 „Einwirkung von innen“ werden vom KKB zusätzlich ausgewählte auslegungsüberschreitenden Störfälle, welche gemäss Kapitel 5 Bst. e der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> zu betrachten sind, bewertet. Diese umfassen das Versagen der Reaktorschnellabschaltung (Anticipated Transient without Scram, ATWS), mehrfache Dampferzeugerheizrohrbrüche und den Totalausfall der Wechselstromversorgung (Total Station Blackout, TSBO). Der Ausfall der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr wird durch die „Feed & Bleed-Fahrweise“ beherrscht.

**Tabelle 6.1-2: Abdeckendes KKB-Ereignisspektrum**

Kapitel	Ereignis	Störfall-kategorie		Kommentar
		Ohne EF	Mit EF	
<b>6.2.1</b>	<b>Störfälle mit Zunahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr</b>			
	Zunahme des Speisewasserstroms	1	-	Kein wirksamer EF, da alle Sicherheitssysteme verfügbar sind
	Zunahme des Frischdampfstromes	1	-	Kein wirksamer EF, da kein Scram-Kriterium erreicht wird
	Fehlöffnen von Frischdampf(FD)-Abblaseregelventilen(ABRV)			2 Szenarien: 1 FD-ABRV vor FD-Isolation; 3 FD-ABRV nach FD-Isolation
	- Volllast	1	2	
	- Nulllast	3	Aü	
	Frischdampfleitungsbruch (FDL)			Volllast durch Nulllast aufgrund der grösseren Unterkühlungstransiente abgedeckt
	- Im Containment	3	Aü	
	- Ausserhalb Containment	2	3	Mit EF bezüglich Anlagenverhalten abgedeckt durch FDL im Containment
	Hauptspeisewasser (HSP)-Leitungsbruch			
	- Im Containment	3	Aü	

Kapitel	Ereignis	Störfall- kategorie		Kommentar
		Ohne EF	Mit EF	
	- Ausserhalb Containment	2	3	- Ohne EF abgedeckt durch Ausfall Speisewasser (Kap. 6.2.3) - Mit EF abgedeckt durch HSP-Leitungsbruch im Containment
<b>6.2.2</b>	<b>Störfälle mit Abnahme der Wärmeabfuhr an Sekundärsystem</b>			
	Ausfall der Netzeinspeisung	1	2	
	Turbinenschnellschluss	BS	1	
	Ausfall Speisewasser	BS	2	Bei Einwirkung von aussen (EVA) in Störfallkategorie 3
<b>6.2.3</b>	<b>Störfälle mit Abnahme des Hauptkühlmittelstroms</b>			
	Vollständiger Ausfall der Zwangsumwälzung	1	-	Mit EF abgedeckt durch Ausfall der Netzeinspeisung (Kap. 6.2.3)
	Blockieren einer Reaktor-Hauptpumpe	2	-	Kein wirksamer EF, da alle Sicherheitssysteme verfügbar sind.
<b>6.2.4</b>	<b>Störungen der Reaktivität oder Leistungsverteilung</b>			Störfall wird durch SCRAM beendet. Alle Sicherheitssysteme sind verfügbar.
	Fehlausfahren einer Stabgruppe			
	- Volllast	1	-	
	- Schwachlast	2	-	
	Fehlausfahren eines Kontrollstabes	2	-	
	Fehleinfall eines Kontrollstabes	1	-	
	Borverdünnung im Kernbereich	1	-	
	Stabauswurf	2	-	
<b>6.2.5</b>	<b>Störfälle mit Zunahme des Hauptkühlmittelinventars</b>			
	Störungen im Chemie- und Volumen-Regelsystem	1	-	- Einspeisung von unboriertem Wasser abgedeckt durch Störfall Borverdünnung im Kernbereich (Kap. 6.2.5) - Fehlerhafte Abnahme des Kühlmittelinventars abgedeckt durch Störfälle mit Abnahme des Hauptkühlmittelstroms (Kap. 6.2.7) - SE-Pumpen können nicht gegen Betriebsdruck einspeisen
<b>6.2.6</b>	<b>Störfälle mit Abnahme des Hauptkühlmittelinventars</b>			
	Fehlöffnen Druckhalter-Sicherheitsventil	2	3	
	Dampferzeuger-Heizrohrbruch	2	3	
	Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall (2F-Bruch)	3	Aü	
	Mittlere und kleine Lecks	2	3	
<b>6.2.7</b>	<b>Brennelementhandhabungsstörfall</b>	3	Aü	Bewertung Eintrittshäufigkeit vgl. Kapitel 6.2.8
<b>6.2.8</b>	<b>Einwirkungen von innen</b>			

Kapitel	Ereignis	Störfall-kategorie		Kommentar
		Ohne EF	Mit EF	
	Anlageninterne Überflutungen	-	-	Verschiedene auslösende Ereignisse
	Anlageninterne Brände	-	-	Verschiedene auslösende Ereignisse
<b>6.2.9</b>	<b>Einwirkungen von aussen</b>			
	Erdbeben	3		Abgedeckt durch Ausfall Speisewasser bei EVA (Kapitel 6.2.3)
	Externe Überflutung / Hochwasser	3		Abgedeckt durch Ausfall Speisewasser bei EVA (Kapitel 6.2.3)
	Flugzeugabsturz	Aü		
<b>6.2.10</b>	<b>Ausgewählte auslegungsüberschreitende Störfälle</b>			
	ATWS mit Ausfall des Hauptspeisewassers	Aü		
	Feed & Bleed oder Kaltabfahren bei EVA	Aü		
	Mehrfache Dampferzeuger-Heizrohrbrüche	Aü		
	Total Station Blackout	Aü		Totalausfall der Wechselstromversorgung

#### Abkürzungen

Aü	Auslegungsüberschreitend
BS	Betriebsstörung
EF	Einzelfehler
EVA	Einwirkungen von aussen
SE	Sicherheitseinspeisung

#### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Gefährdungsannahmenverordnung

Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup>

#### Beurteilung des ENSI

Das Ereignisspektrum ist bis auf eine Ausnahme, nämlich das Fehlen des kleinen Kühlmittelverluststörfalls (vgl. Forderung 6.2-1), abdeckend. Das ENSI nimmt die Unterscheidung zwischen kleinen und mittleren bzw. grossen Kühlmittelverluststörfällen LOCA phänomenologisch vor. Bei kleinen Lecks ist der Massenstrom nicht ausreichend, um die erzeugte Wärme aus der Nachzerfallsleistung über das Leck abzuführen. Ein Teil der Nachwärme muss über die Dampferzeuger abgeführt werden. Daher kann der Nachweis für das mittlere Leck formal nicht als abdeckend für die kleinen Lecks herangezogen werden, obwohl die Anforderungen an die Kernnotkühlsysteme grösser sind. Eine detaillierte Bewertung der Kühlmittelverluststörfälle erfolgt in Kapitel 6.2.7.

Die Auswahl der betrachteten auslegungsüberschreitenden Störfälle ist für das ENSI nachvollziehbar und deckt die nicht untersuchten, aber gemäss Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> Kapitel 5 Bst. e geforderten ausgewählten auslegungsüberschreitenden Störfälle ab. Generell werden diese ausgewählten auslegungsüberschreitenden Störfälle immer auch probabilistisch untersucht (vgl. Kapitel 7). Eine detaillierte Bewertung erfolgt in Kapitel 6.2.11.

#### **6.1.4 Störfallkategorisierung gemäss Gefährdungsannahmenverordnung**

##### **Angaben des KKB**

Die Einteilung der auslösenden Ereignisse in Störfallkategorien<sup>24</sup> bildet die Grundlage für die Bestimmung der einzelnen vorgelagerten technischen Nachweisziele der Störfallanalysen gemäss Gefährdungsannahmenverordnung. Für die Neueinteilung wurden die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse BERA-2009<sup>16</sup> sowie die Anforderungen der neuen Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> berücksichtigt. Die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse werden grundsätzlich aus der BERA-2009<sup>16</sup> entnommen. Dies ist jedoch nicht für alle Auslegungsstörfälle möglich. In diesem Fall erfolgt die Einteilung aufgrund der ursprünglichen Vorgaben des Standards der American Nuclear Society<sup>233</sup>.

Die Wahrscheinlichkeit des massgebenden Einzelfehlers wird ebenfalls aus der BERA-2009<sup>16</sup> übernommen, wobei die einschränkenden Randbedingungen der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> berücksichtigt werden. Ein kleinerer Wert als 0,01 wird für die Wahrscheinlichkeit nicht verwendet. Zur Ermittlung der Störfallhäufigkeit wird die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses mit der Wahrscheinlichkeit des Einzelfehlers multipliziert.

Zusätzlich wird der Anlagenzustand bei der Ermittlung der Störfallhäufigkeit berücksichtigt. Für viele Auslegungsstörfälle ist dies der Anlagenzustand 1 (Volllast). Einige Störfälle stellen jedoch im Anlagenzustand 4 (Nulllast) die höchsten Anforderungen und werden nur für diesen analysiert, obwohl diese Störfälle prinzipiell auch in den Anlagenzuständen 1 bis 3 auftreten können. Der entsprechende typische Zeitanteil eines solchen Anlagenzustandes wird gemäss Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> bei der Bestimmung der Störfallkategorie berücksichtigt. Für die abdeckenden Auslegungsstörfälle findet sich die entsprechende Störfallkategorisierung in Tabelle 6.1-2.

Im Hinblick auf die radiologischen Störfallanalysen wird für die Einteilung in eine Störfallkategorie<sup>24</sup> gemäss den aktuellen Festlegungen der TS ein Zeitanteil von 72 Stunden bei erhöhter Kühlmittelaktivität berücksichtigt (vgl. Kapitel 6.3).

##### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Gefährdungsannahmenverordnung

Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup>

##### **Beurteilung des ENSI**

Die vom KKB vorgenommene Neueinteilung der Auslegungsstörfälle in Störfallkategorien basiert auf der ursprünglichen Einteilung aus dem Jahre 2005<sup>234</sup>. Korrekterweise werden vom KKB bei der Überprüfung die Anforderungen des aktuellen Regelwerkes berücksichtigt. Im Vergleich zur aktuell vorliegenden BERA-2013 (vgl. Kapitel 7) sind die verwendeten Eintrittshäufigkeiten der BERA-2009<sup>16</sup> grösstenteils konservativ, da die Aufdatierung mit der überwiegend positiven Betriebserfahrung des KKB die Eintrittshäufigkeiten der meisten auslösenden Ereignisse gesenkt hat. Dort, wo sich leichte Erhöhungen ergeben haben, sind sie für die Einteilung in Störfallkategorien ohne Bedeutung. Aufgrund der positiven Betriebserfahrung des KKB in den letzten Jahren liegen die Wahrscheinlichkeiten auch für den massgebenden Einzelfehler tiefer als zuvor.

Für diejenigen Störfälle, für welche keine PSA-Daten zur Bestimmung der Eintrittshäufigkeit vorliegen, hat die HSK im Jahre 2005<sup>235</sup> der zugrunde liegenden Einteilung zugestimmt. Nach Wertung des ENSI haben sich in diesem Zeitraum keine neuen wesentlichen Erkenntnisse ergeben, die diese Einteilung in Frage stellen. Gesamthaft ist die Einteilung der Auslegungsstörfälle in Störfallkategorien nachvollziehbar und kann vom ENSI bestätigt werden. Die Eintrittshäufigkeit des Brennelementhandhabungs-Störfalls wird separat im Kapitel 6.2.8 bewertet und ist nicht Gegenstand dieses Kapitels.

### **6.1.5 Rechenprogramme**

#### **Angaben des KKB**

Für die im Rahmen der PSÜ neu erstellten Analysen kamen diejenigen Berechnungsprogramme der Firma AREVA zum Einsatz, welche bereits in den letzten Jahren standardmässig bei Störfallanalysen vom KKB gewählt wurden. Dies sind NLOOP, COBRA-FLX, PANBOX, S-RELAP5, BETHY-AX, CARO-E3 und BEZCOCO. Die Rechenprogramme wurden entweder von der USNRC überprüft und für die Berechnungen im Rahmen von Bewilligungsverfahren lizenziert oder sind von anderen europäischen Aufsichtsbehörden akzeptiert.

NLOOP ist ein validiertes Transientenanalyseprogramm für Druckwasserreaktoren hauptsächlich für „Non-LOCA“ Ereignisse. Es wird auch für kleine Kühlmittelverluststörfälle wie den „Heizrohrbruch im Dampferzeuger“ oder „Fehlöffnen von Druckhaltersicherheitsventilen“ verwendet. Für die spezifische Anwendung wurde NLOOP an realen Transienten im KKB verifiziert.

COBRA-FLX ist ein best-estimate Programm, welches für thermohydraulische Analysen des Reaktorkerns eingesetzt wird. Es berechnet die dreidimensionale Durchsatz- und Temperaturverteilung im Reaktorkern unter Berücksichtigung der Leistungsdichteverteilung in den Brennelementen.

PANBOX wird für die neutronisch-thermohydraulisch gekoppelten Analysen von räumlich und zeitlich veränderlichen Vorgängen im Reaktorkern von Druckwasserreaktoren verwendet.

S-RELAP wird für die Analyse von Kühlmittelverluststörfällen sowie des thermohydraulischen Systemverhaltens der Anlage genutzt. S-RELAP wurde anhand von zahlreichen Versuchen validiert und anlagenspezifisch verifiziert.

BETHY-AX wird zur Berechnung von Hüllrohrtemperaturen, Hüllrohrdehnungen und Hüllrohrschwächung (infolge Zirkon-Wasserreaktion) während der Kernaufheizung nach Kühlmittelverluststörfällen eingesetzt.

CARO-E3 berechnet das thermomechanische Brennstabverhalten und wird für Vortransienten zur Bestimmung konservativer Randbedingungen bei Störfallanalysen eingesetzt.

BEZCOCO berechnet die instationären thermohydraulischen Vorgänge im Containment bei einem Rohrleitungsbruch mit Austritt von Dampf und/oder Heisswasser. Es dient hauptsächlich zur Ermittlung des Containmentdrucks bei einem grossen Kühlmittelverluststörfall.

Sämtliche Berechnungsprogramme entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und wurden bereits vom ENSI für Störfallanalysen akzeptiert.

#### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup>

#### **Beurteilung des ENSI**

Alle genannten Rechenprogramme werden heute noch von der Firma AREVA verwendet. Die Verwendung der Rechenprogramme wurde in der Vergangenheit vom ENSI sowie von verschiedenen ausländischen Aufsichtsbehörden akzeptiert. Nach Wertung des ENSI entspricht NLOOP jedoch heute nur noch teilweise den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup>.

NLOOP ist ein eindimensionaler Systemcode, der ein homogenes Gleichgewichtsmodell zur Strömungssimulation verwendet und hauptsächlich der Analyse von „Non-LOCA“ Ereignissen dient. Eine inhomogene Betrachtung des Fluids kann nur in explizit dafür definierten Zonen wie dem Druckhalter, der Sekundärseite des Dampferzeugers, im Speisewasserbehälter und im Deckel des Reaktordruckbehälters stattfinden. Das verwendete Rechengitter beruht auf einer sehr groben Diskretisierung mittels Zonen. Ferner wird die Impulsbilanz global für jeden Loop gelöst. Aufgrund dieser Gegebenheiten, die mehrheitlich der Historie in der Entwicklung dieses Codes geschuldet sind, können aus Sicht des ENSI komplexe Transienten mit stark asymmetrischem Strömungsverhalten, Zweiphasengemischen oder bedeutenden lokalen Effekten nicht in geeigneter Weise abgebildet werden. Der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik ist gekennzeichnet durch best-estimate Codes mit Mehrgleichungsmodellen. Ferner steht dem KKB auch ein Anlagensimulator zur Verfügung, welcher über eine realistische, wesentlich bessere lokale Abbildung der Anlage verfügt.

Das ENSI geht davon aus, dass die Rechenergebnisse mit NLOOP teilweise sehr konservativ sind. Jedoch ist in zukünftigen Analysen auf den Einsatz von NLOOP zu verzichten, da dieses Programm nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Aufgrund der im Kapitel 6.2 identifizierten offenen Punkte zu einzelnen auslösenden Ereignissen leitet sich hieraus folgende Forderung ab:

#### **Forderung 6.1-1**

*Das KKB hat unter Berücksichtigung der detaillierten Kommentare der entsprechenden Bewertungen des ENSI die Störfallanalysen Zunahme des Speisewasserstroms, Fehlüffnen eines Druckhaltersicherheitsventils, Dampferzeugerheizrohrbruch, mehrfache Dampferzeugerheizrohrbrüche, Frischdampf-, Speisewasser- und Hilfsspeisewasserleitungsbruch sowie den Total Station Blackout bis zum 30. Juni 2018 neu zu erstellen.*

## **6.2 Beurteilung der technischen Störfallanalysen**

Die Prüfung der technischen Störfallanalysen betrifft die Konformität mit dem aktuellen Regelwerk, die angenommenen Eintrittshäufigkeiten (vgl. Kapitel 6.1.4), die Konservativitäten der Anfangs- und Randbedingungen, das Einzelfehlerkriterium, das 30-Minuten-Kriterium, die Nachweismethoden und die Einhaltung der vorgelagerten technischen Nachweiskriterien zur Einhaltung der Schutzziele oder der Barrierenfunktion. Beurteilt werden diejenigen Störfallabläufe mit den höchsten Belastungen für die Anlage (zum Beispiel bezüglich Drücken und Temperaturen).

Tabelle 6.1-2 gibt für alle abdeckenden Störfälle des Spektrums die zugehörige Einteilung in die Störfallkategorien an. Diese erfolgt nach ihrer Eintrittshäufigkeit sowohl mit als auch ohne Berücksichtigung des jeweils limitierenden Einzelfehlers.

Der Schutz gegen Auslegungsstörfälle wird auf der Basis übergeordneter technischer Kriterien bewertet. Diese sind in Art. 8 bis 11 der Gefährdungsannahmenverordnung vorgegeben. Sie beinhalten Anforderungen an die Gewährleistung der Unterkritikalität, an den ausreichenden Wärmeübergang von den Brennstab-Hüllrohren zum Kühlmittel sowie an die Integrität der Barrieren, das heisst von Brennstab-Hüllrohren, Reaktorkühlkreislauf und Primär-Containment. Die Anforderungen sind gestaffelt nach den Störfallkategorien 1 bis 3 auf der Sicherheitsebene 3 (vgl. Tabelle 6.1-1).

Die konkreten technischen Kriterien für die Sicherheitsnachweise werden von der Aufsichtsbehörde freigegeben.

**Tabelle 6.2-1: Nachweisziele für die technischen Kriterien** (p: Druck; p<sub>ü</sub>: Überdruck; T<sub>Con</sub>: Temperatur Containment Wand; T<sub>Hüll</sub>: Hüllrohrtemperatur; DNBR: Departure of Nucleate Boiling Ratio)

Technische Kriterien	Störfallkategorie		
	1	2	3
Nachweisziele			
Unterkritikalität	Einfall der Regelstäbe und Abschaltstäbe; Langfristige Aufborierung des Primärkreises; keine Rekritikalität	Einfall der Regelstäbe und Abschaltstäbe; Langfristige Aufborierung des Primärkreises; keine Rekritikalität	Einfall der Regelstäbe und Abschaltstäbe; Langfristige Aufborierung des Primärkreises; Rekritikalität kurzfristig zulässig
Wärmeübergang vom BE-Hüllrohr zum Kühlmittel	kein Filmsieden (DNBR>1,4)	kein Filmsieden (DNBR>1,4)	Filmsieden kurzzeitig erlaubt
Integrität Brennstab-Hüllrohr	Kein Filmsieden (DNBR>1,4)	Kein Filmsieden (DNBR>1,4)	T <sub>Hüll</sub> < 1200°C Oxidationsschicht < 17% Wasserstoff < 1%
Integrität Reaktorkühlkreislauf	p < 1,1-facher Auslegungsdruck <sup>1</sup> kein Ansprechen von Überdruckschutzeinrichtungen	p < 1,25-facher Auslegungsdruck	p < 1,25-facher Auslegungsdruck
Integrität Primär-Containment	p <sub>ü</sub> < 3,1 bar T <sub>Con</sub> < 130 °C	p <sub>ü</sub> < 3,1 bar T <sub>Con</sub> < 130 °C	p <sub>ü</sub> < 3,1 bar T <sub>Con</sub> < 130 °C

<sup>1</sup> Auslegungsdruck = 171,3 bar

### 6.2.1 Störfälle mit Zunahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr

Bei diesen Störfällen kommt es zu einer fehlerhaften Zunahme der Wärmeabfuhr an den Sekundärkreis. Dadurch wird der Primärkreis abgekühlt (Abkühlungstransiente). Die Temperaturabnahme und Volumenkontraktion des Reaktorkühlmittels führt über die negativen Reaktivitätskoeffizienten zu einem Anstieg der thermischen Reaktorleistung. Abhängig von der Grösse der Störung stellt sich entweder ein neuer stationärer Zustand ein oder es wird automatisch eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Ein Notstromfall wird normalerweise nicht unterstellt, da dieser die Unterkühlungstransiente durch das Auslaufen der Reaktorhauptpumpen abmildern würde. Die auslösenden Ereignisse können unterteilt werden in Bedienfehler oder Fehlfunktionen der Leitechnik sowie Leitungsbrüche am Sekundärkreislauf. Abdeckend für diese Gruppe sind die folgenden fünf auslösenden Ereignisse:

- Zunahme des Speisewasserstroms
- Zunahme des Frischdampfmassenstroms
- Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen
- Frischdampfleitungsbruch
- Hauptspeisewasser-Leitungsbruch

### **6.2.1.1 Zunahme des Speisewasserstroms**

#### **Angaben des KKB**

Ausgelöst wird der Störfall durch das fehlerhafte vollständige Öffnen eines Speisewasser-Regelventils aufgrund einer Fehlfunktion des Dampferzeuger-Niveau-Regelsystems (Speisewasserregelung) oder eines Fehlers des Betriebspersonals. Ausgehend von konservativen Anfangs- und Randbedingungen wird die Zunahme des Speisewasserstroms untersucht. Die Zunahme des Speisewasserstroms bewirkt eine verbesserte Wärmeabfuhr und damit eine Leistungserhöhung. Diese wird bei Erreichen des Signals "Dampferzeuger Niveau hoch-2" durch eine Reaktorschnellabschaltung beendet.

Für Volllast stabilisiert sich die Anlage nach der Reaktorschnellabschaltung und der Isolierung des Hauptspeisewassersystems im Zustand heiss-abgestellt. Der zulässige Filmsiedeabstand wird immer mit grossem Abstand eingehalten. Die anfallende Nachwärme kann einzelfehlersicher abgeführt werden.

Der Nulllastfall ist durch den Störfall Fehlfahren einer Stabgruppe bei Schwachlast hinsichtlich der Reaktivitätszufuhr abgedeckt. Für die Bewertung wird angenommen, dass die Speisewassertemperatur 0 °C beträgt. Die technischen Kriterien der Kategorien 1 (Volllast) und 2 (Nulllast) werden für diesen Störfall eingehalten.

#### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Jedoch ist nach Wertung des ENSI für den Nulllastfall das Ausfahren einer Stabgruppe bei Schwachlast nicht abdeckend, da bei diesem Störfall die Leistungsproduktion durch die Reaktorschnellabschaltung beendet wird. Weiterhin entspricht das verwendete Rechenprogramm LOFTRAN nicht mehr den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup>. Ferner fehlt eine Bewertung möglicher Einzelfehler hinsichtlich der Überspeisung der Dampferzeuger. Diese Aspekte sind bei der Erfüllung der Forderung 6.1-1 zu berücksichtigen.

### **6.2.1.2 Zunahme des Frischdampfmassenstromes**

#### **Angaben des KKB**

Ausgehend von einer Reaktorleistung von 102 % wird eine sprungförmige Zunahme des Frischdampfmassenstroms von 10 % postuliert. Dabei werden der Einfluss der automatischen Steuerelement-Betätigung sowie die Sensitivität verschiedener Reaktivitätsrückwirkungen untersucht. In den Analysen stellt sich ein neues Leistungsniveau zwischen 104 % und 108,8 % Reaktorleistung ein. Konservativerweise wird bei der Heisskanalanalyse zur Bestimmung des Abstandes zum Filmsieden der Ausfall der Druckhalterheizung sowie eine überhöhte axiale Leistungsverteilung unterstellt.

Ein Eingriff von Sicherheitssystemen wird nicht notwendig, da der Schutzgrenzwert für den Neutronenfluss nicht erreicht wird. Der Abstand zum Filmsiedegrenzwert verringert sich nur unwesentlich. Somit werden alle technischen Nachweiskriterien für die Störfallkategorie 1 gemäss der Gefährdungsannahmenverordnung eingehalten.

#### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Da die Anlage sich betrieblich auf einem neuen Leistungsniveau stabilisiert, ist ein Eingriff von Sicherheitsfunktionen nicht notwendig und alle Schutzziele werden eingehalten.

### 6.2.1.3 Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen

#### Angaben des KKB

Das langsame Fehlöffnen eines oder mehrerer Frischdampf-Abblaseventile wird durch einen Bedienfehler oder eine Fehlfunktionen der Leittechnik ausgelöst. Analysiert werden die beiden Szenarien

- Fehlöffnen von drei Frischdampf-Abblaseventilen hinter der Frischdampf-Isolationsstation und
- Fehlöffnen eines Frischdampf-Abblaseventils vor der Frischdampf-Isolationsstation

jeweils für die Zustände Nulllast (0 % Reaktorleistung) und Volllast (102 % Reaktorleistung). Als Einzelfehler wird der Ausfall der Kühlmittel-Druck-Regelung für Nulllast bzw. der Kühlmitteltemperatur-Regelung für Volllast unterstellt. Andere wirksame Einzelfehler können aufgrund des Störfallablaufs ausgeschlossen werden. Der „Stuck Rod“, das Nichteinfallen eines Kontrollstabs, wird ebenfalls berücksichtigt und für das Szenario Fehlöffnen eines Frischdampf-Abblaseventils zusätzlich als Einzelfehler unterstellt.

Durch das Fehlöffnen beginnt der Druck auf der Sekundärseite zu sinken, und es wird vermehrt Wärme aus dem Primärkreis abgeführt. Bei Erreichen des Grenzwertes von 38 bar auf der Sekundärseite erfolgt automatisch die Frischdampf-Isolation. Im Falle des Fehlöffnens von drei Frischdampf-Abblaseventilen hinter der Frischdampf-Isolationsstation ist mit Auslösung der Frischdampf-Isolation die unkontrollierte Abgabe von Dampf unterbunden. Im Fall eines fehloffenen Frischdampf-Abblaseventils vor der Frischdampf-Isolationsstation wird durch die Auslösung der Frischdampf-Isolation der nicht betroffene Dampferzeuger vom Leckpfad getrennt. In diesem Szenario wird durch Operateurmaßnahmen das fehlerhaft offene Frischdampf-Abblaseventil nach 30 min wieder geschlossen. Durch stetige Borzufuhr wird die Unterkritikalität sichergestellt.

Aufgrund der Unterkühlung des Primärkreises kommt es in beiden Szenarien bei Nulllast und konservativen, für alle Referenzkerne abdeckenden Reaktivitätskoeffizienten sowie einer konservativ niedrigen Abschaltreaktivität am Zyklusende vorübergehend zu einer Leistungsabgabe. Durch den darauffolgenden Anstieg der Kühlmitteltemperatur wird die Unterkritikalität wieder erreicht. Die Regelung des Kühlmittel-Drucks beeinflusst die Leistungsabgabe der Anlage nur geringfügig, jedoch führt ihr Ausfall (Einzelfehler) zum Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile. Die Ergebnisse der Heisskanalanalysen zeigen für diesen Fall, dass immer ein ausreichender Filmsiedeabstand besteht. Die anfallende Leistung wird durch das Hilfs- und Notspeisewassersystem abgeführt.

In weiteren Sensitivitätsstudien wird durch das KKB gezeigt, dass einerseits mit realistischen Reaktivitätskoeffizienten und konservativ niedriger Abschaltreaktivität oder mit einer realistischen Abschaltreaktivität mit Berücksichtigung des „Stuck Rod“ und konservativen Reaktivitätskoeffizienten eine Leistungsabgabe des Kerns bis auf eine Ausnahme ausgeschlossen werden kann. Für das Fehlöffnen eines Frischdampf-Abblaseventils mit realistischen Reaktivitätskoeffizienten und konservativ niedriger Abschaltreaktivität kommt es für 130 s zu einer sehr begrenzten Leistungsabgabe von unter 1 % der Nennleistung. Die beiden Kombinationen von Reaktivitätskoeffizienten und Abschaltreaktivität sind für die heutige Brennelementeinsatzstrategie abdeckend. Für den Nulllastfall werden alle technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorie 3 eingehalten.

Bei Volllast mit Einzelfehler kommt es nicht zum Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile, und die Anlage stabilisiert sich nach der Reaktorschnellabschaltung in einen unterkritischen, stabilen Zustand. Es wird das erste RESA-Signal berücksichtigt, da dies konservativ zu einer stärkeren Unterkühlung des Primärkreises führt. Der Volllastfall ohne Einzelfehler für das Szenario mit drei fehloffenen Frischdampf-Abblaseventilen führt nicht zu einer RESA. Alle technischen Nachweiskriterien werden für den Volllastfall ohne Einzelfehler für Störfallkategorie 1 und mit Einzelfehler für Störfallkategorie 2 eingehalten.

#### Beurteilung des ENSI

Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden für die analysierten Szenarien sichergestellt. Ferner sind die Ausführungen zum wirksamsten Einzelfehler für das ENSI nachvollziehbar. Ein Wiederkritischwerden des Reaktors ausgehend von Volllastzuständen kann aufgrund der durchgeführten Sensitivitätsstudien ausgeschlossen werden. Für den Nulllastfall

(Störfallkategorie 3) ist eine kurzzeitige Leistungsabgabe zulässig. Die in den Sensitivitätsstudien verwendeten Reaktivitätskoeffizienten und Abschaltreaktivitäten entsprechen nicht vollständig den Vorgaben der RSAC-Liste (Reload Safety Analysis Checklist)<sup>236</sup>, welche alle sechs im Sicherheitsbericht aufgeführten Referenzkerne abdeckt. Die verwendeten Reaktivitätskoeffizienten und Abschaltreaktivitäten sind nach Wertung des ENSI jedoch für die Analysekombination konservativ, da diese die heutige Brennelementeinsatzstrategie berücksichtigen.

Nach Wertung des ENSI werden alle Schutzziele sowie die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 1 für Vollast ohne Einzelfehler, Störfallkategorie 2 für Vollast mit Einzelfehler und Störfallkategorie 3 für Nulllast eingehalten.

#### **6.2.1.4 Frischdampfleitungsbruch**

##### **Angaben des KKB**

Beim postulierten Störfall Frischdampfleitungsbruch kann der Bruch an verschiedenen Stellen auftreten. Bezüglich der Auswirkungen wird unterschieden zwischen dem nicht absperrbaren Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Containments und dem absperrbaren ausserhalb. Der nicht absperrbare Frischdampfleitungsbruch führt zum Ausdampfen eines Dampferzeugers und starker Abkühlung auf der Primärseite. Unter konservativen Randbedingungen führt dies zu einem Wiederkritischwerden des Reaktorkerns. Dies beinhaltet die Annahme eines Stuck Rods, aber nicht den Notstromfall, da dieser nicht konservativ wäre. Der Notstromfall und der damit verbundene Naturumlauf würden das Ausdampfen des Dampferzeugers und die Unterkühlung des Primärkreises verlangsamen.

Die Analyse wurde für den Nulllastfall für einen Zeitraum von 120 s durchgeführt und deckt den Vollastfall ab, da das höhere Sattwasservolumen im Dampferzeuger und der deutlich höhere Frischdampfdruck zu einer stärkeren Unterkühlung des Primärkreises führen. Der Analysezeitraum ist ausreichend, da nach Beginn der Boreinspeisung durch die Sicherheitseinspeisepumpen die Leistung des Kerns reduziert wird und die entscheidenden Nachweisziele bereits ihr Minimum bzw. Maximum erreicht haben.

Zusätzlich wurde der Einfluss verschiedener Anfangsbedingungen und Systemverfügbarkeiten wie die der Sicherheitseinspeisepumpen untersucht. Konservativ abdeckend wurde auch das Ausdampfen beider Dampferzeuger untersucht. Auf Basis der durchgeführten Analysen wurde gezeigt, dass der Filmsiedeabstand mit grossen Margen eingehalten wird und kein Brennstoffzentralschmelzen auftritt.

Zur Bestimmung der vorhandenen Margen wurde eine weitere Analyse unter realistischen Randbedingungen aber mit einer konservativen Abschaltsicherheit der Steuerstäbe durchgeführt. Die Brennstoffzentraltemperatur verringert sich nochmals erheblich und der Abstand zum Filmsieden steigt deutlich weiter an. Damit ist ein ausreichender Wärmeübergang von den Hüllrohren an das Kühlmittel sichergestellt. Alle technischen Nachweiskriterien für die Störfallkategorie 3 werden eingehalten.

Die Untersuchungen zum Containmentverhalten zeigen aufgrund der eingetragenen Masse und Energie, dass Druck und Temperatur für konservative Anfangs- und Randbedingungen unter Berücksichtigung des Containment-Sprühsystems unterhalb der Auslegungswerte der Stahlruckschale bleiben.

Der Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments ist mit unterstelltem Versagen der Frischdampf-Isolationsventile (Einzelfehler) hinsichtlich des Anlagenverhaltens durch die Analysen des Frischdampfleitungsbruchs im Containment abgedeckt; hinsichtlich der radiologischen Bewertung dieses Störfallablaufs wird auf Kapitel 6.3.4.4 verwiesen. Ohne Einzelfehler wird die Bruchstelle durch das Schliessen der Frischdampf-Isolationsventile innerhalb der ersten 14,3 s abgesperrt. Eine kurzzeitige Rekritikalität kann aufgrund der vorliegenden Analysen zum nicht-absperrbaren Frischdampfleitungsbruch ausgeschlossen werden, da bei diesem Rekritikalität erst nach 20 s auftritt.

Die Berechnungen wurden mit dem Programm NLOOP durchgeführt.

## Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden und den Ausschluss des Brennstoffzentralschmelzens sichergestellt. Ein Wiederkritischwerden in Störfallkategorie 3 ist zulässig. Nach Wertung des ENSI werden damit alle Schutzziele sowie die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 3 für den Analysezeitraum von 120 s eingehalten.

Das Ausdampfen der beiden Dampferzeuger stellt denjenigen Störfallablauf mit dem wirksamsten Einzelfehler (Versagen der Frischdampf-Isolation des intakten Dampferzeugers) dar. Die Ergebnisse der Sensitivitätsstudien sind nachvollziehbar und plausibel.

Die Anforderung der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> Kap. 4.4.5 Bst. d an den Analysezeitraum ist nicht erfüllt, da die Anlage in den ersten 120 s noch keinen stabilen unterkritischen Zustand erreicht hat. Zudem fehlt der Nachweis des stabilen Zustands bezüglich primär- und sekundärseitiger Parameter. Aufgrund des Ausdampfens der Dampferzeuger kommt es im weiteren Störfallablauf im Primärkreis zu einem erneuten Anstieg des Druckes und damit zu einer reduzierten Einspeisung von boriiertem Notkühlwasser. Das Minimum des Filmsiedeabstandes wie auch die maximale Brennstoffzentraltemperatur sind jedoch durch den Analysezeitraum abgedeckt. Das verwendete Rechenprogramm NLOOP entspricht nicht mehr vollumfänglich den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> für den Frischdampfleitungsbruch. Diese beiden Aspekte sind bei der Erfüllung der Forderung 6.1-1 zu berücksichtigen.

Nach Wertung des ENSI ist der Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments mit Einzelfehler hinsichtlich des Anlagenverhaltens und damit hinsichtlich der Einhaltung der technischen Kriterien gemäss Gefährdungsannahmenverordnung durch den nicht absperrbaren Frischdampfleitungsbruch im Containment abgedeckt. Ferner werden nach Wertung des ENSI für den Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments ohne Einzelfehler die technischen Kriterien der Störfallkategorie 2 eingehalten.

### 6.2.1.5 *Hauptspeisewasser-Leitungsbruch*

#### Angaben des KKB

Als Auslöser dieses Störfalls wird ein doppelendiger Bruch einer Hauptspeisewasserleitung am Dampferzeuger-Stutzen unterstellt. Mit dem Bruch strömt das gesamte Hauptspeisewasser durch das Leck. Dies führt zu einem Druckaufbau im Containment, wodurch das Sicherheitseinspeisesignal angeregt wird und zeitlich verzögert die Frischdampfabsperrearmaturen geschlossen werden. Der nicht betroffene Dampferzeuger ist dann vom Leck getrennt. Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt durch das zweite RESA-Signal „Neutronenfluss hoch“. Ein Einzelfehler wird in den Analysen nicht unterstellt, jedoch wird die Sensitivität des Notstromfalls auf den Störfallablauf untersucht. Weiterhin werden in der Analyse konservative Anfangs- und Randbedingungen angenommen.

Der betroffene Dampferzeuger dampft bei laufenden Hauptkühlmittelpumpen in etwa 54 s aus. Die Abkühlung des Primärkreises ist so gross, dass durch die Kühlmitteltemperaturrückwirkung die Reaktorleistung kurzfristig wieder ansteigt. Selbst im Notstromfall ist die Unterkühlung des Primärkreises noch gross genug, um eine kurzzeitige Steigerung der Reaktorleistung zu bewirken. Der nicht betroffene Dampferzeuger wird mit dem Hilfsspeisewassersystem bespeist. Im betroffenen Dampferzeuger wird aufgrund des Ausdampfens und der Gegenstrombewegung im Steigraum erst verzögert Speisewasser eingespeist. Das Wiederauffüllen bzw. die Bespeisung des betroffenen Dampferzeugers wird durch eine Funktion in NLOOP modelliert.

Die Ergebnisse zeigen, dass sowohl mit als auch ohne Berücksichtigung des Notstromfalls der zulässige Filmsiede-Grenzwert eingehalten wird und keine Hüllrohrschäden auftreten. Alle technischen Nachweiskriterien für die Störfallkategorie 3 werden eingehalten.

Der Bruch der Speisewasserleitung ausserhalb des Containments wird nach kurzer Zeit durch Ventile abgesperrt und verläuft daher aus technischer Sicht weniger schwerwiegend als der untersuchte nicht absperrbare

Hauptspeisewasserleitungsbruch. Der Störfall mit Einzelfehler an der Absperrung ist ebenfalls durch den nicht absperrbaren Hauptspeisewasserleitungsbruch abgedeckt.

### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Nach Wertung des ENSI werden damit alle Schutzziele sowie die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 3 eingehalten. Da der Störfall mit Einzelfehler aufgrund der Eintrittshäufigkeit auslegungsüberschreitend ist, muss dieser nicht angenommen werden.

Die Verwendung einer Einspeisefunktion in den defekten Dampferzeuger entspricht nicht mehr dem aktuellen Stand der Technik, da eine detaillierte Modellierung des Dampferzeugers unter Verwendung von best-estimate Rechenprogrammen mit Mehrgleichungsmodellen die Strömungsverhältnisse direkt berechnen lässt. Bezüglich der Eignung des verwendeten Rechenprogramms verweist das ENSI auf die Forderung 6.1-1.

Zur Erfüllung der Forderung 6.1-1. ist ebenfalls vom KKB zu bewerten, ob sämtliche technischen Kriterien der Störfallkategorie 2 für den Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Containments ohne Einzelfehler eingehalten sind. Ferner ist aufzuzeigen, dass der Hauptspeisewasserleitungsbruch weiterhin abdeckend auch für den Hilfsspeisewasserleitungsbruch ist. Dabei gilt für den Hilfsspeisewasserleitungsbruch zur berücksichtigen, dass das Berechnungsprogramm NLOOP für den Störfallablauf nach Wertung des ENSI nicht mehr dem Stand der Technik entspricht.

## **6.2.2 Störfälle mit Abnahme der Wärmeabfuhr an das Sekundärsystem**

Eine fehlerhafte Abnahme der Wärmeabfuhr an die Sekundärseite verursacht einen Temperatur- und Druckanstieg auf der Primärseite. Dies führt über die negative Reaktivitätsrückwirkung zu einem Absinken der thermischen Reaktorleistung. Abhängig von der Art der Störung stellt sich ein neuer stationärer Zustand ein oder es wird automatisch eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Der primärseitige Druckanstieg wird durch das Öffnen der Druckhalter-Sprühventile, durch die Reaktorschnellabschaltung, durch die Frischdampf-Abblaseverregelung und letztendlich durch die Druckhalter-Sicherheitsventile begrenzt. Abdeckend für diese Gruppe sind die folgenden drei auslösenden Ereignisse:

- Ausfall der Netzeinspeisung
- Turbinenschnellschluss (TUSA)
- Ausfall des Speisewassers ohne EVA

### **6.2.2.1 Ausfall der Netzeinspeisung**

#### **Angaben des KKB**

Der Ausfall der Netzeinspeisung mit unterstelltem Kondensatorausfall führt zur Anregung des Turbinenschnellschlusses (TUSA). Mit Eintritt der TUSA wird auch der Notstromfall angenommen. Für die Analyse wurden konservative Anfangs- und Randbedingungen und der Ausfall eines Frischdampfabblaseventils (Einzelfehler) angenommen.

Durch den Notstromfall fallen die Hauptkühlmittelpumpen, die Hauptspeisewasserpumpen und die Druckhaltersprühung sowie -heizung aus. Da das erste RESA-Signal nicht berücksichtigt wird, erfolgt die Schnellabschaltung durch das Signal „Durchsatz an den Reaktorhauptpumpen tief“. Die Anlage stabilisiert sich daraufhin in einem unterkritischen Zustand. Das Druckhaltersicherheitsventil spricht im Verlauf der Transiente einmalig zur Druckbegrenzung an. Die Ergebnisse zeigen, dass der zulässige Filmsiede-Grenzwert eingehalten wird und keine Hüllrohrschäden auftreten. Die Bespeisung der Dampferzeuger erfolgt durch das Hilfsspeisewassersystem.

Zusätzliche Sensitivitätsstudien wurden für den Turbinenschnellschluss (vgl. Kapitel 6.2.3.2) durchgeführt. Diese sind abdeckend hinsichtlich des Druckanstieges im Primärkreis. Bei Berücksichtigung der Reaktorschnellabschaltung durch TUSA kommt es nicht zum Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile. Dies deckt den Fall ohne Einzelfehler ab. Alle technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorien 1 und 2 unter Berücksichtigung der Sensitivitätsstudien für den Turbinenschnellschluss werden eingehalten.

### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Die Wahl des Einzelfehlers ist nachvollziehbar und plausibel, da dieser zu einer schlechteren Wärmeabfuhr an die Sekundärseite führt. Ferner ist es nachvollziehbar und plausibel, dass die durchgeführten Sensitivitätsstudien für den Turbinenschnellschluss abdeckend für den Fall ohne Einzelfehler sind, da mit Eintritt des Notstromfalls auch der Turbinenschnellschluss ausgelöst wird. Nach Wertung des ENSI werden die technischen Kriterien für die entsprechenden Störfallkategorien eingehalten.

### **6.2.2.2 Turbinenschnellschluss**

#### **Angaben des KKB**

Mit Auslösung des Turbinenschnellschlusses kommt es zur sofortigen Abnahme der Wärmeabfuhr und damit zu einem schnellen Anstieg des Frischdampfdruckes sowie zu einer Aufheizung des Primärkreises. In allen Analysen werden konservative Anfangs- und Randbedingungen unterstellt. Wird das erste Reaktor-Schnellabschalt-Signal „RESA nach TUSA“ nicht kreditiert, erfolgt die RESA durch das zweite, diversitäre Kriterium „Druckhalterdruck hoch“. Ein Notstromfall wird nicht unterstellt, da es bei diesem zu einer deutlich schnelleren Reaktorschnellabschaltung durch das Signal „Drehzahl Hauptkühlmittelpumpen tief“ kommen würde, was hinsichtlich des Druckanstieges nicht konservativ ist. Weiterhin wird erschwerend vorausgesetzt, dass weder die Kühlmitteldruck-Regelung noch die Kühlmitteltemperatur-Regelung verfügbar sind und das Schliessen der Turbinenschnellschluss-Ventile konservativ ohne Berücksichtigung einer Schliesszeit erfolgt, so dass die primärseitige Druckbegrenzung erst nach einmaligem Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile erfolgt. Diese beiden Analysen wurden mit und ohne Einzelfehler (Ausfall der Frischdampfregelung) untersucht. Der abgeblasene Dampf wird auslegungsgemäss sicher im dafür vorgesehenen Druckhalter-Abblasetank zurückgehalten und kondensiert. Eine Freisetzung in das Containment findet nicht statt. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden erbracht.

Mit weiteren Sensitivitätsstudien kann gezeigt werden, dass es unter Berücksichtigung des ersten RESA-Signals „RESA nach TUSA“, konservativer Anfangs- und Randbedingungen und eines Einzelfehlers nicht zu einem Ansprechen des Druckhalter-Sicherheitsventils kommt. Ebenfalls kommt es bei verfügbarer Kühlmitteldruck-Regelung und Frischdampfumleitung nicht zu einem Ansprechen des Druckhalter-Sicherheitsventils, wenn erst das zweite RESA-Signal „Druckhalterdruck hoch“ berücksichtigt wird.

### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Wahl des Einzelfehlers ist nachvollziehbar und plausibel, da dieser zu einem höheren Primärkreisdruck führt. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt.

Da dieser Störfall unter anderem zur Auslegung der Druckhalter-Sicherheitsventile herangezogen wurde, ist es für das ENSI nachvollziehbar, dass es bei zusätzlichen Ausfallannahmen (wie der Unterstellung eines Einzelfehlers und Berücksichtigung des zweiten, diversitären RESA-Signals mit extrem konservativen Randbedingungen wie dem instantanen Schliessen der Turbinenschnellschluss-Ventile) zum Ansprechen dieser Ventile kommt. Der Druckanstieg wird durch das gestaffelte Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile sicher gestoppt. Ebenfalls kommt es zu keiner Freisetzung, da das abgeblasene Kühlmittel sicher im Druckhalter-

Entlastungstank zurückgehalten werden kann. Nach Wertung des ENSI werden sämtliche Schutzziele für den Störfall Turbinenschnellschluss eingehalten.

### **6.2.2.3 Ausfall Speisewasser**

#### **Angaben des KKB**

Der Ausfall des Hauptspeisewassers kann durch Fehler im Hauptspeisewassersystem selbst, durch den Ausfall der Eigenbedarfsversorgung oder durch Einwirkungen von aussen (EVA) verursacht werden. Der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung wird in Kapitel 6.2.3.1 behandelt und berücksichtigt den Notstromfall. Der Ausfall des Speisewassers wird konservativ abdeckend analysiert, indem nur die Verfügbarkeit des Notstand-Speisewassersystems kreditiert wird. Nach Ausfall der Speisewasserversorgung kommt es aufgrund der diversitären, zeitlich gestaffelten Anregesignale zu einer Reaktorschnellabschaltung. In der Analyse wird das zweite anstehende Signal „DE-Füllstand niedrig“ ( $< 0\%$  Engbereich) angenommen. Unter konservativen Randbedingungen (um  $20\%$  reduzierte Einspeisekennlinie) wird nachgewiesen, dass die Bespeisung eines Dampferzeugers noch ausreichend ist, um die anfallende Nachzerfallsleistung abzuführen. Für die Fälle ohne EVA steht das Druckhaltersprühen zur Verfügung. Dadurch wird ein Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile vermieden, und alle technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorie 1 werden eingehalten. Mit EVA kommt es zum Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile aufgrund der fehlenden Druckhaltersprühung. Für den EVA-Fall werden die technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorie 2 eingehalten.

#### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen bis auf eine Ausnahme den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Verwendung einer realen Ausgangsleistung von  $100\%$  und einer Nachzerfallsleistung ohne Zuschlag ist nach Wertung des ENSI nicht konservativ, aber durch die um  $20\%$  reduzierte konservative Einspeisekennlinie abgedeckt. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre können mit der Bespeisung nur eines Dampferzeugers sichergestellt werden. Dies berücksichtigt den wirksamsten Einzelfehler (Nichtbespeisung des zweiten DE). Nach Wertung des ENSI werden damit alle technischen Kriterien für die Störfallkategorie 1 (ohne EVA) bzw. 2 (mit EVA) eingehalten.

### **6.2.3 Störfälle mit Abnahme des Hauptkühlmittelstroms**

Eine Abnahme des Hauptkühlmittel-Durchsatzes bewirkt eine Reduktion der Wärmeabfuhr an die Sekundärseite. Dies führt zu einer Temperatur- und Druckerhöhung im Primärkreis. Abdeckend für diese Gruppe sind die folgenden zwei auslösenden Ereignisse:

- Vollständiger Ausfall der Zwangsumwälzung
- Blockieren einer Reaktor-Hauptpumpe

#### **6.2.3.1 Vollständiger Ausfall der Zwangsumwälzung**

##### **Angaben des KKB**

Der vollständige Ausfall der Zwangsumwälzung führt zu einem Auslaufen der Reaktor-Hauptpumpen mit einem damit verbundenen Kühlmittel-Durchsatzrückgang. Dieser Störfall wird als abdeckend für den Nachweis herangezogen, dass kritische Siedezustände im Kern sicher ausgeschlossen werden können und dient gleichzeitig zur Festlegung des Reaktorschutzgrenzwertes „Durchfluss tief in einem Kühlkreislauf“. Die höchsten Anforderungen an die Kernkühlbarkeit ergeben sich unter Vollastbedingungen. Für die Analyse wurden konservative Anfangs- und Randbedingungen angenommen.

Nach Unterschreiten des Nenndurchsatzes von  $78\%$  wird die Reaktorschnellabschaltung mit einer Sekunde Verzögerung ausgelöst. In der Analyse wird der Kühlmitteldruck am Kernaustritt als konstant angenommen, was hinsichtlich der Bestimmung des Filmsiedeabstandes konservativ ist. Der berechnete Filmsiedeabstand beträgt  $1,596$ .

Ferner wurde zur Bestimmung der Sensitivität eine Analyse mit realistischen Randbedingungen, aber ohne Berücksichtigung eines RESA-Signals durchgeführt. Der minimale Filmsiedeabstand ist grösser als derjenige der konservativen Analyse und beträgt 1,87. Ein Einzelfehler hat damit keine Auswirkungen, da ein inhärenter Schutz gegen Filmsieden besteht.

Der Druckanstieg im Primärkreis ist durch die Untersuchungen zum „Ausfall der Netzeinspeisung“ bzw. „Turbinenschnellschluss“ abgedeckt, da der Störfall in den ersten Sekunden fast analog verläuft. Insgesamt konnte nachgewiesen werden, dass alle technischen Kriterien der Störfallkategorie 1 eingehalten werden.

### **Beurteilung des ENSI**

Die verwendeten Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden selbst unter Berücksichtigung einer stark verzögerten Reaktorschnellabschaltung sichergestellt. Normalerweise erfolgt die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung bei einem Durchsatzgrenzwert von 92 % und nicht erst bei 78 %. Ferner ist es nachvollziehbar und plausibel, dass das Anlagenverhalten hinsichtlich des Druckanstieges durch die Analyse „Ausfall der Netzeinspeisung“ bzw. durch den „Turbinenschnellschluss“ abgedeckt ist, da bei diesen beiden Störfällen zusätzlich unterstellt wird, dass kein Dampf mehr über die Turbine abgeführt werden kann. Nach Wertung des ENSI werden die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 1 eingehalten.

#### **6.2.3.2 Blockieren einer Reaktor-Hauptpumpe**

##### **Angaben des KKB**

Beim Blockieren einer Reaktor-Hauptpumpe, beispielsweise ausgelöst durch einen Wellenbruch, kommt es zu einer schlagartigen Verlangsamung der Strömung in der betroffenen Umwälzschleife (Loop). Das erste RESA-Signal „Kühlmitteldurchsatz tief“ steht fast unverzögert nach Eintritt des Ereignisses an. Für die Analyse wurden konservative Anfangs- und Randbedingungen und der Notstromfall mit Eintritt des Turbinenschnellschlusses angenommen.

Ein wirksamer Einzelfehler wurde nicht identifiziert. Es wird jedoch in einer Parameterstudie die Sensitivität bezüglich der Druckhalter-Druckregelung sowie der Einfluss des zweiten RESA-Signals „Füllstand Dampferzeuger tief“ (< 0 % Engbereich) auf den Störfallablauf untersucht. Die Ergebnisse zeigen, dass es bei Berücksichtigung des ersten RESA-Grenzwertes nicht zu einem Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile kommt. Wird das zweite RESA-Signal berücksichtigt, dann kommt es mit einer Druckhalter-Sprühung ebenfalls nicht zu einem Öffnen der Druckhalter-Sicherheitsventile. Ferner zeigen alle Analysen einen ausreichenden Abstand zum Filmsieden. Damit ist ein ausreichender Wärmeübergang von den Brennstäben an das Kühlmittel gewährleistet. Alle technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 werden eingehalten.

### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Ein wirksamer Einzelfehler kann ausgeschlossen werden, da dieser durch andere Störfallanalysen abgedeckt ist. Nach Wertung des ENSI werden die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 eingehalten.

#### **6.2.4 Störung der Reaktivität oder Leistungsverteilung**

Reaktivitätsstörungen und Unregelmässigkeiten bei der Leistungsverteilung im Kern können prinzipiell durch einen Fehler in der Leittechnik oder Operateurfehler ausgelöst werden. Eine Ausnahme stellt der Steuerelementauswurf aufgrund eines mechanischen Versagens des Steuerstabantriebes dar. Reaktivitätsstörungen führen entweder zu einer Leistungsexkursion oder -reduktion im Kern. Ein Notstromfall wird bei diesen auslösenden Ereignissen nicht unterstellt, da damit die Leistungserzeugung im Kern beendet und somit der Stör-

fallablauf positiv beeinflusst würde. Ein wirksamer Einzelfehler existiert ebenfalls nicht, da die Leistungsexkursion entweder durch die inhärente Auslegung des Kerns abgefangen oder durch die Reaktorschnellabschaltung beendet wird. Die anfallende Nachzerfallsleistung kann immer einzelfehlersicher abgeführt werden. Folgende abdeckende auslösende Ereignisse werden in dieser Gruppe untersucht:

- Fehlfahren einer Stabgruppe
- Fehlausfahren eines Kontrollstabes
- Fehleinfall eines Kontrollstabes
- Stabauswurf
- Borverdünnung im Kernbereich

#### **6.2.4.1 Fehlfahren einer Stabgruppe**

##### **Angaben des KKB**

Bei diesem Störfall wird konservativ das fehlerhafte Ausfahren der beiden Regelbänke mit erhöhter Geschwindigkeit postuliert. Das Ausfahren der beiden Regelbänke bewirkt am Anfang des Zyklus die grösste Reaktivitätszufuhr und führt zu einer Leistungserhöhung im Reaktorkern. Diese wird durch die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung beendet. In den Analysen werden konservative Anfangs- und Randbedingungen unterstellt. Es erfolgten drei Analysen zur Untersuchung von kritischen Siedezuständen und eine Variante zur Untersuchung eines hohen Druckes im Reaktorkühlsystem. Weiterhin werden verschiedene Kernparameter in den Analysen variiert.

Für Nulllast wird in den Analysen sowohl die Abschaltung des Reaktors durch das Signal „Neutronenfluss Leistungsbereich hoch (unterer Grenzwert)“ wie auch für das zeitlich verzögerte anstehende Signal „Übertemperatur-Delta-T hoch“ oder „Überleistungs-Delta-T“ untersucht. Durch das Stabausfahren erfolgt zunächst ein steiler Anstieg des Neutronenflusses, welcher jedoch rasch durch die Doppler-Reaktivitätsrückwirkung begrenzt wird. Das kontinuierliche Weiterausfahren der Bänke bewirkt einen langsamen Anstieg der Leistung bis zum Erreichen der Reaktorschnellabschaltung. Für die untersuchten Fälle wird der Grenzwert zum Filmsieden nicht unterschritten. Die technischen Kriterien der Störfallkategorie 2 werden für Nulllast eingehalten.

Für das Fehlausfahren während des Leistungsbetriebes wurden Teil- und Volllastzustände untersucht. In den Analysen werden konservative Anfangs- und Randbedingungen sowie die Verfügbarkeit einiger Regelungen angenommen, welche einen negativen Einfluss auf den minimalen Filmsiedeabstand haben. Wie für Nulllast wird postuliert, dass die Reaktorschnellabschaltung erst durch das Signal „Übertemperatur-Delta-T hoch“ oder „Überleistungs-Delta-T“ erfolgt. Für alle untersuchten Varianten konnte gezeigt werden, dass ein minimaler Filmsiedeabstand von 1,66 sowohl für Teillast wie auch Volllast nicht unterschritten wird. Damit wird gezeigt, dass ein ausreichender Wärmeübergang vom Brennstab-Hüllrohr an das Kühlmittel sichergestellt ist.

Weiterhin wurde der Verlauf des Primärkreisdruckes für Volllast untersucht. Konservativ wurde zusätzlich für Volllast der Ausfall der Frischdampfumleitstation nach TUSA als Einzelfehler unterstellt. Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt durch das zweite RESA-Signal „Übertemperatur-Delta-T“. Die Ergebnisse zeigen, dass aufgrund der Druckhalter-Sprühung der Druckanstieg bei 162 bar begrenzt wird und ein Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile ausbleibt. Für Volllast sind somit alle technischen Kriterien der Störfallkategorie 1 eingehalten.

##### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit, die dauerhafte Unterkritikalität sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind für alle untersuchten Leistungszustände durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Zusätzlich konnte gezeigt werden, dass es zu keinem Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile für

Volllast kommt. Nach Wertung des ENSI werden damit alle technischen Kriterien für die Störfallkategorien 1 und 2 eingehalten.

Der Ausfall der Frischdampf-Umleitung kann in der Volllastanalyse hinsichtlich des Untersuchungsziels „maximaler Primärkreisdruck“ nicht als Einzelfehler im Sinne des Ausfalls eines Sicherheitssystems gewertet werden. Da der Nachweis für Volllast bezüglich Nicht-Ansprechen des Druckhaltersicherheitsventils aufgrund der geringen Eintrittshäufigkeit nur ohne Einzelfehler zu erfolgen hat, wertet das ENSI dies als weitere konservative Randbedingung. Der Nachweis des Nicht-Ansprechens wurde damit mit dieser Analyse erbracht.

#### **6.2.4.2 Fehlausfahren eines Kontrollstabes**

##### **Angaben des KKB**

Das Fehlausfahren eines Kontrollstabes kann nur durch mehrfache Fehler des Betriebspersonals und die Missachtung administrativer Vorschriften eintreten. Abdeckend für dieses Ereignis ist das Ausfahren eines zuvor eingefallenen Kontrollstabes für Volllast. In der Analyse werden sehr konservativ abdeckende Kernparameter verwendet. Das fehlerhafte Ausfahren des Kontrollstabes bewirkt eine ungleichmässige Leistungsverteilung im Kern und führt zu einem Leistungsanstieg. Die Transiente wird durch das zweite RESA-Signal beendet. Die Ergebnisse weisen einen grossen Abstand zum Filmsieden (berechneter DNB = 2,7) auf und den Ausschluss von Brennstoffzentralschmelzen aus. Die technischen Kriterien der Störfallkategorie 2 werden eingehalten.

##### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Nach Wertung des ENSI werden damit alle technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 eingehalten.

#### **6.2.4.3 Fehleinfall eines Kontrollstabes**

##### **Angaben des KKB**

Der Fehleinfall eines Kontrollstabes führt je nach Wirksamkeit zu einer grösseren oder geringeren Leistungsreduktion. Der Stabeinfall wird einzelfehlersicher und diversitär durch die Instrumentierung erkannt. Es kommt daraufhin zu einer automatischen Blockierung des Ausfahrens der Regelstäbe und zu einem Turbinen-Cutback (Leistungsreduktion). In den Analysen werden konservativ abdeckende Kern-Sicherheitsparameter sowie Randbedingungen unterstellt. Zusätzlich wird die Verfügbarkeit einiger Regelungen angenommen, welche einen negativen Einfluss auf den minimalen Filmsiedeabstand haben. In den Analysen werden verschiedene Kernleistungszustände (20 %, 60 % und 100 %) und verschiedene Wirksamkeiten des Kontrollstabes untersucht.

Für die Untersuchungen des minimalen Filmsiedeabstands wurde in den Analysen der Einfall der Steuerstäbe konservativerweise für den Untersuchungszeitraum nicht unterstellt. Anhand der Ergebnisse kann gezeigt werden, dass durch den fehlerhaften Einfall eines einzelnen Kontrollstabes keine kritischen Siedezustände im Reaktorkern auftreten und die Brennstofftemperaturen deutlich unterhalb der zulässigen Grenzwerte bleiben. Hinsichtlich des maximalen Primärkreisdruckes wurde in den Analysen das zweite RESA-Signal „Primärkühlmitteldruck hoch“ unterstellt. Die Ergebnisse zeigen, dass ein Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile für Stabwirksamkeiten, wie sie bei Kernnachladungen vorhanden sind, ausgeschlossen ist. Da die Transiente für Teillast weniger gravierend verläuft, ist der Volllastfall abdeckend. Mit den vorliegenden Analysen konnte die Einhaltung der technischen Nachweiskriterien für die Störfallkategorie 1 aufgezeigt werden.

Für die zykluspezifische Nachweisführung ist der maximal zulässige Spitzenwert der radialen Leistungsdichte der wesentliche Parameter, welcher für ausgewählte Konfigurationen des Stabeinfalls zu Beginn und Ende des Zyklus nachgewiesen wird. Die zykluspezifischen Werte werden mit einer Grenzkurve verglichen.

## Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen für den Fehlefall eines Kontrollstabes entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Mit den Sensitivitätsstudien konnte nachvollziehbar und plausibel aufgezeigt werden, dass alle technischen Kriterien für die Störfallkategorie 1 eingehalten werden.

### 6.2.4.4 Borverdünnung im Kernbereich

#### Angaben des KKB

Eine Borverdünnung im Kernbereich ist denkbar durch eine ungeplante Zufuhr von primärem Zusatzwasser mit den Ladepumpen des Volumen-Regelsystems. Im Leistungsbetrieb wird durch das Einfahren von Steuerelementen die Reaktivitätszufuhr durch das Einspeisen von unboriertem Wasser zu Beginn ausgeregelt. Dieser Störfall wurde für verschiedene Szenarien mit unterschiedlichen Nachweiszielen untersucht. Es wurde der Nachweis erbracht, dass sowohl Schäden am Brennstoff und den Brennstabhüllrohren ausgeschlossen werden können als auch die Abschaltsicherheit von 1 % für jeden Betriebszustand sichergestellt ist und die Druckhaltersicherheitsventile für Vollasttransienten nicht ansprechen.

Ausgehend von einem abdeckenden Kernzustand am Beginn des Zyklus wird eine Borverdünnungstransiente berechnet, bei der beide Ladepumpen einspeisen. Dieser Nachweis wird zyklusspezifisch für jede neue Kernbeladung zur Einhaltung des Filmsiedeabstandes geführt.

Generisch wird mit konservativen Anfangs- und Randbedingungen aufgezeigt, dass die Abschaltsicherheit für die Betriebszustände kalt-abgestellt, Anfahrbetrieb und Leistungsbetrieb stets sichergestellt ist. In den Analysen werden nach 30 min Operateurhandlungen zur Unterbindung der Einspeisung von unboriertem Wasser kreditiert.

Das Gesamtanlagenverhalten hinsichtlich der Einhaltung des Nicht-Ansprechens von Überdruckschutzeinrichtungen wird in weiteren Analysen untersucht. Ausgehend von Vollast kann gezeigt werden, dass eine Reaktorschnellabschaltung nicht stattfindet, wenn die Temperatur- und Druckregelung zur Verfügung steht. Wird diese nicht berücksichtigt, kommt es zu einer Reaktorschnellabschaltung. Unter Berücksichtigung des zweiten RESA-Signals kommt es zu keinem Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile. Auch in diesen Analysen werden nach 30 min Operateurhandlungen zur Unterbindung der Einspeisung von unboriertem Wasser kreditiert.

Im kalt-abgestellten Zustand sind alle Leitungen isoliert und durch administrative Massnahmen abgesichert, so dass eine fehlerhafte Borverdünnung ausgeschlossen werden kann. Beim Brennstoffwechsel sind die borierten Wassermengen so gross, dass das Einspeisen des kompletten Tankinhaltes des primären Zusatzwassersystems die Unterkritikalität nicht gefährden kann.

## Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen für die generischen Analysen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Nachweise der Kernkühlbarkeit sowie der Integrität der Brennstab-Hüllrohre werden für jede neue Kernnachladung zyklusspezifisch erbracht. Die Einhaltung des 30 min-Kriteriums wurde nachvollziehbar dargelegt. Eine ausreichende Abschaltsicherheit von 1 % und die Integrität des Brennstoffes sind damit stets sichergestellt. Nach Wertung des ENSI werden damit alle technischen Kriterien für die Störfallkategorie 1 für Vollast und Störfallkategorie 2 für die anderen Betriebszustände eingehalten.

#### **6.2.4.5 Stabauswurf**

##### **Angaben des KKB**

Der Auswurf eines einzelnen Steuerelementes aus dem Kern kann durch den Bruch des Gehäuses des zugehörigen Steuerelementantriebes verursacht werden. Der Stabauswurf bewirkt eine rasche Reaktivitätszufuhr und eine starke örtliche Störung der Leistungsverteilung im Kern. Der Leistungsanstieg wird hauptsächlich durch die negative Reaktivitätsrückwirkung des Brennstofftemperaturkoeffizienten begrenzt. In den Analysen werden konservative Anfangs- und Randbedingungen für die untersuchten Leistungszustände Voll- und Nulllast unterstellt. Die Reaktorschnellabschaltung wird durch das Signal „Neutronenfluss hoch“ ausgelöst. Zusätzlich wird für Volllast unterstellt, dass ein benachbarter Kontrollstab blockiert ist.

Die Resultate zeigen, dass die Integrität und die Kühlbarkeit des Reaktorkerns während eines Stabauswurfes erhalten bleiben. Die Nachweiskriterien bezüglich Enthalpieeintrag in den Brennstoff, Brennstoffzentral- und Hüllrohrtemperaturen werden für die analysierten Nulllast- und Volllastfälle eingehalten. Für den Stabauswurf aus Volllast tritt keine Verletzung des Filmsiedegrenzwertes auf. Bei Nulllast hingegen tritt in den Analysen für weniger als ein Prozent der Hüllrohre Filmsieden auf. Eine störfallbedingte Beschädigung von Hüllrohren kann jedoch ausgeschlossen werden, da für jede Kernnachladung gezeigt wird, dass die sicherheitsrelevanten Parameter eingehalten werden. Die Reaktivität des ausgeworfenen Kontrollstabes sowie die lokalen Leistungsdichte-Spitzenwerte liegen bei den zykluspezifischen Kernnachladungen deutlich unterhalb der festgelegten Grenzwerte.

Für den Stabauswurf werden für die zykluspezifischen Nachweise die Reaktivitätsdifferenzen des ausgeworfenen Stabes und der Spitzenwert der lokalen Leistungsdichte nach dem Stabauswurf ermittelt. Es werden die Reaktivitätsbeiträge der verzögerten Neutronen sowie die Lebensdauer der prompten Neutronen für Beginn und Ende des Zyklus berechnet. Des Weiteren wird die Steuerstabeinfahrbegrenzung als Funktion der Reaktorleistung und der Eintauchtiefe der Steuerelemente ermittelt. Alle vorgenannten Werte werden mit den Grenzwerten der RSAC-Liste<sup>236</sup> verglichen.

##### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen für die Analysen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre werden für jede neue Kernnachladung zykluspezifisch nachgewiesen. Damit wird die Einhaltung der abbrandabhängigen Grenzkurve für den zulässigen Brennstoff-Enthalpieeintrag durch den Stabauswurf gezeigt. Dieses abbrandabhängige Kriterium wurde von der HSK im Jahre 2004 in Kraft gesetzt und dient dem Nachweis der Verhinderung von Hüllrohrdefekten bei Reaktivitätsstörfällen. Nach Wertung des ENSI werden somit alle technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 bei einem Stabauswurf eingehalten.

#### **6.2.5 Störfälle mit Zunahme des Hauptkühlmittelinventars**

In dieser Störfallgruppe werden diejenigen Störfälle betrachtet, welche während des Normalbetriebes eine fehlerhafte Zunahme des im Reaktorkühlsystem enthaltenen Hauptkühlmittels bewirken können. Die drei Sicherheitseinspeisepumpen können bei Normalbetrieb nicht in das Reaktorkühlsystem einspeisen, da ihre Nullförderhöhe 110 bar beträgt. Abdeckend für diese Gruppe ist der Störfall:

- Störung im Chemie- und Volumen-Regelsystem

##### **6.2.5.1 Störung im Chemie- und Volumen-Regelsystem**

##### **Angaben des KKB**

Als abdeckender Störfall wird hier das gleichzeitige, fehlerhafte Einspeisen von drei Ladepumpen mit einem konservativ hohen Volumenstrom von 12 l/s betrachtet. Dies führt bei Einspeisung einer höheren Borkonzentration, als der im Kern herrschenden, zu einer Leistungsreduktion. Bei gleicher Borkonzentration steigt der

Füllstand im Druckhalter an. Für beide Analysen wurden konservative Anfangs- und Randbedingungen angenommen.

Erfolgt die Regelung der Regelbänke automatisch, so gleichen diese die durch die Borkonzentration zugeführte negative Reaktivität aus. Wenn die Regelbänke ganz ausgefahren sind, reduziert sich die Leistung im Kern. Dies führt zu einer Abkühlung und zu einem Absinken des Füllstandes im Druckhalter. Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt durch das Signal „Druckhalter-Füllstand tief“. Da während der Transiente der Abstand zum Filmsiedegrenzwert kontinuierlich anwächst, können Schäden an den Brennelementen ausgeschlossen werden. Weiterhin nimmt der Primärkreisdruck während der Transiente ab und es treten keine Druckspitzen auf, welche die Integrität des Primärkreises gefährden.

Bei gleicher Borkonzentration kommt es zu einem Anstieg des Druckes und Füllstandes im Druckhalter. Die Druckhalter-Sprühung begrenzt den Druckanstieg, womit ein Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile verhindert wird. Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt durch das Signal „Druckhalter Füllstand hoch“ und wird diversitär auch durch das Notstands-Schutzsystem ausgelöst. Durch das Reaktorschutzsignal „Druckhalter Füllstand hoch“ werden auch die Ladepumpen abgeschaltet. Ein wirksamer Einzelfehler kann ausgeschlossen werden. Nach dem Reaktortrip fallen Druck und Füllstand im Druckhalter. Die sekundärseitige Wärmeabfuhr erfolgt einzelfehlersicher durch das Hilfsspeisewassersystem. Es werden alle technischen Kriterien der Störfallkategorie 1 eingehalten.

### Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen bis auf eine (hier sicherheitstechnisch unbedeutende) Ausnahme den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Für den Fall der Einspeisung mit erhöhter Borkonzentrationen wird die Abschaltung des Reaktors aufgrund des ersten anstehenden RESA-Signals angenommen. Nach Wertung des ENSI wird der Störfallablauf dadurch nicht gemildert, da bereits die Leistungsproduktion merklich gesunken ist. Für die Abschaltung würden weitere RESA-Signale zur Verfügung stehen. Anlagendynamisch beschränkt sich der Störfallablauf auf die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung. Somit sind die Ausführungen, dass kein wirksamer Einzelfehler existiert, für das ENSI nachvollziehbar.

Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des ausreichenden Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Ebenfalls ist die Integrität des Primärkreislaufes nicht gefährdet. Nach Wertung des ENSI werden damit die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 1 eingehalten.

### 6.2.6 Abnahme des Hauptkühlmittelinventars

Brüche und Lecks im Reaktorkühlkreislaufs innerhalb des Primärcontainments werden als Kühlmittelverluststörfälle (Loss of Coolant Accident, LOCA) bezeichnet. Bei diesen kann es je nach Leckgrösse es zu einer zeitweilig verminderten Kühlung der Brennstäbe des Reaktorkerns kommen. Die wichtigsten Gegenmassnahmen sind neben der Reaktorschnellabschaltung die Auslösung der Notkühlsysteme zur Ergänzung des Kühlmittelverlustes und die Isolation des Containments. Zum Abbau des Drucks im Containment werden das Containment-Umluftsystem und -Sprühsystem gestartet. Für Kühlmittelverluststörfälle gibt es weitere zusätzliche Nachweiskriterien. Die Kühlbarkeit des Kerns ist gewährleistet wenn:

- die maximalen Hüllrohrtemperaturen 1204 °C nicht übersteigen
- die maximale totale Hüllrohroxidation kleiner 17 % der Hüllrohrwandstärke beträgt
- die maximale Wasserstofffreisetzung im Kern weniger als 1 % der durch die Zirkon-Wasser-Reaktion erzeugbaren Wasserstoffmenge der Hüllrohre beträgt

In dieser Gruppe werden die folgenden Kühlmittelverluststörfälle betrachtet:

- Fehlöffnen Druckhalter-Sicherheitsventil
- Dampferzeuger-Heizrohrbruch

- Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall
- Mittlere und kleine Lecks

### 6.2.6.1 Fehlöffnen Druckhalter-Sicherheitsventil

#### Angaben des KKB

Durch das Fehlöffnen des Druckhalter-Sicherheitsventils kommt es zu einem kontinuierlichen Austrag von Kühlmittel, welcher zu einem Primärkreisdruckabfall führt. Der Kühlmittelaustrag wird automatisch bei Unterschreiten eines Primärkreisdruckes von 139 bar durch das Schliessen der Druckhalter-Isolierstation beendet. Es werden in den Analysen konservative Anfangs- und Randbedingungen angenommen. Ein Notstromfall wird jedoch nicht unterstellt, da im Analysezeitraum noch keine Sicherheitssysteme einspeisen.

Durch den abfallenden Druck im Primärkreis wird vom Reaktorschutz und diversitär vom Notstands-Schutzsystem die Reaktorschnellabschaltung durch das Signal „Druckhalterdruck tief“ ausgelöst. In dieser Analyse verhindert das auslegungsgemässe Schliessen der Druckhalter-Isolierstation das Erreichen des zweiten RESA-Grenzwertes. Die Heisskanalanalyse zeigt, dass Schäden an den Brennstab-Hüllrohren aufgrund kritischer Siedezustände ausgeschlossen werden können.

Wird als Einzelfehler das Nicht-Schliessen der Druckhalter-Isolierstation unterstellt, sinkt der Primärkreisdruck weiter ab. Mit Einzelfehler erfolgt die Reaktorschnellabschaltung durch das zweite Signal „Übertemperatur Delta-T“. Ab einem Druck von etwa 110 bar beginnen die Sicherheitseinspeisepumpen boriertes Wasser in den Kern einzuspeisen. Aufgrund der Charakteristik der Sicherheitseinspeisepumpen kann die Leckage problemlos überspeist werden. Die Analyse wird nach 60 s beendet, da der minimale Filmsiedeabstand bereits erreicht wurde. Schäden an den Brennstab-Hüllrohren aufgrund kritischer Siedezustände werden durch die Heisskanalanalysen auch mit unterstelltem Einzelfehler ausgeschlossen.

Alle technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorie 2 (ohne Einzelfehler) und 3 (mit Einzelfehler) werden eingehalten.

#### Beurteilung des ENSI

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des ausreichenden Abstandes zum Filmsieden nur für den Analysezeitraum erbracht. Der Analysezeitraum ist für den Fall des Fehlöffnens mit anschliessender Isolation des Druckhalter-Sicherheitsventils ausreichend, da der Kühlmittelverlust rasch gestoppt werden kann. Damit werden für den Störfall Fehlöffnen des Druckhalter-Sicherheitsventils ohne Einzelfehler die technischen Kriterien für die Störfallkategorie 2 eingehalten.

Nach Wertung des ENSI ist aber für das Fehlöffnen mit Einzelfehler für den Analysezeitraum von 60 s noch kein sicherer Anlagenzustand erreicht. Die Annahme des Nicht-Schliessen der Druckhalter-Isolierstation als wirksamsten Einzelfehler ist nachvollziehbar. Aus den Analysen kann nicht nachvollziehbar abgeleitet werden, ob aufgrund des Kühlmittelverlustes der Abstand zum Filmsieden im weiteren Verlauf immer sicher eingehalten werden kann. Am Anfang des Störfalls kommt es zu einem Absinken der Leckrate aus dem Druckhalter-Sicherheitsventil. Sobald der Druckhalter mit Primärkühlmittel aufgefüllt ist, steigt die Leckrate jedoch wieder an. Ferner ist für den Fall mit Einzelfehler die Nichtberücksichtigung des Notstromfalls nicht konservativ. Das verwendete Rechenprogramm NLOOP entspricht nach Wertung des ENSI für diesen Störfallablauf nicht mehr dem Stand der Technik. Bezüglich der offenen Punkte verweist das ENSI auf die Forderung 6.1-1, falls nicht aufgezeigt werden kann, dass andere Störfallanalysen abdeckend für das Fehlöffnen des Druckhalter-Sicherheitsventils mit Einzelfehler sind.

### 6.2.6.2 Dampferzeuger-Heizrohrbruch

#### Angaben des KKB

Als auslösendes Ereignis wird der doppelendige Bruch eines Dampferzeugerheizrohres postuliert. Dadurch strömt radioaktives Kühlmittel aus dem Primärkreislauf über die Bruchstelle im Dampferzeugerheizrohr in den Sekundärkreislauf. Auf der Sekundärseite vermischt es sich mit dem Speisewasser und führt zu einem Auffüllen des Dampferzeugers. Der Dampferzeuger-Heizrohrbruch wird hinsichtlich des Nachweiszies Vermeidung einer Überfüllung und der radiologischen Auswirkungen untersucht. Für das Nachweiszil der Vermeidung des Überfüllens des betroffenen Dampferzeugers wird nach Erreichen des zweiten RESA-Signals der Turbinenschnellschluss und der Notstromfall unterstellt. Für das Nachweiszil der radiologischen Konsequenzen wird zusätzlich ein Fehlöffnen (Einzelfehler) des Frischdampf-Abblaseventils unterstellt. Beide Analysen unterstellen eine konservative Ausgangsleistung von 102 %. Das Verhalten der Anlage wird mit dem Programm NLOOP in der KKB-spezifischen Version analysiert.

Der Kühlmittelverlust zur Sekundärseite führt zu einem Druckabfall im Primärkreis und zum Absinken des Wasserniveaus im Druckhalter, woraufhin im Kommandoraum entsprechende Alarme generiert werden. Durch den tiefen Druck im Primärkreis werden die Sicherheits-Einspeisepumpen gestartet und beginnen nach Unterschreitung von 110 bar Primärkreisdruck mit der Kühlmittelergänzung. 15 Minuten nach der Reaktorschnelabschaltung werden erste Operateurmassnahmen in den Analysen kreditiert. Diese führen zur Isolation des fehloffenen Frischdampf-Abblaseventils und zur Isolation des Hauptspeisewassers.

Im weiteren Verlauf wird von den Operateuren, unter Beachtung der Störfallvorschriften, im Primärkreis der Druck abgesenkt, bis Druckausgleich zwischen Primär- und Sekundärseite hergestellt ist. Die Leckage über das gebrochene Heizrohr ist damit gestoppt. Im Falle mit Einzelfehler erfolgt der Druckausgleich nach ungefähr 41 Minuten. Bis zu diesem Zeitpunkt wurden 8600 kg Primärkreiskühlmittel als Dampf und 0,5 kg Wasser über Dach abgeblasen. Ohne Einzelfehler werden nur geringfügige Mengen Primärkühlmittel an die Umgebung abgegeben. Der Druckausgleich wird ebenfalls nach ungefähr 41 Minuten erreicht. Weder mit noch ohne Einzelfehler kommt es zu einem Überfüllen des Dampferzeugers, wobei der maximale Füllstand für den Fall ohne Einzelfehler höher ist.

Der Ausfall eines der Notstromstränge hat unter den gegebenen Randbedingungen keine Auswirkungen auf die Beherrschung des Störfalls. Alle technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorie 2 werden eingehalten.

#### Beurteilung des ENSI

Die Analysen zeigen, dass der defekte Dampferzeuger nicht durch das übertretende Kühlmittel überfüllt wird. Die Verwendung einer hohen Ausgangsleistung ist hinsichtlich der abgeblasenen Dampfmenge bei unterstelltem Einzelfehler konservativ. Die Verwendung einer erhöhten Ausgangsleistung für den Fall ohne Einzelfehler ist nicht eindeutig konservativ. Eine geringere Leistung führt zu Beginn des Störfalls zu geringeren abgeblasenen Dampfmenen, jedoch kühlt sich der Primärkreislauf schneller ab. Beides hat einen Einfluss auf den Primärkühlmittel-Massenstrom auf die Sekundärseite.

Insgesamt kann nachvollziehbar gezeigt werden, dass die Anlage unter Berücksichtigung von Operateurhandlungen nach 15 Minuten in einen sicheren, stabilen Zustand überführt werden kann. Im Rahmen seiner Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des KKB<sup>160</sup> kam das ENSI zum Schluss, dass die Ausbildung der Operateure im KKB sowie die Vorschriften seit der Inbetriebnahme der beiden Blöcke gezielt auf Handeingriffe in Störfallsituationen ausgerichtet sind. Ferner zeigt die probabilistische Sicherheitsanalyse nur einen geringen Sicherheitsgewinn bei einer weitergehenden Automatisierung, aber eine unverhältnismässig höhere Komplexität des Reaktorschutzsystems. Weitere Nachrüstmassnahmen in diesem Bereich hat das ENSI im Rahmen seiner Stellungnahme zum Langezeitbetrieb deshalb als nicht angemessen beurteilt.

Das verwendete Rechenprogramm entspricht nach Wertung des ENSI nicht mehr dem Stand der Technik und vernachlässigt auch die gespeicherte Wärme in den vorhandenen Strukturmassen. Da dies die Abkühlung

verlangsamen würde, hat dies einen Einfluss auf die integrale Menge an übertretendem Kühlmittel. Das ENSI verweist bezüglich der offenen Punkte auf die Forderung 6.1-1.

### **6.2.6.3 Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall (2F-Bruch)**

#### **Angaben des KKB**

Der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittleitung führt zu einer schnellen Druckentlastung des Primärkreislaufes. Innerhalb sehr kurzer Zeit nach Störfalleintritt wird Sättigungsdruck erreicht. Die zunehmende Dampfblasenentwicklung im Kern führt zur Selbstabschaltung des Reaktors ohne dass der Einfall der Steuerstäbe benötigt wird. Bei Unterschreiten des Ansprechdruckes der Druckspeicher beginnen diese boriertes Wasser in die kalten Stränge einzuspeisen. Damit beginnt das Wiederauffüllen des Reaktordruckbehälters. In der Wiederauffüllphase werden die Wassermengen in die kalten Stränge oder in das obere Plenum eingespeist. Erreicht der Wasserspiegel die Kernunterkante, so setzt an den aufgeheizten Brennstäben eine starke Dampfproduktion ein. Während des Flutens des Kerns beginnt nach der Wiederbenetzung der Brennstäbe eine intensive Kühlung. Das Ende der Flutphase ist erreicht, wenn der gesamte Kern mit einem Wasser-Dampf-Gemisch bedeckt ist. Nach Einspeisung aller Borwasser-Vorräte aus dem BOTA-Tank wird für die Langzeitkühlung auf Sumpfbetrieb umgestellt.

Der Bruch eines Kaltstranges ist abdeckend für die heisseitigen Brüche. Ferner erfolgt die Analyse ausgehend vom Zustand Vollast, da hierbei der grösste Energiegehalt im Kern vorhanden ist. In den Analysen wurden abdeckende Randbedingungen und Brennstoffeingabedaten verwendet. Der Einfluss von beispielsweise der Ausgangsleistung, der Leistungsverteilung im Kern, des Notstromfalls sowie weiterer Parameter wurde in Sensitivitätsstudien untersucht.

Für den abdeckenden Fall mit Einzelfehler an einem Sicherheitseinspeise-Strang ergeben sich maximale Hüllrohrtemperaturen von 1124 °C für den Heissstab mit Berücksichtigung von Dehnen und Bersten der Hüllrohre. Ohne Dehnen und Bersten ergibt sich für den Heissstab eine maximale Hüllrohrtemperatur von 1111 °C. Die lokale Hüllrohroxidation sowie die Gesamtoxidation bleiben unterhalb der zulässigen Grenzwerte. Die entstehende Wasserstoffkonzentration aufgrund der Hüllrohroxidation liegt weit unterhalb der Zündgrenze. Eine Gefährdung des Containments ist damit ausgeschlossen.

Die Untersuchungen zum Containmentverhalten zeigen aufgrund der eingetragenen Masse und Energie, dass Druck und Temperatur für konservative Anfangs- und Randbedingungen unter Berücksichtigung des Containment-Sprühsystems unterhalb der Auslegungswerte der Stahldruckschale bleiben.

Zum Nachweis der einzelfehlersicheren Beherrschung eines doppelendigen Bruchs wurde auch ein Fehler in der Rückschlagklappe des Druckspeichers im intakten Kreislauf untersucht. Unter Berücksichtigung von best-estimate Kernzuständen wird für den Heissstab eine maximale Hüllrohrtemperatur von 933 °C mit Berücksichtigung von Dehnen und Bersten erreicht (ohne Bersten und Dehnen 912 °C).

Weitere Sensitivitätsstudien bezüglich der Zuschaltzeiten der Notstromversorgung wurden im Rahmen des Projektes AUTANOVE durchgeführt. Der Nachweis der ausreichenden Kernkühlung wurde für alle Analysen erbracht. Die Einhaltung der technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorie 3 ist auch mit Einzelfehler gegeben. Aufgrund der Eintrittshäufigkeit ist der Störfall mit Einzelfehler auslegungsüberschreitend, sodass auch die Unterstellung von best-estimate Anfangs- und Randbedingungen zulässig ist.

#### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup>. Für das Szenario mit Ausfall eines Sicherheits-Einspeisestrangs sind die verwendeten Anfangs- und Randbedingungen konservativ. Die durchgeführten Sensitivitätsstudien ermitteln die abdeckenden Störfallparameter plausibel. Für das Versagen der Rückschlagklappe werden best-estimate Kernanfangszustände unterstellt. Dieses Vorgehen ist nach Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> für auslegungsüberschreitende Störfälle zulässig. Nach Wertung des ENSI zeigen die Analysen nachvollziehbar auf, dass die Kernkühlbarkeit sowie die technischen Kriterien für Kühlmittelverluststörfälle<sup>237</sup> auch mit unterstelltem Einzelfehler eingehalten werden.

#### 6.2.6.4 *Mittlere und kleine Lecks*

##### **Angaben des KKB**

Im Vergleich zum (grossen) Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall (vgl. Kapitel 6.2.7.3) verlaufen die Vorgänge bei kleinen und mittleren Kühlmittelverluststößen langsamer. Bei mittleren Lecks ist der Massenstrom ausreichend, um die anfallende Nachzerfallsleistung über das Leck abzuführen. Für kleine Lecks ist die Kühlwirkung geringer als die anfallende Nachzerfallswärme und der Primärkreisdruck bleibt verhältnismässig hoch. Die nicht über das Leck abgeführte Nachzerfallswärme muss zunächst über die Dampferzeuger abgeführt werden.

Ohne Einzelfehler wird der Abriss einer 6"- und 8"-Leitung (Störfallkategorie 2, mit Einzelfehler Störfallkategorie 3) untersucht. Ausgehend von abdeckenden Randbedingungen und Brennstoffeingabedaten wird gezeigt, dass die Hüllrohrtemperaturen der Brennstäbe während des gesamten Störfallablaufs auf Sättigungstemperatur bleiben. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre ist gewährleistet, da ein ausreichender Wärmeübergang vom Brennstab zum Kühlmittel gegeben ist.

Mit Einzelfehler werden Leckgrössen (Störfallkategorie 3) zwischen 9" und 15" untersucht. Als wirksamster Einzelfehler wird das Versagen der Rückschlagklappe eines Druckspeichers angenommen. Die Analysen zeigen unter Berücksichtigung abdeckender Randbedingungen und Brennstoffeingabedaten, dass mit abnehmendem Leck-Querschnitt das Maximum der Hüllrohrtemperaturen später erreicht wird. Für Lecks zwischen 9" und 11" werden maximale Hüllrohrtemperatur von ungefähr 700 °C erreicht. Mit zunehmender Leckgrösse nehmen diese weiter zu und erreichen für das 15" Leck 1003 °C. Mit Berücksichtigung des Dehn- und Berstverhaltens reduziert sich die maximale Hüllrohrtemperatur auf 968 °C.

Alle technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorie 2 (Einzelfehler) und Störfallkategorie 3 (mit Einzelfehler) werden eingehalten.

##### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> und sind konservativ. Der unterstellte Einzelfehler stellt nach Wertung des ENSI den wirksamsten dar und ist somit korrekt. Ferner zeigen die vorliegenden Analysen nachvollziehbar auf, dass die Kernkühlbarkeit sowie die technischen Kriterien für LOCA<sup>237</sup> eingehalten werden. Neu bewertet wurden jedoch lediglich mittlere Lecks. Eine Bewertung der kleinen Lecks ist nur in alten Sicherheitsberichten vorhanden (vgl. hierzu auch die Ausführungen zur Vollständigkeit des Störfallspektrums, Kapitel 6.1.3).

Die älteren Analysen für kleine Lecks<sup>238</sup>, welche zur Bewertung der PSÜ 2002 herangezogen wurden, erfüllen nicht mehr vollumfänglich die Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup>. Nach Ansicht des ENSI ist ein stabiler, sicherer Anlagenzustand erst dann erreicht, wenn die Sumpf-Rezirkulationskühlung in Betrieb genommen werden kann. Dies wird in den alten Analysen aufgrund der damalig verfügbaren Rechnerkapazitäten noch nicht berücksichtigt. Hieraus können sich weitere zu untersuchende Punkte wie die Aufprägung des Primärkreisdruckes von den Sicherheits-Einspeisepumpen, passive Effekte der Druckspeichereinspeisung sowie das zu unterstellende Abfahren der Anlage mit 55 K/h ergeben.

##### **Forderung 6.2-1**

- a) *Das KKB hat bis zum 30. Juni 2018 ein Spektrum kleiner Lecks ausgehend von mindestens 3 cm<sup>2</sup> bis zum Erreichen eines sicheren, stabilen Anlagenzustandes zu untersuchen. Die Umschaltung auf die Sumpf-Rezirkulation wie auch die Störfallvorschriften sind in den Analysen zu berücksichtigen.*
- b) *Das abdeckende Störfallspektrum des Sicherheitsberichts ist bis zum 30. Juni 2018 um den kleinen Kühlmittelverluststörfall zu ergänzen.*

## 6.2.7 Brennelementhandhabungs-Störfall

### Angaben des KKB

Handhabungen von Brennelementen finden während der Revision statt und umfassen den Transport vom Reaktor über das Transferrohr zum Brennelementlager im Nebengebäude B und umgekehrt. Weitere Handhabungen und Inspektionen im Brennelementlager können jederzeit durchgeführt werden. Bei der Analyse des BE-Handhabungsstörfalls wird unterschieden, ob der Störfall im Containment oder im Brennelementlager-Gebäude eintritt, da sowohl die zu ergreifenden Massnahmen als auch die zu berücksichtigenden Einrichtungen unterschiedlich sind. Hinsichtlich der Beschädigung der Brennelemente und der Aktivitätsfreisetzung werden der Absturz eines Brennelementes im BE-Lagerbecken mit und ohne Einzelfehler (hier: Ausfall eines Aktivitätsmonitors zur Auslösung der Notlüftung) und der Absturz eines Brennelementes im Containment analysiert. Diese Ereignisse sind für die in der PSA untersuchten Szenarien konservativ und abdeckend.

Das KKB hat die Eintrittshäufigkeiten für die verschiedenen Szenarien im Containment und im Brennelementlager analysiert. Insgesamt werden 6 Szenarien für die Handhabung von Brennelementen im Containment und 9 Szenarien im Brennelement-Lagerbecken probabilistisch untersucht. Für den Absturz eines Brennelementes während der Handhabung im Containment resultiert eine Gesamteintrittshäufigkeit von  $7,7 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr und im Brennelement-Lager von  $3,1 \cdot 10^{-5}$  pro Jahr. Beide Szenarien werden von KKB in die Störfallkategorie 3 eingeordnet. Ergänzend<sup>239</sup> führt das KKB aus, dass abweichend zu den Gegebenheiten, auf denen die in NUREG-1774 ermittelte Versagenswahrscheinlichkeit des ersten Hebestranges beruht, im KKB eine zusätzliche Testfahrt mit Brennelement-Dummy anstatt nur einer ohne Dummy durchgeführt wird. Bei korrekter Durchführung der Testfahrt mit Dummy wird vom KKB ein späteres Versagen des Hebestranges bei der Brennelementhandhabung ausgeschlossen. Dadurch reduziert sich die Häufigkeit der entsprechenden Szenarien jeweils um einen Faktor 0,008.

### Beurteilung des ENSI

Die dargelegten Szenarien, welche für Brennelementhandhabungsstörfälle untersucht werden, sind für das ENSI nachvollziehbar, jedoch nicht vollständig. Nach Wertung des ENSI kann ein Brennelementhandhabungsstörfall zum Verlust der Hüllrohrintegrität führen und damit zum Verlust einer Barriere. Die Hüllrohrintegrität könnte aber auch gefährdet sein, wenn ein Brennelement im Transferrohr stecken bleibt oder wenn es während eines Brennelementtransfers zu einem Kühlmittelverlust aus diesem kommt. Diese Szenarien ordnet das ENSI ebenfalls dem Brennelementhandhabungsstörfall zu.

#### **Forderung 6.2-2**

*Das KKB hat bis zum 30. Juni 2018 die Szenarien „Steckenbleiben eines Brennelementes im Transferrohr“ und „Kühlmittelverlust aus dem Transferrohr während eines Brennelementtransfers“ zu untersuchen.*

Bezüglich der Eintrittshäufigkeiten für die verschiedenen Szenarien im Containment und im Brennelementlager akzeptiert das ENSI die zusätzliche Kreditierung der Testfahrt mit einem Brennelement-Dummy nicht, da durch diese Testfahrt kein Versagensmodus des Hebestranges ausgeschlossen werden kann. Testfahrten, Inspektionen und Unterhaltsarbeiten sind in den Werten für das Versagen der Komponenten bereits berücksichtigt. Ohne den Faktor 0,008 ergibt sich eine Zuordnung des Brennelementhandhabungsstörfalls im Containment und im Brennelementlager in die Störfallkategorie 2 und damit eine Verletzung der Anforderungen an die Hüllrohrintegrität gemäss Art. 10 Bst. c der Gefährdungsannahmenverordnung.

#### **Forderung 6.2-3**

*Das KKB hat bis zum 15. Dezember 2017 zusätzliche Massnahmen zur Verringerung der Eintrittshäufigkeit eines Brennelementhandhabungsstörfalls zu identifizieren und zu bewerten. Dabei ist der Stand der Nachrüsttechnik zu berücksichtigen.*

## 6.2.8 Einwirkungen von Innen

### 6.2.8.1 Anlageninterne Überflutungen

#### Angaben des KKB

Massgebende interne Überflutungsquellen sind grössere wasser- oder dampfführende Leitungen sowie wassergefüllte Grossbehälter. Dazu gehören insbesondere Rohrleitungen des Frischdampf- und Speisewasserkreislaufs, die Haupt- und Nebenkühlwassersysteme, Vorratsbehälter für Hauptkühlmittel und Borwasser sowie Abwassersammeltanks.

Die Haupt- und Nebenkühlwassersysteme sind offene Systeme mit direktem Anschluss zur Aare und verfügen damit praktisch über eine unbegrenzte Wasserzuführung. Bei einem Leitungsbruch dieser Systeme ist deshalb die Gefahr einer Überflutung einzelner Räume gegeben. Bei einem Leitungsbruch im Maschinenhaus kann der Pumpengarten überflutet werden, was zum Ausfall der Neben- und Zwischenkühlwassersysteme führt. Die Zwischenkühlkreisläufe sind hingegen geschlossene Kreisläufe mit begrenztem Wasserinhalt, so dass diese keine signifikante Überflutungsgefahr darstellen.

Es wird die Beherrschung unterschiedlicher Leitungsbrüche untersucht. Mit den vorhandenen Ausrüstungen sind die Auswirkungen einer Überflutung sicherheitstechnisch relevanter Anlagenräume als Folge von Rohrleitungsbrüchen und Systemleckagen begrenzt. Trotz der unvollständigen Separation der ursprünglichen Sicherheitsstränge kann die Anlage bei überflutungsbedingten Ausfällen stets mit dem räumlich getrennten Notstandssystem in einen sicheren Zustand gebracht werden.

#### Beurteilung des ENSI

Die Ausführungen des KKB bezüglich möglicher interner Überflutungen sind für das ENSI nur bedingt nachvollziehbar. Die Beurteilung anlageninterner Überflutungen erfolgt risikotechnisch im Rahmen der PSA (vgl. Kapitel 7).

Zur Erfüllung des 2009 in Kraft getretenen schweizerischen Regelwerkes bedarf es weitergehender Betrachtungen der anlageninternen Überflutungen. Gemäss Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> sind unter anderem verschiedene interne auslösende Ereignisse wie auch die anlageninterne Überflutung zu untersuchen. Für diese internen auslösenden Ereignisse ist aufzuzeigen, dass die Auswirkungen so begrenzt bleiben, dass diese über die anderen Störfallanalysen abgedeckt sind. Nur dann ist keine technische Störfallanalyse für das entsprechende Ereignis zu führen. Nach Wertung des ENSI sind insbesondere für anlageninterne Überflutungen die entsprechenden auslösenden Ereignisse nicht vollständig deterministisch zur Erfüllung der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> untersucht. Ferner sind die Auswirkungen eines möglichen Einzelfehlers aus den Angaben des Betreibers nicht komplett nachvollziehbar. Weiterhin fehlen Angaben zu den maximal möglich auftretenden Leckagen, zum erwarteten Zeitverlauf des Wasserstandes in dem unmittelbar betroffenen Anlagenraum und in den möglicherweise betroffenen angrenzenden Räumen sowie zu möglichen Sprüheffekten hinsichtlich Kurzschlüssen.

#### Forderung 6.2-4

- a) *Ein deterministisches Störfallspektrum anlageninterner Überflutungen bis zu einer Eintrittshäufigkeit von  $10^{-6}$  pro Jahr kompatibel zu den in der PSA ausgewiesenen Eintrittshäufigkeiten interner Überflutungen ist bis zum 30. Juni 2018 zu bestimmen. Für diese Störfälle ist der wirksamste Einzelfehler gemäss Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> zu berücksichtigen. Falls keine detaillierten Berechnungen zur internen Überflutung durchgeführt werden, sind die in den betroffenen Anlagenräumen vorhandenen Komponenten in der Analyse als ausgefallen anzunehmen.*

### 6.2.8.2 Anlageninterne Brände

#### Angaben des KKB

Die Auswirkung von Bränden bleibt entweder auf das Nebengebäude oder das räumlich getrennte Notstandsgebäude begrenzt. Damit wird im KKB die Einhaltung der Schutzziele einzelfehlersicher gewährleistet. Weitere Auswirkungen von Bränden werden in der PSA analysiert.

#### Beurteilung des ENSI

Die Ausführungen des KKB bezüglich möglicher interner Brände sind für das ENSI nur bedingt nachvollziehbar. Die Beurteilung anlageninterner Brände erfolgt risikotechnisch im Rahmen der PSA (vgl. Kapitel 7).

Wie für die anlageninternen Überflutungen (Kapitel 6.2.9.1) sind nach Wertung des ENSI auch für anlageninterne Brände die entsprechenden auslösenden Ereignisse nicht vollständig deterministisch zur Erfüllung der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> untersucht. Ferner sind die Auswirkungen eines möglichen Einzelfehlers aus den Angaben des Betreibers nicht komplett nachvollziehbar.

#### Forderung 6.2-4

- b) *Ein deterministisches Störfallspektrum anlageninterner Brände bis zu einer Eintrittshäufigkeit von  $10^{-6}$  pro Jahr kompatibel zu den in der PSA ausgewiesenen Eintrittshäufigkeiten interner Brände ist bis zum 30. Juni 2018 zu bestimmen. Für diese Störfälle ist der wirksamste Einzelfehler gemäss Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> zu berücksichtigen. Weiterhin sind die möglichen Brandlasten und Zündquellen sowie der mögliche Brandverlauf auszuweisen. Falls keine detaillierte Brandausbreitungsrechnung geführt wird, sind die im Brandabschnitt vorhandenen Komponenten und Kabel in der Analyse als ausgefallen anzunehmen.*

### 6.2.9 Einwirkungen von aussen

#### 6.2.9.1 Erdbeben und externe Überflutung

##### Angaben des KKB

###### *Erdbeben*

Bei auslegungsgemässer Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens erfolgt im KKB die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung sowie die sekundärseitige Wärmeabfuhr und die Stabilisierung der Anlage bis in den Anlagenzustand „heiss abgestellt“ durch die Notstandssysteme. Ein weiteres Abkühlen der Anlage in den Zustand „kalt abgestellt“ muss von der Notfalleitung angeordnet werden und erfordert den Einsatz der Notstands-Kaltfahrleitung. Die Anlage kann mit den Notstandssystemen für mindestens 72 Stunden im sicheren Zustand „heiss abgestellt“ gehalten werden. Als letzte Wärmesenke steht der Notstandsbrunnen unabhängig vom Aarewasser für beide Blöcke zur Verfügung.

Bei einem Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr infolge eines unabhängigen Einzelfehlers kann die Anlage alternativ mit Hilfe der Betriebsweise primärseitiges „Feed and Bleed“ druckentlastet und abgekühlt werden. Die Absperrung des Containments und seiner Durchdringungen bleibt auch nach einem Erdbeben gewährleistet.

###### *Externe Überflutung*

Die Beherrschung des abdeckenden Störfallszenarios bei einer 10'000-jährlichen Überflutung mit Ausfall des Flutdiesels als unabhängigen Einzelfehler erfolgt mit den Notstandssystemen. Die sichere Nachwärmeabfuhr erfolgt über den Betrieb des Notstands-Speisewassersystems und die Verhinderung eines Kühlmittelverlustes durch Dichtungsleckage an den Hauptkühlmittelpumpen über das Notstands-Sperrwassersystem. Die Anlage kann mit den Notstandssystemen für mindestens 72 Stunden im sicheren Zustand „heiss abgestellt“ gehalten werden oder alternativ über die Notstands-Kaltfahrleitung weiter abgekühlt und in den Zustand „kalt abgestellt“ überführt werden. Als diversitäre Wärmesenke steht der Notstandsbrunnen unabhängig vom Aarewasser für beide Blöcke zur Verfügung.

## Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat zu den im Rahmen der Verfügungen nach Fukushima eingereichten Analysen des KKB mit der Aktennotiz ENSI 14/1531<sup>240</sup> zu Überflutung und der Aktennotiz ENSI 14/1658<sup>241</sup> zu Erdbeben detailliert Stellung genommen. Die Einwirkungen durch Hochwasser oder Erdbeben werden durch die Notstandssysteme beherrscht. Die Anlage kann mit diesen in den „heiss abgestellten“ Zustand überführt und dort für mindestens 72 Stunden sicher gehalten werden. Ein unabhängiger Einzelfehler wird ebenfalls beherrscht. Die Bewertung der dazugehörigen Störfallanalysen mit Ausfall des Speisewassers nach Einwirkung von aussen (EVA) findet sich in Kapitel 6.2.3.3.

Bezüglich des aktuellen Standes der Festlegung der Erdbebengefährdung sei auf Kapitel 2.1.5 verwiesen.

### 6.2.9.2 *Flugzeugabsturz*

#### Angaben des KKB

Die ursprüngliche Auslegung des KKB berücksichtigte den Flugzeugabsturz nicht explizit als möglichen Störfall. Das Notstandsgebäude hingegen ist gegen solche Einwirkungen ausgelegt. Die Erdbeben-Auslegung deckt auch Erschütterungen ab, die durch den Einschlag von Flugzeugtrümmern verursacht werden können. Dies umfasst auch die für Notstandsfunktionen requalifizierten Strukturen und Ausrüstungen ausserhalb des Notstandsgebäudes. Weiterhin haben Untersuchungen gezeigt, dass das Sicherheitsgebäude im gleichen Mass Schutz gegen derartige Einwirkungen bietet. Die im Notstands- und im Sicherheitsgebäude befindlichen Ausrüstungen können den Reaktor in den heiss-abgestellten Zustand bringen und ihn während 10 Stunden autark darin halten.

#### Beurteilung des ENSI

Ein unfallbedingter Absturz eines Flugzeugs auf ein Kernkraftwerk wird als extrem seltenes Ereignis eingestuft. Laut BERA-2013 ist die Häufigkeit für den unfallbedingte Absturz eines Flugzeuges auf das Reaktorgebäude wesentlich kleiner als  $10^{-6}$  pro Jahr und somit auslegungsüberschreitend. Obwohl das KKB beim Bau nicht explizit gegen einen Flugzeugabsturz ausgelegt wurde, bietet die Anlage mit der räumlichen Trennung von Sicherheitssystemen, gebunkerten Notstandssystemen und den internen Beton- und Stahlstrukturen einen erheblichen Schutz.

Bezüglich des Schutzes gegen einen Flugzeugabsturz kam die HSK in der Stellungnahme zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlich herbeigeführten Flugzeugabsturz<sup>242</sup> für das KKB zum Ergebnis, dass bei mittleren Geschwindigkeiten eines Passagierflugzeuges ein ausreichender Schutz der im Sicherheits- und Notstandsgebäude installierten Einrichtungen gegen die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes besteht. Weiterhin zeigen die Untersuchungen, dass die Tragfähigkeit und Dichtheit des Sicherheits- und Notstandsgebäudes auch nach einem grösseren Kerosinbrand erhalten bleibt.

### 6.2.10 *Ausgewählte auslegungsüberschreitende Störfälle*

#### 6.2.10.1 *ATWS mit Ausfall des Hauptspeisewassers*

Ausgehend vom Ausfall des Hauptspeisewassers wird zusätzlich das Versagen der Reaktorschnellabschaltung postuliert. Das Versagen der Reaktorschnellabschaltung kann entweder durch einen Fehler in der RESA-Auslösung verursacht werden oder durch ein mechanisches Klemmen aller Steuerelemente. In diesem Fall wird die zweite Möglichkeit unterstellt, womit auch die Fahrbefehle der Begrenzung, der Regelung und das Notstandschutzsystem unwirksam bleiben. Durch die abnehmende Wärmeabfuhr an die Sekundärseite kommt es zu einem Temperatur- und Druckanstieg auf der Primärseite und durch die inhärente Rückwirkung des Kühlmittels (Moderator) und Brennstoffs zu einer Leistungsbegrenzung auf unter 20 % der Nennleistung. Die nach 30 min eingeleitete Notborierung beendet die Kernspaltung.

Da es sich um einen auslegungsüberschreitenden Störfall handelt, werden realistische Anfangs- und Randbedingungen für die Analyse verwendet. Für die Reaktivitätskoeffizienten werden realistischere, aber noch abdeckende Parameter gewählt. Weiterhin wird kein zusätzlicher unabhängiger Einzelfehler unterstellt.

Die Ergebnisse zeigen, dass der zulässige Filmsiede-Grenzwert eingehalten wird und keine Hüllrohrschäden auftreten. Während der Transiente kommt es zum Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile, welche den Anstieg des Primärkreisdruckes auf 190 bar begrenzen. Eine Beschädigung des Reaktorkühlkreislaufes kann durch den vorliegenden Nachweis ausgeschlossen werden. Die anfallende reduzierte Leistung wird durch die Bespeisung der Dampferzeuger mit dem Hilfs-, Not- und Notstandspreiswasser abgeführt.

### **Beurteilung des ENSI**

Die getroffenen Anfangs- und Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> für auslegungsüberschreitende Störfälle. Die Kernkühlbarkeit sowie die Integrität der Brennstab-Hüllrohre sind durch den Nachweis des Abstandes zum Filmsieden sichergestellt. Der berechnete Druckanstieg zeigt die Einhaltung des Akzeptanzkriteriums für die Integrität des Primärkreises in der Störfallkategorie 3. Der 1,3-fache Auslegungsdruck wird nicht überschritten.

#### **6.2.10.2 „Feed & Bleed“ oder Kaltabfahren bei EVA**

##### **Angaben des KKB**

Das Kaltabfahren der Anlage kann entweder durch vorheriges Abkühlen über die Sekundärseite und danach weiter über die Notstands-Kaltfahrleitung oder durch Feed & Bleed erfolgen. Beide Fahrweisen sind den Notstandsfunktionen zugeordnet.

Zur Überführung des Reaktors in den Zustand kalt-abgestellt wird mit der Notstands-Kaltfahrleitung Hauptkühlmittel kontrolliert aus dem Reaktorkühlkreislauf in den Rezirkulationssumpf abgelassen. Der Notstands-Rezirkulationsstrang fördert Wasser aus dem Sumpf über den brunnenwassergekühlten Notstands-Rezirkulationskühler zur Sicherheitseinspeisepumpe im Notstandsgebäude. Voraussetzung für diese Prozedur ist, dass ein ausreichendes Kühlmittelinventar vorhanden ist, um die Rezirkulation im Sumpf zu ermöglichen. Hierzu kann zunächst Wasser über die Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen aus dem BOTA-Tank in das Reaktorkühlsystem gefördert werden.

Falls die Notstands-Kaltfahrleitung nicht zur Verfügung steht, kann die Nachwärme auch in der Betriebsweise Feed & Bleed mit Hilfe der Notstands-Sicherheitseinspeisepumpen, permanent offen gehaltener Druckhalter-Sicherheitsventile und der Notstands-Rezirkulation abgeführt werden. Die Ergebnisse der Studie zeigen, dass der Druck- und Temperaturanstieg im Containment wesentlich geringer ist als die Auslegungswerte und dass der Kern während der Transiente immer mit Kühlmittel bedeckt bleibt.

### **Beurteilung des ENSI**

Nach Wertung des ENSI entspricht die zugrundeliegende Störfallanalyse nicht mehr den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01 bezüglich der verwendeten Rechenmodelle und -programme. Anlagendynamisch entspricht die „Feed & Bleed-Fahrweise“ einem gezielt herbeigeführten, verzögertem LOCA (nach der Reaktor-schnellabschaltung), so dass es für das ENSI plausibel ist, dass der Druck- und Temperaturanstieg im Containment die Auslegungswerte einhält und die Kernkühlung gegeben ist (vgl. Kapitel 6.2.7.1 und 6.2.7.4).

#### **6.2.10.3 Mehrfache Dampferzeuger-Heizrohrbrüche**

##### **Angaben des KKB**

Eine explizite deterministische Bewertung zu mehrfachen Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen als auslegungsüberschreitender Störfall wurde bisher nicht durchgeführt. Im Rahmen der PSA wird ein solches Szenario probabilistisch untersucht.

## Beurteilung des ENSI

Eine explizite deterministische Störfallanalyse der mehrfachen Dampferzeuger-Heizrohrbrüche fehlt. Zur Erfüllung der Richtlinie ENSI-A01<sup>232</sup> Kapitel 5 „Technische Analyse ausgewählter auslegungsüberschreitender Störfälle“ ist bei der Erfüllung der Forderung 6.1-1 auch der mehrfache Dampferzeuger-Heizrohrbruch zu berücksichtigen.

### 6.2.10.4 Total Station Blackout (TSBO)

#### Angaben des KKB

Im Falle eines kompletten Ausfalls der Wechselstromversorgung TSBO soll die Anlage mit Accident-Management-Massnahmen durch sekundärseitige Druckentlastung und anschliessender Bespeisung eines Dampferzeugers mit Hilfe einer mobilen Feuerlöschpumpe abgefahren werden können.

Allgemein wurden TSBO-Szenarien von Westinghouse<sup>243</sup> für typische 3- und 4-Loop Anlagen analysiert. Die für die Dampferzeugerbespeisung verwendeten Einspeiseparameter entsprechen denen einer Notspeisepumpe. In einer weiteren Analyse wird beispielhaft für eine 2-Loop Anlage das Potential der Druckspeicher zum Fluten und Aufborieren des Kerns untersucht.

#### Beurteilung des ENSI

Nach Wertung des ENSI entsprechen die angenommenen Einspeiseparameter der mobilen Pumpen aus den Westinghouse-Analysen nicht der Vor-Ort Situation des KKB. Weiterhin ist es für das ENSI nicht nachvollziehbar, inwieweit die Analysen primärseitige Leckagen an den Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen hinsichtlich des langfristig analysierten Anlagenzustandes berücksichtigen. Um derartige Zusammenhänge angemessen für das KKB beurteilen zu können, sind weitere anlagenspezifische Analysen notwendig (vgl. Forderung 6.1-1). Bei der Erfüllung dieser Forderung sind sowohl die Dauer bis zur Einsatzfähigkeit und die Einspeiseparameter der am KKB verfügbaren mobilen Pumpen unter realistischen Bedingungen als auch unterschiedliche Zeitpunkte des Beginns der Notbespeisung (vor bzw. nach dem Ausdampfen der Dampferzeuger) zu berücksichtigen. Die Einspeiseparameter sind entweder numerisch oder experimentell zu bestimmen. Ferner ist die Sicherstellung der Unterkritikalität (beeinflusst durch die Einspeisung der Druckspeicher, Xenoneffekt, Kernzustand zu Beginn oder Ende des Zyklusses) zu bewerten.

## 6.3 Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen

### 6.3.1 Nachweisführung

Mit Hilfe radiologischer Analysen wird nachgewiesen, dass für alle während der Lebensdauer einer Anlage zu erwartenden und für alle nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessenden Störfälle die Anlage so ausgelegt ist, dass dabei keine für Mensch und Umwelt unzulässigen Dosen auftreten. Die Nachweisführung ist Betreiberpflicht (Art. 8 Abs. 4 KEV).

Generell umfassten die Bestimmung der radiologischen Auswirkungen folgende Analysen:

- den Aufbau des Aktivitätsinventars im Brennstab und im Reaktorkühlmittel
- den Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bis zur Freisetzung in die Umgebung (Bestimmung des Quellterms)
- die Ausbreitung der freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre und Ablagerung auf dem Boden
- die Strahlenbelastung der Bevölkerung

Es entspricht der internationalen Praxis, für den Nachweis der Einhaltung von Dosiswerten konservative Berechnungsergebnisse zu verlangen. Damit wird sichergestellt, dass die ausgewiesenen Dosen einen oberen Wert der zu erwartenden radiologischen Auswirkungen darstellen.

Die Richtlinien ENSI-A01<sup>232</sup> und ENSI-A08<sup>230</sup> enthalten u. a. detaillierte Festlegungen für die Ermittlung der Störfallhäufigkeit und für die Bestimmung des aus der Anlage freigesetzten, luftgetragenen Quellterms. Zudem wurden die in den jeweiligen Störfallkategorien geltenden Nachweisziele in 2009 mit der Gefährdungsannahmenverordnung<sup>271</sup> neu definiert.

Das KKB hat aufgrunddessen radiologische Störfallanalysen durchgeführt, die auf den neuen technischen Störfallanalysen sowie auf den Richtlinien ENSI-A08<sup>230</sup> und ENSI-G14<sup>121</sup> basieren, und die Auswirkungen von repräsentativen Auslegungsstörfällen im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung neu beurteilt.

Vom KKB wurden die folgenden so genannten Referenzstörfälle als abdeckend bezüglich der radiologischen Konsequenzen für alle Auslegungsstörfälle identifiziert:

- Dampferzeuger-Heizrohrbruch
- Brennelement-Handhabungsunfall
- Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall
- Stabauswurf
- Frischdampfleitungsbruch ausserhalb Containment
- Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen
- Ausfall der externen Netzeinspeisung

Das vom KKB dargelegte Spektrum radiologisch relevanter Störfälle wird vom ENSI akzeptiert. Das ENSI hat die zur Quelltermmittlung vom KKB verwendeten Rechenmodelle sowie deren Annahmen und Eingabeparameter überprüft. Die Auswirkungen in der Umgebung wurden vom ENSI gemäss der Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> berechnet und mit den entsprechenden Ergebnissen vom KKB verglichen.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

StSV

Gefährdungsannahmenverordnung<sup>271</sup>

Richtlinien ENSI-A01<sup>232</sup>, ENSI-A08<sup>230</sup>, ENSI-G14<sup>121</sup>, ENSI-G15<sup>104</sup>, ENSI-G20<sup>70</sup>

NRC Regulatory Guide 1.183<sup>244</sup>

### **6.3.2 Aktivitätsinventare und Transport radioaktiver Stoffe**

#### **Angaben des KKB**

Das KKB hat in den Sicherheitsberichten die neutronenphysikalische Kernausslegung sowohl für die zyklischen Brennelementwechsel als auch für die Sicherheitsanalysen im Rahmen der PSÜ beschrieben. Die Einhaltung der Grenzen der einzelnen Kenngrössen und damit der Schutzziele werden im Rahmen detaillierter Sicherheitsanalysen in abdeckender Weise für sog. Referenzkerne nachgewiesen. Für KKB 1 und KKB 2 waren im Berichtszeitraum die gleichen sechs Referenzkerne definiert, welche alle möglichen Zykluslängen und die Brennstoffvarianten MOX, Uran und WAU abdecken.

Für die radiologischen Analysen in den Sicherheitsberichten wurde das Aktivitätsinventar mit ORIGEN-ARP aus dem Programmsystem SCALE für den Referenzkern mit sechs Regionen und Uran-Brennelementen konservativ abdeckend für das Zyklusende berechnet. Es wird die strahlungsbedingte Aktivierung des Hauptkühlmittels im Primärkreislauf und die Aktivierung aufgrund austretender Brennstoffpartikel wegen (ggf. vorhandener) kleiner Undichtigkeiten in Brennstäben ermittelt. Die Liste des Aktivitätsinventares im Primärkühlmittel ist

gegenüber der Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup> auf die dosisrelevanten Nuklide gekürzt, enthält aber die aktivierten Korrosionsprodukte. Der abgebildete Uran-Kern ist für den MOX-Kern abdeckend, da das für radiologische Analysen dominierende Inventar an Jod-131 für Uran- und MOX-Kerne identisch ist.

Für die Ermittlung des Quellterms für den Fall des Handhabungsstörfalles mit einem Brennelement im Brennelementlager setzt das KKB einen Leistungsfaktor von 1,6 an. Das Aktivitätsinventar wird für 116 Nuklide für das einzelne Brennelement angegeben. Der Maximalwert wird in der ersten Standzeit nach 330 Volllasttagen erreicht.

### Beurteilung des ENSI

Im Berichtszeitraum der PSÜ waren im KKB 1 und KKB 2 Reaktorkerne im Einsatz, deren Brennelemente mit Uran, MOX- und WAU-Brennstoff bestückt waren. Alle Reaktorkerne wurden mit 6 Regionen bzw. 12-Monats-Zyklen betrieben. Da neben Zyklusdauer und Regionenanzahl auch die anderen Betriebsparameter der Kerne nahezu konstant waren (was durch die Messwerte der Reaktorüberwachung bestätigt ist), kann man im Berichtszeitraum von Gleichgewichtskernen sprechen. Das KKB hat plausibel dargelegt, dass der für die durchgeführten Störfallanalysen zu Grunde gelegte Referenzkern 2 abdeckend für alle relevanten Beladevarianten im Berichtszeitraum ist. Das KKB hat für die Ermittlung von Kerninventaren vom ENSI akzeptierte Programmsysteme verwendet.

Die Primärkühlmittelaktivität wurde für die radiologischen Analysen gemäss den maximal zulässigen Werten für einen unbefristeten Betrieb gemäss Technischen Spezifikationen in Übereinstimmung mit der Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup> angesetzt. Die Modellierung für die Berechnung der Aktivitäten im Primärkühlmittel ist schlüssig dargelegt und berücksichtigt die auftretenden Maximalwerte der Nuklidmengen im Primärkühlmittel während einer Abbrandperiode sowie Zerfall, Aufbau radioaktiver Stoffe durch Zerfall von Vorgängernukliden und Entfernung radioaktiver Stoffe durch Reinigungssysteme. Der für die radiologischen Analysen verwendete Nuklidsatz von 60 Nukliden entspricht nicht dem in Anhang 1 der Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup> aufgeführten Umfang an Nukliden. Das KKB hat aber die dadurch auftretenden Unterschiede methodisch untersucht und nachvollziehbar begründet. Die dafür angewandte Methodik bewertet das ENSI als geeignet und den damit gezeigten Abdeckungsgrad hinsichtlich der radiologischen Bedeutung für Auslegungsstörfälle für ausreichend.

### 6.3.3 Methodik der Ausbreitungs- und Dosisberechnungen

#### Angaben des KKB

Gemäss Basisbericht des KKB erfolgte die Berechnung der Folgedosis nach einer Freisetzung konform zur Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> mit dem Programm EXPOG14 unter Verwendung der aktuellen Dosisfaktoren gemäss Strahlenschutzverordnung. Es werden folgende Expositionspfade für die Berechnung der Folgedosis berücksichtigt:

- Externe Strahlung aus der Wolke (Immersion)
- Inhalation aus der Wolke
- Bodenstrahlung
- Resuspension
- Ingestion

Bei allen Rechnungen mit dem Programm EXPOG14 werden stets alle Ausbreitungsrichtungen berechnet. Anschliessend sucht das Programm automatisch den Sektor mit der maximalen Dosis. Dieses Ergebnis wird ausgegeben. Dabei werden die topografischen Eigenschaften des umliegenden Geländes berücksichtigt.

Für alle Störfälle werden für Ausbreitungsfaktor, Submersions-, Fallout- und Washout-Faktor die Werte aus der Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> für Wetterverhältnis F verwendet. Die effektiven und tatsächlichen Abgabehöhen sind immer gleich gross, da jeweils eine Austrittsgeschwindigkeit von Null und eine thermische Überhöhung von Null vorliegt. Als effektive Freisetzungshöhe wird, soweit nicht anders beschrieben, 10 m angenommen

(entsprechend der Höhe der Frischdampfstation auf dem Nebengebäudedach). Korrekturen auf Grund von Gebäudeeinflüssen werden nicht vorgenommen. Falls, wie beim Brennelementhandhabungsunfall, Freisetzungen über den Kamin erfolgen, wird eine effektive Abgabehöhe von 50 m berücksichtigt. Für die zu erwartende maximale Dosis wird für Freisetzungen mit effektiver Abgabehöhe von 10 m eine Entfernung von 300 m (das entspricht dem Zaunabstand) und für solche mit effektiver Abgabehöhe von 50 m eine Entfernung von 400 m vom Abgabeort gefunden.

### **Beurteilung des ENSI**

Das ENSI hat für die Überprüfung der Dosisrechnungen des Betreibers eigene Ausbreitungs- und Dosisberechnungen mit den KKB-Quelltermen durchgeführt. Die Ergebnisse der KKB- und ENSI-Analysen stimmen bei den meisten Auslegungsstörfällen überein. Beim Brennelementhandhabungsunfall und beim Ausfall der externen Netzeinspeisung liegen die Ergebnisse des KKB jedoch um zirka einen Faktor zwei höher als die ENSI-Rechnung.

Die vom KKB ausgewiesenen Ergebnisse der Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung wurden mit einer Methode bestimmt, die den aktuellen Anforderungen an die Ausbreitungsrechnungen entspricht.

## **6.3.4 Ergebnisse der Transport-, Ausbreitungs- und Dosisberechnungen**

### **6.3.4.1 Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall**

#### **Angaben des KKB**

Der doppelendige Bruch (2F-Bruch) einer Hauptkühlmittelleitung ist aufgrund seiner Eintrittshäufigkeit ohne Einzelfehler als Störfall der Kategorie 3 eingestuft. Unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers ist er als auslegungsüberschreitender Störfall eingestuft, ebenso unter Berücksichtigung einer erhöhten Primärkühlmittelaktivität.

#### *Störfallablauf*

Die Hauptkühlmittelleitung versagt per Definition des Störfalls, Hüllrohre versagen induziert durch die Störfallauswirkungen, die Barrierenwirkung des Containments ist jedoch jederzeit gewährleistet.

#### *Analyseannahmen und Ergebnisse*

Das den Berechnungen zugrundeliegende Kerninventar wurde mit ORIGEN im Jahre 2012 neu berechnet. Bezüglich der zur Berechnung verwendeten Primärkühlmittel-Aktivitätskonzentrationen zu Störfallbeginn werden konservativ die in den Technischen Spezifikationen als Obergrenze festgelegten Werte für I-131 und Cs-137 herangezogen. Die unterstellte Freisetzung aus 10 % der Brennstäbe führt dazu, dass diese schon vorhandene Primärkühlmittelaktivitätskonzentration vernachlässigt werden kann. Die Berstfreisetzung aus den Brennelementen wird unverzüglich mit Störfallbeginn angesetzt. Die Berechnung des Auslegungs-Kühlmittelverluststörfalls erfolgt mit geschlossenen Lüftungsklappen. Aus radiologischer Sicht verläuft der Störfall phänomenologisch ähnlich wie der analysierte Bleed-und-Feed-Betrieb. Daher kann das gleiche radiologische Modell auch auf den Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall angewendet werden, jedoch sind die deutlich höheren Aktivitätsmengen infolge Hüllrohrschäden sowie andere Leckageraten des Containments zu berücksichtigen.

Es werden folgende Leckagepfade aus dem Containment nach Containmentabschluss betrachtet:

- Containment-Luftraum via Nebengebäude zum Abluftschacht
- Containment-Luftraum via Ringraum zur Atmosphäre
- Containment-Luftraum via SIDRENT zur Atmosphäre
- Containmentsumpfung via Notstandsgebäude zum Abluftschacht

Die Leckageraten aus dem Containment-Luftraum ergeben sich abhängig vom störfallbedingtem Überdruck im Containment. Beim Leckagepfad via Ringraum wird davon ausgegangen, dass bis zu 4 Stunden nach Störfalleintritt ein Überdruck im Ringraum auftritt und deshalb die vom Containment übergetretene Leckage über Gebäudeöffnungen in die Umgebung gelangt. Nach 4 Stunden herrscht im Ringraum wieder Unterdruck, erzeugt durch das mit redundanten, notstromversorgten Kompressoren betriebene Ringraum-Rückpumpsystem, und es ist keine weitere Leckage über diesen Pfad mehr zu berücksichtigen.

Der untersuchte Störfall gehört in die Störfallkategorie 3, so dass eine Ingestionsdauer von zwei Tagen berücksichtigt wurde. Die resultierenden Dosen betragen 6,06 mSv (Erwachsene), 13,3 mSv (10-jährige Kinder) und 34,7 mSv (Kleinkinder). Der gültige Dosiswert von 100 mSv wird mit Marge eingehalten. Einzelfehler haben keinen Einfluss auf die radiologischen Analysen.

### Beurteilung des ENSI

Das ENSI akzeptiert die Störfalleinteilung des KKB (vgl. Kapitel 6.1.3 und 6.1.4). Der maximal zulässige Dosiswert für die Störfallkategorie 3 beträgt 100 mSv. Das ENSI stellt fest, dass der Ausschluss von gleichzeitig offenen Containment-Lüftungskappen jedoch nicht durch Vorgaben der Technischen Spezifikationen gestützt wird. Der Störfall ist daher gem. Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup> Anhang 3 Abschnitt 1.1 Bst. g auch hinsichtlich einer potentiellen Freisetzung vor Lüftungsisolierung radiologisch zu analysieren.

### Forderung 6.3-1

*Der Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall ist bis zum 15. Dezember 2017 hinsichtlich einer potentiellen Freisetzung vor Lüftungsisolierung radiologisch zu analysieren und in einem Bericht zu dokumentieren. Alternativ ist der ausreichende Ausschluss von offenen Containment-Lüftungskappen zu Beginn des Störfalls in der Technischen Spezifikation festzulegen.*

Der Quellterm des KKB konnte vom ENSI vollständig nachvollzogen werden. Das KKB berücksichtigt in seiner Modellierung eine erhöhte Flüchtigkeit des nichtorganischen Jods aus dem Containment-Sumpf für pH-Werte, die auch für boriertes Wasser plausibel sind. Der Zeitraum der ersten 2000 Sekunden des Störfallablaufs ist in der Quelltermberechnung des KKB nicht betrachtet worden. Der radioaktive Zerfall des Kerninventars beginnt gemäss KKB-Berechnung erst bei  $t=2000$  s, so dass für alle zeitlich sich ändernden Größen die Zeitachse um 2000 s verschoben ist. Da das KKB aufgrund der phänomenologischen Ähnlichkeit eine ähnliche mathematische Modellierung wie beim Bleed & Feed angewendet hat, dessen Einleitung nach etwa 2000 s durch Öffnen (Operateurhandlung) der Sicherheitsventile am Druckhalter und durch Einspeisen von Kühlwasser modelliert wird, handelt es sich offenbar um einen fälschlich übernommenen Parameterwert aus jener Analyse. Darüber hinaus werden die Leckagen der verschiedenen Pfade gleich zu Beginn aufaddiert, so dass keine individuellen Filterwirkungsgrade für die einzelnen Pfade berücksichtigt werden können. Dies führt zur deutlichen Unterschätzung des Quellterms für Aerosole. Die angeführten Leckageraten konnten vom ENSI zudem nicht vollständig nachvollzogen werden. Andererseits ist die Modellierung der Aerosoldeposition des KKB, welche eine Deposition ab drei Tagen nicht mehr unterstellt, konservativ, da die Leckagepfade über die Luft überwiegen.

Das ENSI hat im Gegensatz zum KKB bei den betrachteten Zeitintervallgrenzen keine sprunghaften Änderungen der Partitionskoeffizienten, sondern die Einstellung des Gleichgewichtswerts mit einer Zeitkonstanten nach<sup>245</sup> parametrisiert, weil die Anwendung einer Zeitkonstanten realistischer und zudem konservativer ist. Die eigenen Rechnungen zur Ausbreitungs- und Dosisberechnung mit dem vom KKB angegebenen Quellterm ergaben für 10 m effektive Abgabehöhe und 300 m Abwinddistanz eine gute Übereinstimmung. Da der Quellterm nur integral für alle Freisetzungspfade angegeben wird, liess sich für die Ausbreitungsrechnung nicht zwischen Abgaben über Kamin oder über Gebäudeöffnungen unterscheiden. Mit der vom KKB unterstellten bodennahen Freisetzung des gesamten Quellterms werden jedoch konservative Dosiswerte berechnet.

Insgesamt stellte das ENSI fest, dass die vorgelegten Berechnungen die Vorgaben der Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup> ausreichend berücksichtigen und die radiologischen Berechnungen den Störfall unter Berücksichtigung der oben genannten Einschränkungen richtig abbilden. Der seitens ENSI ermittelte Quellterm liefert für Jod und insbesondere für aerosolförmige Abgaben deutlich höhere Aktivitätsfreisetzungen. Diese führen aber aufgrund

der berücksichtigten unterschiedlichen Abgabepfade nicht zu höheren Dosiswerten, als sie das KKB ausgewiesen hat. Die damit berechneten Dosiswerte in der Umgebung lassen darum den Schluss zu, dass der maximal zulässige Dosiswert für die Störfallkategorie 3 eingehalten werden kann.

#### **6.3.4.2 Stabauswurf**

##### **Angaben des KKB**

Der Störfall „Stabauswurf“ gehört gemäss ursprünglicher Auslegung der Anlage in die Störfallkategorie 2. Ein Einzelfehler ist nicht zu unterstellen, da der einzig mögliche Einzelfehler ein steckenbleibender Steuerstab ist. Im Falle von erhöhter Primärkühlmittelaktivität wird dieser Störfall der Störfallkategorie 3 zugewiesen.

Beim Stabauswurf gelangt kontaminiertes Primärkühlmittel durch eine defekte Kontrollstabantriebs-Durchführung ins Containment. Ein Teil des Leckstroms verdampft an der Leckstelle. Infolge von Containmentleckagen gelangt die ins Containment freigesetzte Aktivität teilweise in die Umgebung. Für die gasförmige Leckage vom Containment in anschließende Kompartimente werden vom KKB drei Pfade betrachtet:

- vom Containment-Luftraum über das Nebengebäude zum Abluftschacht
- vom Containment-Luftraum über den Ringraum über Gebäudeundichtigkeiten zur Atmosphäre
- vom Containment-Luftraum über das SIDRENT-Gebäude und Gebäudeundichtigkeiten zur Atmosphäre

Bei den Abgaben über Gebäudeundichtigkeiten ist keine Filterwirkung gegeben, und betriebliche Filter werden konservativerweise nicht unterstellt. Bei diesem Störfall kann eine störfallbedingte Beschädigung von Brennelement-Hüllrohren ausgeschlossen werden. Die gemäss Technischen Spezifikationen maximal zulässige Primärkühlmittelaktivität dient daher als Ausgangspunkt für die Quelltermberechnung. Dies wird bereits in der radiologischen Analyse des Bleed-und-Feed-Betriebs so angesetzt; die dort dokumentierte Quelltermberechnung ist auch abdeckend für den Störfall „Stabauswurf“ gültig.

Die resultierenden Dosen betragen 0,103 mSv (Erwachsene), 0,177 mSv (10-jährige Kinder) und 0,414 mSv (Kleinkinder). Der Dosiswert von 1 mSv ist eingehalten.

##### **Beurteilung des ENSI**

Gemäss Kapitel 6.1.3 und 6.1.4 ist der Stabauswurf ohne Einzelfehler ein Störfall der Kategorie 2, der maximal zulässige Dosiswert beträgt 1 mSv. Ein Einzelfehler ist nicht zu unterstellen (vgl. Kapitel 6.2.5). Die Fälle bei erhöhter Primärkühlmittelaktivität (gem. Technischen Spezifikationen für den zeitlich beschränkten Betrieb maximal zulässige Aktivitätskonzentration) gehören der Störfallkategorie 3 an (Vollast und Nulllast); es gilt daher der Dosiswert 100 mSv.

Das ENSI konnte anhand der Angaben des KKB die freigesetzte Aktivität im Detail nachrechnen und sich davon überzeugen, dass der Quellterm aus insgesamt konservativen Annahmen für den Störfallverlauf ermittelt wurde. Die sich durch die Verwendung der Bleed-und-Feed-Modellierung ergebende Nullpunktsverschiebung um 2000 s (und die damit einhergehende frühere Berücksichtigung von Parameteränderungen und Schalthandlungen) stellt für den Stabauswurf nach Ansicht des ENSI jedoch eine Modellierung dar, für die der Anlagenbezug verbessert werden könnte.

Dosisberechnungen des ENSI mit dem Quellterm des KKB für den Fall maximal zulässiger Kühlmittelaktivität für den zeitlich unbeschränkten Betrieb führen zu vergleichbaren Dosen wie vom KKB ausgewiesen. Das ENSI konnte sich somit überzeugen, dass der geltende Dosiswert von 1 mSv eingehalten wird. Damit wird auch im Fall erhöhter Primärkühlmittelaktivität der geltende Dosiswert von 100 mSv eingehalten.

### 6.3.4.3 Brennelement-Handhabungsunfall

#### Angaben des KKB

Aufgrund seiner Eintrittswahrscheinlichkeit ist der Brennelement-Handhabungsunfall im Brennelementlager ohne Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zuzuordnen. Mit Einzelfehler handelt es sich um einen auslegungsüberschreitenden Störfall.

Es wird unterstellt, dass beim Absturz eines Brennelements die 14 Brennstäbe einer äusseren Reihe beschädigt werden und Spaltgase des Hüllrohrraums in das Beckenwasser gelangen. Dabei wird von der Beschädigung eines Brennelements mit dem maximalen Leistungsformfaktor und einer Abklingzeit von 3 Tagen ausgegangen. Aus dem Inventar der Brennstäbe werden 10 % des Kr-85, 5 % der übrigen Edelgase, 8 % des I-131 und 5 % der übrigen Halogene ans Beckenwasser abgegeben. Das organische Jod sowie die Edelgase gehen instantan in die Atmosphäre des Brennelementlagers über. Cäsiumjodid und elementares Jod dissoziieren im Beckenwasser, wobei ein Teil des Jods durch Partitionsprozesse an die Luft abgegeben wird. Das Partitionsgleichgewicht stellt sich ohne Zeitverzögerung mit massebezogenen Anteilen (Luft zu Wasser) von 1 zu 10 ein. Die in den Luftraum gelangte Aktivität wird bis zur Auslösung der Notlüftung über die betriebliche Lüftung ungefiltert in die Umgebung gefördert. Ab 60 s, bzw. 300 s (ohne bzw. mit Einzelfehler) nach Ereigniseintritt wird die Abluft über Aktivkohlefilter in die Umgebung geleitet. Die errechneten Maximaldosen (0.466 mSv ohne bzw. 2.23 mSv mit Einzelfehler) liegen unterhalb des vorgeschriebenen maximal zulässigen Dosiswerts von 100 mSv.

#### Beurteilung des ENSI

Gegenwärtig kann die Einteilung in die Störfallkategorie 3 nicht bestätigt werden (vgl. Kapitel 6.2.8).

Die Unterstellung der Beschädigung einer gesamten äusseren Reihe von Brennstäben ist praxisüblich. Die aus dem Brennstabinventar ins Beckenwasser austretenden Anteile für die verschiedenen Nuklidgruppen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup>. Der instantane Übergang der freigesetzten Edelgase und des organischen Jods in die Atmosphäre des Brennelementlagers sowie das sich unverzüglich einstellende Partitionsgleichgewicht sind konservative Annahmen. Die vom KKB angesetzten Zeiten von 60 s bzw. 300 s bis zur vollständigen Umleitung der Abluft über die Notfallfilter erachtet das ENSI angesichts der zulässigen Schliesszeiten der Abluftklappen als ausreichend konservativ. Der verwendete Dekontaminationsfaktor für elementares Jod aus dem Regulatory Guide 1.183<sup>244</sup> von 500 wurde in einem Regulatory Issue Summary<sup>246</sup> auf 285 korrigiert. Die Verwendung des korrigierten Dekontaminationsfaktors führt zu einem etwas erhöhten Quellterm und zu einer etwa 40 % höheren Dosis in der Umgebung. Andererseits wurde bei der Quellterm- und Dosisberechnung seitens des ENSI unter Berücksichtigung des tieferen Dekontaminationsfaktors dennoch gute Übereinstimmung mit der vom KKB ausgewiesenen Maximaldosis festgestellt. Das ENSI hat sich von der Konservativität der KKB-Analyse überzeugen können. Der zulässige Dosiswert für einen Störfall der Kategorie 2 wird eingehalten.

Für den Brennelement-Handhabungsunfall mit Einzelfehler gelten die obigen Aussagen für die Quellterm- und Dosisberechnungen des KKB in gleicher Weise. Der Dosiswert für die Störfallkategorie 2 wird überschritten. Da das vom KKB unterstellte Schadensbild jedoch unvereinbar mit der Gefährdungsannahmenverordnung ist, welche für die Störfallkategorie 2 eine störfallbedingte Beeinträchtigung der Hüllrohrintegrität nicht zulässt, werden bereits mit der Forderung 6.2-3 aus Kapitel 6.2.8 Massnahmen zur Senkung der Eintrittshäufigkeit gefordert.

### 6.3.4.4 Frischdampf-Leitungsbruch

#### Angaben des KKB

Das KKB betrachtet den Bruch einer Frischdampfleitung ausserhalb des Containments als radiologisch limitierenden Fall. Ein Bruch innerhalb des Containments ist radiologisch durch den Bruch ausserhalb abgedeckt. Ohne Einzelfehler fällt der Bruch ausserhalb des Containments in die Störfallkategorie 2, mit Einzelfehler ergibt

sich die Störfallkategorie 3; als Einzelfehler wird das fehlerhafte Offenbleiben der Frischdampf-Schnellschlussventile angesetzt. Die Freisetzung radioaktiver Stoffe ergibt sich aus drei sequentiellen Beträgen:

1. Ausdampfen und grösstenteils Entleeren des Dampferzeugers.
2. Flashing aus dem Primärkreis über Dampferzeuger-Heizrohrleckage.
3. Betriebliche Dampferzeuger-Leckage in den Sekundärkreis.

Die Freisetzung radioaktiver Stoffe beruht immer auf einer unterstellten Leckage in einem oder in beiden Dampferzeugern, wodurch kontaminiertes Primärkühlmittel auf die Sekundärseite gelangt. Eine störfallbedingte Schädigung von Hüllrohren ist ausgeschlossen. Die gemäss technischen Spezifikationen maximal zulässige Primärkühlmittelaktivität für den uneingeschränkten Betrieb dient somit als Ausgangspunkt für die Quelltermberechnung. Für die Dampfeuchte wird in beiden Fällen der im Rahmen der Inbetriebsetzung ermittelte Wert von 0.005% angesetzt.

Beim Szenario ohne Einzelfehler wird durch das schnelle Schliessen der Frischdampfschnellschluss-Armatur die starke Dampfabgabe beendet. Nachdem der Dampferzeuger wieder aufgefüllt ist, wird der Reaktorkühlkreislauf mit dessen Hilfe abgekühlt, sodass nach rund 24 h das Restwärmesystem in Betrieb genommen werden kann. Damit ist die Freisetzung radioaktiver Nuklide in die Umgebung beendet. Für die am stärksten belastete Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder resultiert eine Dosis von 0.133 mSv, der gültige Dosiswert von 1 mSv wird mit Marge eingehalten.

Beim Szenario mit Einzelfehler wird unterstellt, dass die Frischdampfschnellschluss-Armatur des betroffenen Dampferzeugers fehlerhaft offen bleibt. Zum Abkühlen des Reaktors muss der nicht betroffene Dampferzeuger verwendet werden. Es wird in konservativer Weise unterstellt, dass während längerer Zeit Primärkühlmittel aus dem betroffenen Dampferzeuger ohne Rückhaltung in die Umgebung gelangt. Nach 24 h kann das Restwärmesystem in Betrieb genommen werden, wodurch die Freisetzung radioaktiver Nuklide in die Umgebung beendet ist. Für die am stärksten betroffene Bevölkerungsgruppe der Kleinkinder resultiert eine Dosis von 0.88 mSv, der gültige Dosiswert von 100 mSv wird mit Marge eingehalten.

### **Beurteilung des ENSI**

Gemäss Kapitel 6.1.3 und 6.1.4 sind die Störfälle in Störfallkategorie 2 bzw. 3 einzuteilen. Damit gelten die maximal zulässigen Dosiswerte 1 mSv bzw. 100 mSv. Im Falle von erhöhter Kühlmittelaktivität gehört der Frischdampf-Leitungsbruch ausserhalb Containment ohne Einzelfehler der Störfallkategorie 3 an, mit Einzelfehler ist der Störfall auslegungsüberschreitend.

Das ENSI konnte die Modellierung des KKB im Detail nachvollziehen, deren Konformität mit der Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup> feststellen und sich somit von der Konservativität der getroffenen Annahmen überzeugen. Dosisberechnungen des ENSI mit den Quelltermen des Betreibers führen zu vergleichbaren Dosen. Das ENSI schliesst daraus, dass die Dosiswerte von 1 mSv bzw. 100 mSv eingehalten werden. Allerdings erachtet das ENSI im Fall mit Einzelfehler den von KKB verwendeten Wert für die Dampfeuchte von 0.005% als realistisch und nicht konservativ; in der eigenen Modellierung rechnet das ENSI deshalb mit einem zehnfach erhöhten Wert. Die Auswirkungen auf den resultierenden Quellterm sind aber minimal und die Einhaltung des geltenden Dosiswertes – vorbehaltlich der Ergebnisse aus der neu zu erstellenden technischen Analyse gem. Forderung 6.1-1 – gewährleistet.

#### **6.3.4.5 Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen**

##### **Angaben des KKB**

Aus der Liste der 6 untersuchten Varianten sind die beiden Fälle „Fehlöffnen von 3 Frischdampf-Abblaseventilen bei Vollast ohne Einzelfehler“ und „Fehlöffnen von 1 Frischdampf-Abblaseventil bei Nullast ohne Einzelfehler“ die radiologisch abdeckenden Fälle. Der erste Störfall liegt in Störfallkategorie 1, der zweite in Störfallkategorie 3.

In beiden Fällen tritt nach dem fehlerhaften Öffnen eines oder mehrerer Abblaseventile eine relativ starke Abgabe von Dampf in die Umgebung auf. Diese wird in der ersten Störfallvariante durch das automatische Schliessen der Frischdampf-Schnellschlussarmaturen beendet. In der zweiten Störfallvariante wird das fehlerhaft offene Abblaseventil mittels einer Handmassnahme geschlossen. Anschliessend muss der Reaktor mit Hilfe der Dampferzeuger abgekühlt werden, bis das Restwärmesystem in Betrieb genommen werden kann. Mit letzterem ist die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung beendet.

Daraus ergeben sich gemäss Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> für den Fall „Fehlöffnen von 3 Frischdampf-Abblaseventilen bei Vollast ohne Einzelfehler“ Dosen von 0.030 mSv (Erwachsene), 0.048 mSv (10-jährige Kinder) und 0.107 mSv (Kleinkinder). Im zweiten Fall „Fehlöffnen eines Frischdampf-Abblaseventils bei Nullast ohne Einzelfehler“ ergeben sich Dosen von 0.019 mSv (Erwachsene), 0.032 mSv (10-jährige Kinder) und 0.073 mSv (Kleinkinder). Die gültigen Dosiswerte werden eingehalten.

Mit dem Nachweis der Einhaltung der Dosiswerte mit der unbefristet zulässigen Primärkühlmittelaktivitätskonzentration ist auch die Einhaltung der entsprechenden Dosiswerte für die kurzzeitig erhöhte Primärkühlmittelaktivitätskonzentration nachgewiesen, weil sich die Quellterme aufgrund der Technischen Spezifikationen um maximal den Faktor 5 erhöhen.

### **Beurteilung des ENSI**

Gemäss Kapitel 6.1.3 und 6.1.4 werden die beiden Störfälle in die Störfallkategorien 1 bzw. 3 eingeteilt. Damit gelten die maximal zulässigen Dosiswerte 0.3 mSv (quellenbezogener Dosisrichtwert) und 100 mSv.

Die Modellierung konnte durch das ENSI im Detail nachvollzogen werden und entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup>; die Annahmen des KKB sind ausreichend konservativ. Abweichend von der im Basisbericht<sup>247</sup> genannten Dampffuchte setzt das KKB bei diesen beiden radiologisch abdeckenden Fällen einen zehnmal höheren Wert an.

Bei der Argumentation bezüglich der Einhaltung der Dosiswerte für die kurzzeitig erhöhte Primärkühlmittelaktivitätskonzentration geht das KKB von einem Dosiswert von 0.2 mSv aus. Tatsächlich beträgt der quellenbezogene Dosisrichtwert jedoch 0.3 mSv. Das Fünffache des quellenbezogenen Dosisrichtwertes ergäbe demnach 1.5 mSv, was einer Überschreitung des Dosiswerts von 1 mSv für die Störfallkategorie 2 gleichkäme. Das Vorgehen des KKB ist also nur zulässig, wenn die nachgewiesenen Dosen unter 0.2 mSv liegen. Die Dosisberechnungen des ENSI bestätigen, dass die Dosen für die Bevölkerung deutlich unter 0.2 mSv sind und dass das gewählte Vorgehen hier zulässig ist.

#### **6.3.4.6 Dampferzeuger-Heizrohrbruch**

##### **Angaben des KKB**

Für den Auslegungstörfall "Dampferzeuger-Heizrohrbruch" wurden zwei Szenarien radiologisch untersucht:

- Dampferzeuger-Heizrohrbruch ohne Einzelfehler: Diese Störfallvariante gehört in die Störfallkategorie 2. Über den defekten Dampferzeuger werden nur relativ geringe Mengen Dampf abgegeben; er kann rasch isoliert werden. Der Reaktor wird mit dem intakten Dampferzeuger abgekühlt. Die resultierenden Dosen betragen 0.073 mSv (Erwachsene), 0.130 mSv (10-jährige Kinder) und 0.322 mSv (Kleinkinder). Der gültige Dosiswert von 1 mSv wird mit Marge eingehalten.
- Dampferzeuger-Heizrohrbruch mit Einzelfehler (fehlerhaftes Offenbleiben eines Abblaseventils während 15 Minuten): Diese Störfallvariante gehört in die Störfallkategorie 3. Die resultierenden Dosen betragen 2.19 mSv (Erwachsene), 3.54 mSv (10-jährige Kinder) und 8.17 mSv (Kleinkinder). Der gültige Dosiswert von 100 mSv wird mit Marge eingehalten.

##### **Beurteilung des ENSI**

Das ENSI akzeptiert die Einteilung des Störfalls in die Kategorie 2 bzw. 3. Letztere Einteilung gilt auch bei einer zeitlich begrenzten erhöhten Primärkühlmittelaktivität ohne Einzelfehler. Bei unterstelltem zusätzlichen Einzelfehler ist der Störfall auslegungsüberschreitend.

Das ENSI hat unter Verwendung der Angaben des KKB die Quelltermberechnungen nachvollziehen können und gute Übereinstimmung festgestellt. In einem zweiten Schritt wurden eigene Rechnungen für die Bestimmung der Quellterme angestellt. Insgesamt führen die Berechnungen des KKB generell zu höheren Quelltermen im Vergleich zur Berechnung des ENSI für die Fälle mit und ohne Einzelfehler.

In der Berechnung des Beitrags aus Partitionsvorgängen im intakten Dampferzeuger wurde für das Nuklid I-131 fälschlich mit einem Partitionskoeffizient von  $1E+25$  gerechnet und folglich der Quellterm für dieses Nuklid um ca. den Faktor 3 unterschätzt. Die Auswirkungen sind aber nicht von Bedeutung, weil die Beiträge zum Quellterm aus dem defekten Dampferzeuger einen erheblich grösseren Anteil am Gesamtquellterm haben.

In den Berechnungen des KKB wird in einer Zwischenrechnung ein Term gebildet, der die Aktivitätsabnahme in der Wasserphase des Dampferzeugers beschreibt. Dieser Term beinhaltet den Mitriss von Aerosolen aus dem Wasser mit der Dampfphase sowie den Verlust an Aktivität über eine sich einstellende Massenpartition zwischen den im Wasser befindlichen Halogenen und den in der Dampfphase befindlichen Halogenen. Der Term wird direkt in die Quelltermberechnungen eingesetzt. Dabei wird nicht berücksichtigt, dass die bereits zerfallene Aktivität keineswegs noch an der Freisetzung teilnehmen kann.

Die Zusammensetzung des Jods wird korrekt gemäss Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup> in aerosolförmiges, elementares und organisches Jod aufgeteilt. Die Jod-Isotope werden bei der Berechnung des KKB für alle drei Fälle im Quellterm um ca. 40% überschätzt. Gleichzeitig wird irrtümlich ein 10-facher Wert für elementares Jod verwendet. Dies führt zu einer deutlichen Überschätzung des Quellterms. Die maximal zulässigen Dosiswerte werden vorbehaltlich der Ergebnisse aus der neu zu erstellenden technischen Analyse (vgl. Forderung 6.1-1) eingehalten.

#### **6.3.4.7 Ausfall der externen Netzeinspeisung**

##### **Angaben des KKB**

Der Störfall Ausfall der externen Netzeinspeisung ohne Einzelfehler unter Vollast ist bezüglich seiner Eintrittswahrscheinlichkeit der Kategorie 1 zuzuordnen. Einzelfehler sind für die radiologischen Folgen dieses Störfalls nicht von Bedeutung.

Der Stromausfall führt zum Versagen von Reaktor- und Speisewasserpumpe, Druckhalterprüfung und Druckhalterheizung. Der Reaktor muss folglich über die Dampferzeuger abgekühlt werden. Die Aktivität im Primärkreislauf, gegeben durch den betrieblichen Maximalwert, wird dabei über Leckage teilweise an den Sekundärkreislauf abgegeben. Das Spiking wird entsprechend Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup> berücksichtigt. Die Heizrohre sind im Störfallablauf während 19 Minuten nicht vollständig mit Wasser bedeckt. Diese Zeitspanne ist unabhängig davon, ob ein Einzelfehler unterstellt wird oder nicht. Die fehlende Wasserüberdeckung der Heizrohre führt zu erhöhter Freisetzung, bei welcher für Halogene und Aerosole ein Freisetzunganteil von 50 % unterstellt wird. Organische Halogene und Edelgase werden fortwährend als flüchtig behandelt. Beim anschliessend entstehenden, dynamischen Aktivitäts-Gleichgewicht dient die Heizrohrleckage als Zufluss, und der radioaktive Zerfall, der Dampfphase mit Mitriss von Aerosolen sowie Partitionsprozesse als Senken des Gleichgewichts-Aktivitätsinventars. Die Abgabe ist nach 24 Stunden beendet. Die resultierende Dosis für die Bevölkerung beträgt für Erwachsene 0.032 mSv, für 10-jährige Kinder 0.038 mSv und für Kleinkinder 0.066 mSv. Damit wird der für Störfälle der Störfallkategorie 1 geltende Dosiswert von 0.2 mSv mit Marge eingehalten.

##### **Beurteilung des ENSI**

Das ENSI ist mit der Einteilung des Störfalls ohne Einzelfehler in die Störfallkategorie 1 einverstanden (vgl. Kapitel 6.1.3 und 6.1.4). Betreffend radiologischer Wirksamkeit eines Einzelfehlers folgt das ENSI der Begründung des KKB. Der maximal zulässige Dosiswert für diesen Störfall beträgt demnach 0.3 mSv. Um mit der vorliegenden Analyse eine Abdeckung desselben Störfalls mit einer zeitlich beschränkt zulässigen erhöhten Primärkühlmittelaktivität gewährleisten zu können, ist jedoch die Einhaltung von 0.2 mSv als Nachweisziel zwingend (vgl. hierzu auch Bewertung in Kapitel 6.3.4.5).

Das KKB betrachtet konservativ ein vollständiges Ausdampfen des im Dampferzeuger anfänglich vorhandenen, sekundärseitigen Kühlmittelinventars. Hierbei wird im Gegensatz zu früheren Analysen von einem fünf-fach verringerten Freisetzunganteil (10 % anstatt 50 %) für Halogene ausgegangen. Des Weiteren wird die dabei zurückgehaltene Aktivität (99 % für Aerosole, 90 % für Halogene) in der Folge vernachlässigt. Diese Anteile sind im Vergleich zum gesamten Quellterm jedoch aufgrund des weiteren Störfallverlaufs mit einsetzendem Spiking, welches zu deutlich höherer Kühlmittelaktivität führt, vernachlässigbar.

Die verwendete, maximal zulässige Primärkühlmittelaktivität und die Leckagerate von 1 m<sup>3</sup>/Tag gehen aus den Technischen Spezifikationen hervor. Die Spikingeffekte, welche aufgrund der Reaktorschnellabschaltung auftreten und zu erhöhter Kühlmittelaktivität führen, werden in korrekter Weise gemäss Richtlinie ENSI-A08<sup>230</sup> berücksichtigt. Die vom KKB angesetzte Zeitspanne, während derer die Heizrohre nicht vollständig mit Wasser abgedeckt sind und es folglich zu erhöhter Freisetzung von Aktivität kommt, erachtet das ENSI als ausreichend lang. Die dabei vom KKB verwendeten Freisetzunganteile von 50 % für elementare Halogene und den als Aerosol auftretenden Nukliden sind konservativ. Edelgase und organische Halogene werden in korrekter Weise durchwegs als 100 % flüchtig betrachtet.

Die Quelltermberechnung konnte basierend auf den Angaben des KKB vom ENSI nachvollzogen und gute Übereinstimmung festgestellt werden. Der vom KKB ausgewiesene Dosiswert stimmt mit jenem des ENSI hinreichend überein und liegt unterhalb des maximal zulässigen Dosiswertes.

#### **6.3.4.8 Erdbeben**

##### **Angaben des KKB**

Im Rahmen der Verfügungen des ENSI zum Erdbeben nach Fukushima wurde gezeigt, dass nach einem Sicherheitserdbeben beide Reaktoren des KKB mit Hilfe der Notstandsysteme einzelfehlersicher abgefahren und in einen sicheren Zustand überführt werden können. Die durchgeführte Untersuchung ist für die neuen Gefährdungsannahmen des 10 000-jährlichen Erdbebens gültig, da die Integrität der Notstandsysteme (inklusive Notstandgebäude) und der beiden Reaktorgebäude für die neuen Erdbebengefährdungsannahmen nachgewiesen wurde.

Im Jahr 2012 wurde die gemäss den Technischen Spezifikationen maximal zulässige Dampferzeugerleckage auf 1 m<sup>3</sup> pro Tag reduziert. Hintergrund dieser Änderung war, für die radiologischen Analysen der Auslegungsfälle (insbesondere für den Störfall "Auslegungserdbeben") eine deutliche Dosisreduktion zu erreichen.

##### **Beurteilung des ENSI**

Die im Rahmen der Verfügungen nach Fukushima eingereichten radiologischen Analysen des KKB hat das ENSI bereits mit der Aktennotiz AN-14/1658<sup>241</sup> beurteilt. Die Analysen sind nach wie vor aktuell, der maximal zulässige Dosiswert wird eingehalten. Bezüglich des aktuellen Standes der Festlegung der Erdbebengefährdung sei auf Kapitel 2.1.5 verwiesen.

#### **6.3.5 Radiologische Auswirkungen für das Betriebspersonal in der Anlage**

Die radiologischen Auswirkungen der in den vorhergehenden Kapiteln untersuchten Störfälle sind für das Betriebspersonal von untergeordneter Bedeutung, da es sich in der Regel nicht im unmittelbaren Einflussbereich einer störfallbedingten Freisetzung befindet. Eine Ausnahme bildet der Absturz eines Brennelements, dessen Auswirkungen für das betroffene Personal am folgenschwersten sind. Darüber hinaus kommt der Bewertung der radiologischen Auswirkung von Störfällen innerhalb der Anlage dann eine wesentliche Bedeutung zu, wenn das Personal Vor-Ort-Massnahmen zur Störfallbeherrschung ergreifen muss. Dies setzt allerdings voraus, dass die auslegungsgemäss vorgesehenen automatischen Schutzmassnahmen versagt haben. In diesem Fall handelt es sich um sehr seltene, auslegungsüberschreitende Störfallszenarien.

## Angaben des KKB

Der Dosisgrenzwert für das zur Störfallbewältigung eingesetzte Betriebspersonal beträgt 50 mSv. Beim Handhabungsstörfall kommt es zur Beschädigung eines Brennelements und dadurch zur Freisetzung des Hüllrohrspalt-Inventars aus den Brennstäben in die Wasservorlage und von dort in den Luftraum des Brennelementlagers. Für die Dosisberechnung wird eine zylinderförmige Wolke mit den Abmessungen des Luftraums des Brennelementlagers und homogener Aktivitätsverteilung angesetzt, in deren Zentrum sich der Operateur während 60 s aufhält. Unter diesen Annahmen resultiert eine Dosis durch externe Strahlung von 0,86 mSv. Anhand der Nuklidkonzentration im Luftraum, der Atemrate gemäss Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> und den Inhalationsdosisfaktoren für den operationellen Strahlenschutz folgt eine zusätzliche Dosis von 29,1 mSv aufgrund der Inhalation. Auf dem Fluchtweg kommt es zu einem zusätzlichen Dosisbeitrag von 1 mSv durch externe Bestrahlung von den Abluftrohren. Die totale, resultierende Dosis für den Operateur beträgt somit rund 31 mSv und wird fast ausschliesslich durch Inhalation verursacht. Damit wird der in der Strahlenschutzverordnung aufgeführte Wert von 50 mSv eingehalten.

## Beurteilung des ENSI

Das ENSI zieht für seine Beurteilung der Personendosis bei einem Brennelement-Handhabungsstörfall die Werte aus Art. 35 und 96 der StSV heran. Diese Werte stellen zwar keine einzuhaltenden Dosisgrenzwerte für das betroffene Personal dar, sollen hier aber der Orientierung dienen. Anders als vom KKB angegeben, existieren für das vom Unfallgeschehen direkt betroffene Betriebspersonal keine einzuhaltenden Dosisgrenzwerte. Bezüglich des Schadensbildes beim Brennelement-Handhabungsunfall gelten die Anmerkungen aus Kapitel 6.3.4.3 und die nachfolgenden Ausführungen.

Die Quelltermberechnung zur Dosisermittlung für das betroffene Personal wurde hier mit dem richtigen De-kontaminationsfaktor für elementares Jod von 285<sup>248</sup> durchgeführt.

Bei der Berechnung des Dosisbeitrags, welcher auf dem Fluchtweg durch externe Bestrahlung von den Abluftrohren der Brennelementlagerlüftung zustande kommt, geht das KKB von einer konservativ langen Aufenthaltsdauer von 60 s aus, während derer sich der Operateur nahe der Strahlungsquelle aufhält. Die Annahme, dass die Aktivität instantan in den Luftraum des Brennelementlagers freigesetzt wird, ist als konservativ zu bewerten. Die auf 60 s angesetzte Zeitspanne zwischen dem auslösenden Ereignis und dem Verlassen des Brennelementlagers ist nach Einschätzung des ENSI ebenfalls konservativ. Die angesetzten Dosisfaktoren für die Inhalation wurden in korrekter Weise nach Strahlenschutzverordnung, Anhang 3 angesetzt.

Das ENSI hat unter Verwendung der Angaben des KKB die Quelltermberechnung nachvollziehen können und gute Übereinstimmung gefunden. In einem weiteren Schritt wurde auf Basis des KKB-Quellterms die Dosis für einen Operateur im Brennelementlager unter Berücksichtigung eines Faktors für die nicht ideale Durchmischung von 0.5 berechnet. Damit erhält das ENSI eine Dosis von ca. 60 mSv für das betroffene Personal. Die sich bei laufender Lagerlüftung sofort einstellende homogene Verteilung hält das ENSI für nicht ausreichend begründet, weil eine nicht ideale Durchmischung nicht ausgeschlossen werden kann. Für Schadstoffexpositions-berechnungen ist davon auszugehen, dass die Schadstoffkonzentrationen in der Nähe der Schadstoffquellen höher sind als in der weiteren Umgebung des Raumes, wie durch experimentelle Belege belegt ist (vgl. <sup>249</sup> und <sup>250</sup>). Andererseits entfernt sich das Personal unverzüglich von der Schadstoffquelle. Das ENSI stellt in seinen Jahresberichten jeweils fest, dass im KKB ein konsequenter Strahlenschutz praktiziert wird. Es geht daher davon aus, dass das KKB bestrebt ist, die radiologischen Folgen für das Personal auch bei Störfällen weiter zu optimieren.

Die Zugänglichkeit wichtiger Anlagenbereiche und -räume unter strahlenschutztechnischen Gesichtspunkten bei auslegungsüberschreitenden Störfallbedingungen wurde vom KKB in einer sogenannten Post-LOCA Studie untersucht. Das KKB hat diese dem aktuellen Stand der Anlage, den gültigen AM-Vorschriften sowie den bis dahin vorhandenen Erkenntnissen aus dem schweren Störfall in Fukushima angepasst und Ende 2012 eingereicht. Das ENSI hat die eingereichte Revision der umfangreichen Post-LOCA-Studie stichprobenartig geprüft und stellt fest, dass diese einen hohen Entwicklungsstand aufweist.

### 6.3.6 Allgemeine Beurteilung der radiologischen Störfallanalysen durch das ENSI

Das ENSI hat die vom KKB als radiologisch relevant eingestuften Auslegungsstörfälle überprüft. Eine Zusammenfassung der maximal zu erwartenden Dosen für Einzelpersonen in der Umgebung bietet Tabelle 6.3-1. Das ENSI hat einen allgemein positiven Eindruck betreffend der Modellierung der radiologischen Analysen gewonnen, aber auch Verbesserungspotenzial identifiziert. Die angesetzten Randbedingungen sind im allgemeinen konservativ angesetzt worden, manchmal sogar sehr konservativ. Aufgrund der Vorgaben der Richtlinie ENSI-A08 (4.1.7.b und 4.2.1) und ENSI-A03 (5.5.1 Bst f, h und i), mit den radiologischen Analysen als Teil der deterministischen Analysen auch einen Bezug zur Anlage und ihrem Verhalten im Störfall herzustellen, ist dies dennoch kritisch zu sehen und sollte möglichst mit künftigen Revisionen der radiologischen Analysen korrigiert, d. h. begründet werden.

**Tab. 6.3-1: Maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung**

auf Grundlage der Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> und der KKB-Analysen

Maximale Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKB-Analyse			ENSI-Analyse		
	KK	KI	ER	KK	KI	ER
<b>Störfallkategorie 1 (maximal zulässig 0,3 mSv)</b>						
Ausfall Netzeinspeisung (ohne Einzelfehler)	$6,6 \cdot 10^{-2}$	$3,8 \cdot 10^{-2}$	$3,2 \cdot 10^{-2}$	$3,1 \cdot 10^{-2}$	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$7,7 \cdot 10^{-3}$
Fehlöffnen von 3 Frischdampf-Abblaseventilen bei Vollast (ohne Einzelfehler)	$1,1 \cdot 10^{-1}$	$4,8 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^{-2}$	$9,0 \cdot 10^{-2} *$	$2,6 \cdot 10^{-2} *$	$2,6 \cdot 10^{-2} *$
<b>Störfallkategorie 2 (maximal zulässig 1 mSv)</b>						
Stabauswurf (ohne Einzelfehler)	$4,1 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$	$3,9 \cdot 10^{-1} *$	$1,7 \cdot 10^{-1} *$	$9,4 \cdot 10^{-2} *$
Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments (ohne Einzelfehler)	$1,3 \cdot 10^{-1}$	$5,8 \cdot 10^{-2}$	$3,5 \cdot 10^{-2}$	$1,1 \cdot 10^{-1} *$	$4,9 \cdot 10^{-2} *$	$2,9 \cdot 10^{-2} *$
Dampferzeugerheizrohrbruch (ohne Einzelfehler)	$3,2 \cdot 10^{-1}$	$1,3 \cdot 10^{-1}$	$7,3 \cdot 10^{-2}$	$4,0 \cdot 10^{-2}$	$2,2 \cdot 10^{-2}$	$1,7 \cdot 10^{-2}$
<b>Störfallkategorie 3 (maximal zulässig 100 mSv)</b>						
Fehlöffnen von 1 Frischdampf-Abblaseventil bei Nulllast (ohne Einzelfehler)	$7,3 \cdot 10^{-2}$	$3,2 \cdot 10^{-2}$	$1,9 \cdot 10^{-2}$	$6,2 \cdot 10^{-2} *$	$2,7 \cdot 10^{-2} *$	$1,6 \cdot 10^{-2} *$
Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments (mit Einzelfehler)	$8,8 \cdot 10^{-1}$	$4,1 \cdot 10^{-1}$	$2,7 \cdot 10^{-1}$	$7,4 \cdot 10^{-1} *$	$3,4 \cdot 10^{-1} *$	$2,2 \cdot 10^{-1} *$
Dampferzeugerheizrohrbruch (mit Einzelfehler)	8,2	3,5	2,2	1,5	$9,8 \cdot 10^{-1}$	$8,6 \cdot 10^{-1}$
Kühlmittelverluststörfall (ohne Einzelfehler)	34,7	13,3	6,1	11,6	4,6	2,2
Brennelementhandhabungsunfall (ohne Einzelfehler)**	$4,7 \cdot 10^{-1}$	$1,9 \cdot 10^{-1}$	$9,7 \cdot 10^{-2}$	$2,4 \cdot 10^{-1}$	$9,0 \cdot 10^{-2}$	$4,2 \cdot 10^{-2}$

#### Legende

- \* mit Quellterm des KKB ermittelte Dosiswerte in der Umgebung
- \*\* Einteilung in Störfallkategorie gemäss KKB
- KK 1-jährige Kleinkinder
- KI 10-jährige Kinder
- ER Erwachsene

## 6.4 Störfallanalysen der Lager und betrieblichen Lagerbecken

Die Lager für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente am Standort Beznau werden für beide Blöcke des KKB genutzt. Zu diesen Lagern zählen das ZWIBEZ, welches sich in ein Hochaktiv-(HAA) und ein Schwachaktivabfalllager (SAA) unterteilt, das Rückstandslager und ein Dampferzeu­gerlager. Betriebliche Lagerbecken stehen getrennt für jeden Block einzeln zur Verfügung. Das KKB hat eine systematische Sicherheitsüberprüfung dieser Lager<sup>199</sup> eingereicht.

### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Gefährdungsannahmenverordnung<sup>271</sup>

Richtlinien ENSI-A01<sup>232</sup> und (soweit sinnvoll anwendbar) ENSI-G04<sup>128</sup>, ENSI-A08<sup>230</sup>, ENSI-G14<sup>121</sup>

### 6.4.1 ZWIBEZ

#### 6.4.1.1 Ereignisspektrum und technische Beurteilung der Störfallnachweise

##### Angaben des KKB

Oberstes Schutzziel für das ZWIBEZ ist im Normalbetrieb und bei allen anzunehmenden Störfällen den Schutz von Mensch und Umwelt vor unzulässiger Strahlung und Kontamination zu gewährleisten. Dieses Ziel wird erreicht durch die Lagerung der HA-Abfälle und bestrahlten Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern (TLB). Die entsprechende Auslegung der TLB erfolgt nach Richtlinie ENSI-G05 und gewährleistet den sicheren Einschluss radioaktiver Stoffe bei Normalbetrieb und Störfällen. Für schwach aktive Abfälle erfolgt die Lagerung in entsprechenden Gebinden, welche die Anforderungen der Richtlinie ENSI-B05 erfüllen. Die Abfuhr der anfallenden Wärme der Abfälle aus den TLB erfolgt passiv. Die Einhaltung der Unterkritikalität wird durch die Auslegung der TLB sichergestellt.

Der Nachweis der Einhaltung der Schutzziele erfolgt anhand folgender betrachteter Störfälle:

Einwirkung von aussen:

- Erdbeben
- Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand
- Blitzschlag
- Überflutung

Einwirkung von innen:

- Absturz eines TLB im HAA-Lager oder von Gebinden und Containern im SAA-Lager
- Lüftungsausfall
- Ausfall der Stromversorgung
- Brand im HAA- oder SAA-Lager

Für die auslösenden Ereignisse Blitzschlag und Überflutung kann eine Gefährdung des Lagergutes durch die bestehende Auslegung des ZWIBEZ ausgeschlossen werden. Die Einwirkungen durch Blitz und Überflutung können jedoch zu einer Beeinträchtigung der Stromversorgung führen. Diese Szenarien sind durch die auslösenden Ereignisse Lüftungsausfall oder Ausfall der Stromversorgung abgedeckt. Im SAA-Bereich kommt es beim Lüftungsausfall oder Ausfall der Stromversorgung zu einem automatischen Schliessen der Brandschutzklappen und die Temperatur im Lagerbereich passt sich den Aussenbedingungen an. Im HAA-Bereich erfolgt die Kühlung der TLB passiv über Konvektion und durch die Lüftungsöffnungen unterhalb des Daches.

Die Gebäude des Zwischenlagers ZWIBEZ sind der Erdbebenklasse EK1 und der Bauwerksklasse BK1 zugeordnet und wurden gegen die zur Baubewilligung gültigen Erdbebengefährdungen ausgelegt. An der Fels-oberfläche wurde eine maximale Horizontalbeschleunigung von 0.15 g angenommen. Die entsprechende maximale vertikale Beschleunigung wurde auf 2/3 der maximalen horizontalen Bodenbeschleunigung festgelegt. Folgelasten durch Gebädetrümmere treten nicht auf. Die Erfüllung der bestehenden Anforderungen an die Lagerung der verwendeten TLB ist durch dessen Auslegung sichergestellt. Im SAA-Gebäude sind die Containerstapel gegen Kippen gesichert. Freisetzen von radioaktiven Stoffen aus den Gebinden im SAA-Lager treten daher auch als Folge eines Erdbebens der Häufigkeit  $10^{-4}$  pro Jahr nicht auf.

Entsprechend der Anforderung der Richtlinie ENSI-G04 wird der Absturz eines Militärflugzeugs auf das ZWIBEZ unabhängig von der Eintrittshäufigkeit analysiert. Die im HAA-Bereich des ZWIBEZ gelagerten TLB sind gegen mechanische Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz geschützt. Es werden keine radiologischen Belastungen der Umgebung durch Trümmerüberdeckung der TLB oder durch Treibstoffbrand hervorgerufen. Für die im HAA-Bereich eingelagerten Dampferzeuger und für die Gebinde im SAA-Bereich wird auf den Sicherheitsbericht des ZWIBEZ<sup>251</sup> verwiesen.

### **Beurteilung des ENSI**

Für die auslösenden Ereignisse Blitzschlag, Lüftungsausfall, Ausfall der Stromversorgung und Absturz eines Transport- und Lagerbehälters sind die Ausführungen des KKB plausibel. Die bei einer  $10^{-4}$  pro Jahr Überflutung zu erwartenden Pegelstände liegen niedriger als die Auslegung von 1,6 m über Geländeneiveau gegen das Eindringen von Wasser und werden daher beherrscht. Eine Beschädigung an den Gebäuden oder Lagerbehältern kann aufgrund der mechanischen Auslegung ausgeschlossen werden. Weiterhin ist die abzuführende Wärme aus den Gebinden und den TLB gering, so dass diese passiv abgeführt werden kann. Somit werden die Schutzziele Kontrolle der Reaktivität und Kühlung der radioaktiven Abfälle (vgl. Kapitel 6.1) und somit auch der Einschluss für diese auslösenden Ereignisse eingehalten.

Die Analyse des Absturzes eines Militärflugzeugs entsprechend Richtlinie HSK-R-102, wie sie dem Sicherheitsbericht des ZWIBEZ zugrunde liegt, erfüllt die Vorgaben der Richtlinie ENSI-G04, die die Untersuchung unabhängig von der Eintrittshäufigkeit eines solchen Absturzes fordert.

Die Bewertung der Störfallkategorisierung der auslösenden Ereignisse Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand, Brand im HAA- oder SAA-Lager und Absturz von Gebinden im SAA-Lager erfolgt im Kapitel 6.4.1.2, eine radiologische Bewertung im Kapitel 6.4.1.3.

Insgesamt kommt das ENSI jedoch zum Schluss, dass nicht alle relevanten auslösenden Ereignisse, welche in der KEV und der Gefährdungsannahmenverordnung aufgeführt und auf Lager übertragbar sind, betrachtet wurden. Es fehlen Aussagen des Betreibers zu extremen Wetterbedingungen, Explosionen und internen Überflutungen.

### **Forderung 6.4-1**

- a) *Die Auswirkungen der auslösenden Ereignisse extreme Wetterbedingungen, Explosionen und interne Überflutungen auf das ZWIBEZ sind bis zum 15. Dezember 2018 zu bewerten.*

Die zugrundeliegende Erdbebenauslegung des ZWIBEZ entspricht nicht mehr den aktuellen Erkenntnissen bezüglich der zu unterstellenden Gefährdung für ein  $10^{-4}$  pro Jahr Erdbeben. Mit der „Probabilistischen Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz“ (PEGASOS) wurde in den Jahren 2001-2004 eine grössere Erdbebengefährdung ermittelt, die eine hohe Unsicherheitsstreuung aufwies. Zur Verfeinerung der PEGASOS-Studie wurde im Jahr 2009 das „PEGASOS Refinement Project“ (PRP) gestartet. Aufgrund der Ereignisse in Fukushima und einer darauf folgenden Verfügung des ENSI wurde die Erdbebengefährdung neu, basierend auf einem Zwischenstand des PRP vom Frühjahr 2011, bestimmt. Die maximalen Horizontalbeschleunigung für ein 10 000-jährliches Erdbeben liegt dabei bei ca. 0,35 g. Bezüglich des aktuellen Standes der Festlegung der Erdbebengefährdung sei auf Kapitel 2.1.5 verwiesen. Gemäss Art. 13 der Gefährdungsannahmenverordnung müssen die deterministischen Störfallanalysen aufgrund von neuen Erkenntnissen bezüglich Gefährdungsannahmen erneuert werden.

## **Forderung 6.4-2**

*Der deterministische Erdbebennachweis für das ZWIBEZ ist für die Erdbebengefährdung ENSI-2015 bis zum 30. September 2020 zu führen.*

### **6.4.1.2 Störfallkategorisierung**

#### **Angaben des KKB**

Für Blitzschlag, externe Überflutung, Lüftungsausfall und Ausfall Stromversorgung bestimmt das KKB keine Eintrittshäufigkeiten, da diese entweder durch die Auslegung der Gebäude oder durch andere auslösende Ereignisse abgedeckt sind oder keine Auswirkungen haben.

#### *TLB-Absturz im HAA-Lagerbereich*

Aufgrund der Auslegung der Krananlage im HAA-Lager gemäss KTA 3902.3 ist die Wahrscheinlichkeit eines Behälterabsturzes äusserst gering. Weiterhin ist aufgrund der geringen Hubhöhe bei der TLB-Handhabung im Falle eines Absturzes eine Beschädigung oder ein Integritätsverlust aufgrund der Behälterauslegung ausgeschlossen. Daher wird keine Eintrittshäufigkeit bestimmt.

#### *Absturz von Gebinden und Containern im SAA-Lagerbereich*

Da beim Absturz von Gebinden und Containern kein Risiko hinsichtlich radiologischer Konsequenzen besteht, wird auf eine probabilistische Eintrittshäufigkeitsbestimmung für dieses auslösende Ereignis verzichtet.

#### *Flugzeugabsturz*

Es werden Häufigkeiten von Flugzeugabstürzen auf das HAA-Lager-Gebäude und SAA-Lager-Gebäude, bestimmt und separat für jedes dieser Gebäude bewertet. Als relevant werden die Gefährdungen durch Militärflugzeuge und Grossraumflugzeuge betrachtet. Private Passagierflugzeuge und Helikopter werden nicht betrachtet, da die Auswirkungen - vor allem wegen des niedrigen Potentials für Brände - gering sind. Die resultierende Absturzhäufigkeiten auf das ZWIBEZ ist sowohl für Militärflugzeuge als auch Grossraumflugzeuge kleiner als  $10^{-6}$  pro Jahr. Für das ZWIBEZ wird geschlussfolgert, dass ein Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand auslegungsüberschreitend ist.

#### *Brand im SAA-Lager*

Mit Ausnahme der Beleuchtung sowie der Torsteuerung existieren keine Zündquellen. Die einzigen in deren Nähe befindlichen Brandlasten sind elektrische Kabel. Ein Anschmoren der Kabel wäre möglich, jedoch ist der räumliche Abstand zum Lagerplatz der Fässer ausreichend gross, sodass eine Brandausbreitung ausgeschlossen werden kann. Die eingelagerten endkonditionierten Gebinde stellen keine Brandlast dar. Lediglich die Rohabfälle können dazu gezählt werden, jedoch kann deren Selbstentzündung ausgeschlossen werden. Einzig bei der Handhabung mit einer Zugmaschine sind nennenswerte Brandlasten temporär vorhanden. Das KKB schätzt die von der Zugmaschine ausgehende Brandhäufigkeit aufgrund der zeitlich beschränkten Handhabung als auslegungsüberschreitend ein.

Das KKB ordnet diesen Störfall in die Störfallkategorie 2 ein.

#### *Brand im HAA-Lager*

Auf eine Bestimmung der Eintrittshäufigkeiten von Bränden im HAA-Lager wird verzichtet, da die TLB so ausgelegt sind, dass die Schutzfunktion selbst bei einem Flugzeugabsturz mit anschliessendem Kerosinbrand gegeben ist. Weiterhin existieren im HAA-Lager keine Brandlasten, welche eine Brandausbreitung bis zum Abstellplatz der TLB ermöglichen.

#### **Beurteilung des ENSI**

Das Vorgehen, nur die Eintrittshäufigkeiten für diejenigen auslösenden Ereignisse zu bestimmen, welche ein relevantes Gefährdungspotential besitzen, ist für das ENSI akzeptabel.

Für den Absturz von Gebinden und Containern im SAA-Lager akzeptiert das ENSI, dass auf eine Bestimmung der Eintrittshäufigkeit verzichtet wird, weil die resultierenden Dosen die Dosiswerte der Störfallkategorie 1 einhalten (vgl. Kapitel 6.4.1.3). Da bei der Handhabung im HAA-Lager die Hubhöhe begrenzt ist und selbst bei Absturz eines TLB aufgrund dessen Auslegung keine Schäden und Freisetzungen auftreten, kann aus Sicht des ENSI auch hier auf eine detaillierte Bestimmung der Eintrittshäufigkeit verzichtet werden.

Die ausgewiesenen Eintrittshäufigkeiten für unfallbedingte Flugzeugabstürze auf das ZWIBEZ sind entsprechend den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05 bestimmt. Es ist plausibel, dass die Absturzhäufigkeit auf den bestehenden Gebäudekomplex aus HAA-Lager und SAA-Lager für Verkehrsflugzeuge und Militärflugzeuge kleiner als  $10^{-6}$  pro Jahr und somit auslegungsüberschreitend ist. Diese Bewertung gilt auch unter Einbeziehung der in Kap. 7.3.6.5 „Unfallbedingter Flugzeugabsturz“ identifizierten Unterschätzung der Absturzhäufigkeiten von Verkehrsflugzeugen.

Das KKB verzichtet jedoch auf die Bestimmung einer Störfallkategorie für die Gefährdung durch unfallbedingte Abstürze von Leichtflugzeugen gemäss der Richtlinie ENSI-A05, da die Auswirkungen als gering eingeschätzt werden. Solche Abstürze sind gemäss BERA-2013 nicht mehr auslegungsüberschreitend, aber kleiner als  $10^{-4}$  pro Jahr und damit in die Störfallkategorie 3 einzuordnen. Nach Auffassung des ENSI ist der unfallbedingte Absturz von Leichtflugzeugen durch die Analyse zum Absturz von Militärflugzeugen abgedeckt.

Ferner beurteilt das ENSI die Zuteilung des Brandes im SAA-Lager in die Störfallkategorie 2 als konservativ und akzeptiert den Verzicht auf die Bestimmung einer Eintrittshäufigkeit für Brand im HAA-Lager aufgrund der vorhandenen Brandauslegung des TLB.

#### **6.4.1.3 Radiologische Auswirkungen von Störfällen im ZWIBEZ**

##### **Angaben des KKB**

###### *Absturz von Gebinden und Containern im SAA-Lager*

Die Folgen eines Gebindeabsturzes bleiben auf das SAA-Lager beschränkt, da die Aktivität der Abluft durch den Aerosolmonitor im Fortluftkanal festgestellt wird. Die Abluft wird in diesem Fall durch automatische Umstellung der Lüftung nur über Aerosolfilter abgegeben. Wird neben einem Containerabsturz das gleichzeitige Versagen der Lüftungsregelung (Einzelfehler) unterstellt, so ergibt sich eine Dosis für Erwachsene (kritische Gruppe nach Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup>) durch die Abgabe über die Fortluft für eine Emissionshöhe von 25 m und einer Expositionszeit von einem Jahr in 300 m Abstand von der Anlage von ca. 0,06 mSv.

###### *Flugzeugabsturz auf das HAA-Lager*

Die Transport und Lagerbehälter sind gegen mechanische Einwirkungen aus einem Flugzeugabsturz geschützt. Für den zurzeit eingelagerten Behältertyp TN24G-B wurde nachgewiesen, dass keine radiologischen Belastungen der Umgebung durch Trümmerüberdeckung der TLB oder durch Treibstoffbrand hervorgerufen werden. Es ergibt sich lediglich für die im HAA-Gebäude eingelagerten Dampferzeuger eine Gesamtdosis von 0,58 mSv (bei einem Jahr Ingestionszeit und einer Abwinddistanz von 300 m zum nächstgelegenen Wohnort). Weitere Freisetzungen infolge Flugzeugabsturz auf das HAA-Lager treten nicht auf. Damit wird der zulässige Dosiswert von 100 mSv deutlich eingehalten. Diese Berechnung ist als sehr konservativ anzusehen, da sie eine Ingestionszeitdauer von einem Jahr berücksichtigt. Gemäss Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> ist nur innerhalb der ersten 2 Tage von einem Konsum kontaminierter Nahrungsmittel auszugehen.

###### *Flugzeugabsturz auf das SAA-Lager*

Die mechanischen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf das SAA-Lager hinsichtlich Beschädigung von Gebinden und Treibstoffbrand wurden untersucht. Die Analyse zu den radiologischen Folgen ergab eine potentielle Jahresdosis von rund 1,12 mSv für Kleinkinder (kritische Gruppe nach Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup>). Die ermittelten Gesamtdosiswerte des Störfalles Flugzeugabsturz mit Berücksichtigung des Kerosinbrandes als Folgeereignis unterschreiten damit deutlich den zulässigen Dosiswert von 100 mSv.

### *Brand im SAA-Lager*

Laut Sicherheitsbericht ZWIBEZ stellen die eingelagerten endkonditionierten Gebinde keine Brandlast dar. Lediglich die Rohabfälle können dazu gezählt werden. Die radiologischen Konsequenzen für die Anlagenumgebung und die Bevölkerung wären bei einem Brand im ZWIBEZ äusserst gering. Die Dosisberechnungen basieren auf den Rechenvorschriften der Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup>. Für Erwachsene (kritische Gruppe nach Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup>) ergibt sich eine konservativ ermittelte maximale Individualdosis von 0,371 mSv. Damit wird der für einen Störfall der Kategorie 2 zulässige Grenzwert von 1 mSv deutlich unterschritten.

### **Beurteilung des ENSI**

Die Störfälle Flugzeugabsturz, Brand und Absturz eines Gebindes können zu Freisetzungen radioaktiver Stoffe und entsprechenden radiologischen Auswirkungen in der Umgebung führen. Die Prüfung der Analysen vom KKB umfasste die nachvollziehbare und konservative Herleitung des Quellterms. Der Sicherheitsbericht<sup>251</sup> des ZWIBEZ beschreibt das Störfallspektrum und die möglichen daraus resultierenden Folgen auch hinsichtlich der Strahlenexposition in der Umgebung. Da der Flugzeugabsturz auslegungsüberschreitend ist, darf nach Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> mit dosisreduzierenden Massnahmen in der Umgebung gerechnet werden. Somit darf unterstellt werden, dass nur innerhalb der ersten 24 Stunden ein Konsum kontaminierter Nahrungsmittel erfolgt. Die vom KKB angesetzte Ingestionsdauer von einem 1 Jahr ist daher sehr konservativ. Allerdings wurden keine Dosiswerte für andere Bevölkerungsgruppen als die für Erwachsene für den Flugzeugabsturz auf das HAA-Lager ermittelt, und der Sicherheitsbericht ist deshalb zu ergänzen. Davon abgesehen werden die radiologischen Störfallanalysen des ZWIBEZ vorbehaltlich der Ergebnisse aus den Forderungen 6.4-1 a) und 6.4-2 als ausreichend aktuell bewertet, und die Dosiswerte werden eingehalten.

### **Forderung 6.4-3**

*Der Sicherheitsbericht des ZWIBEZ ist bis zum 15. Dezember 2018 für den Flugzeugabsturz auf das HAA-Lager um die Betrachtung der Folgedosen gemäss Richtlinie ENSI-G14<sup>121</sup> für die kritischen Bevölkerungsgruppen gemäss Kapitel 4.2 e) der Richtlinie zu ergänzen.*

## **6.4.2 Dampferzeugerlager (DE-Lager)**

### **6.4.2.1 Störfallspektrum und technische Beurteilung der Störfallnachweise**

#### **Angaben des KKB**

Das DE-Lager dient der Lagerung der ausgewechselten Dampferzeuger des Blockes 1 und Teilen der Hauptkühlmittelleitung, die beim DE-Austausch herausgetrennt werden mussten. Das Gebäude besteht aus einer Stahlbetonkonstruktion, welche zur Strahlenabschirmung und zum Schutz vor äusseren Einwirkungen dient. Die Aktivität liegt hauptsächlich in gebundener Form vor.

Bisher wurden keine eigenständigen Störfallanalysen für das DE-Lager durchgeführt. Der Nachweis der Einhaltung der Schutzziele wird für die inneren Einwirkungen Lüftungsausfall, Ausfall der Stromversorgung und Brand sowie für die äusseren Einwirkungen Erdbeben, Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand, Blitzschlag und Überflutung genauer bewertet.

Für die Lagerung werden weder eine aktive Kühlung noch sicherheitsrelevante Komponenten benötigt. Ein Stromausfall oder Lüftungsausfall hat somit keine Auswirkungen bzw. radiologische Freisetzung zur Folge. Naturbedingte äussere Einwirkungen wie das Erdbeben, die Überflutung oder der Blitzschlag stellen keine Gefährdung des Lagergutes dar und sind durch die bestehende Auslegung abgedeckt. Abdeckend für eine mögliche Freisetzung kann der Fall Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand angesehen werden.

Das KKB führt für das DE-Lager keine explizite probabilistische Eintrittshäufigkeitsbestimmung der bewerteten auslösenden Ereignisse durch. Einzig für den Flugzeugabsturz wird auf die unfallbedingte Absturzhäufigkeit auf das ZWIBEZ verwiesen (vgl. Kapitel 6.4.1.2).

## **Beurteilung des ENSI**

Das gewählte Vorgehen des KKB, keine eigenen Störfallanalysen für das DE-Lager durchzuführen und nur die Auswirkungen der genannten auslösenden Ereignisse zu bewerten, ist für das ENSI nachvollziehbar und akzeptabel. Die radiologischen Auswirkungen sind durch den Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand abgedeckt (vgl. Kapitel 6.4.2.2).

### **6.4.2.2 Radiologische Auswirkungen von Störfällen im Dampferzeu-gerlager**

#### **Angaben des KKB**

Der Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand kann als radiologisch abdeckender Fall für das DE-Lager betrachtet werden. Die im DE-Lager eingelagerten Dampferzeu-ger des Blockes 1 weisen ein ähnliches Aktivitätsinventar auf wie die im Lagerbereich II des HAA-Lagers des ZWIBEZ eingelagerten Dampferzeu-ger des Blockes 2. Dies wurde durch Messungen im Jahre 2008 bestätigt. Der Flugzeugabsturz (mit anschlies-sendem Treibstoffbrand) auf den Lagerbereich II wurde radiologisch untersucht und hier als abdeckend auf-grund der vergleichbaren Inventare für das DE-Lager herangezogen. Als maximale Dosisbelastung für die Bevölkerung in der Umgebung wurden 0,58 mSv ermittelt. Diese Analyse deckt somit auch einen Flugzeug-absturz auf das DE-Lager ab. Es besteht eine ausreichende Marge zum Dosiswert von 100 mSv.

#### **Beurteilung des ENSI**

Der Flugzeugabsturz könnte zu Schadeinwirkungen auf das Lagergut mit Freisetzungen radioaktiver Stoffe und entsprechenden radiologischen Auswirkungen in der Umgebung führen. Das KKB hat keine eigene tech-nische oder radiologische Analyse für diesen Störfall betreffend das DE-Lager erstellt und führt den radiolo-gisch untersuchten Flugzeugabsturz (mit anschliessendem Treibstoffbrand) auf das HAA-Lager als abdeckend an. Aufgrund der grossen Ähnlichkeit des Lagerguts im DE-Lager mit dem im Lagerbereich II des HAA-Lagers im ZWIBEZ und aufgrund des ausgewiesenen grossen Abstands zum Dosiswert von 100 mSv akzeptiert das ENSI die Argumentation des KKB, verweist aber auf die Forderung 6.4-3.

### **6.4.3 Rückstandslager (RS-Lager)**

Das Rückstandslager des Kernkraftwerkes Beznau dient der Zwischenlagerung der in beiden Blöcken anfal-lenden lagerfähigen schwach- und mittelaktiven Abfälle. Vom Rückstandslager können Gebinde in das ZWIBEZ auf dem Gelände des KKB gebracht werden, sofern die Annahmebedingungen für das ZWIBEZ erfüllt sind. Die Blöcke verfügen über Räume, die dem Sammeln und Vorbereiten von festen Rohabfällen für die Konditionierung und, wenn verfahrenstechnische Schritte dies erfordern, als temporäre Lagerräume dienen. Das Rückstandslager ist ein Stahlbetonbau von niedriger und gedrungener Form mit einer durchgängigen Fundamentplatte mit entsprechender Steifigkeit und Stabilität.

#### **6.4.3.1 Störfallspektrum und technische Beurteilung der Störfallnachweise**

##### **Angaben des KKB**

In der systematischen Sicherheitsüberprüfung der Zwischenlager und der betrieblichen Lagerbecken<sup>199</sup> wer-den als innere Einwirkungen für das RS-Lager Absturz von Gebinden, Lüftungsausfall, Ausfall der Stromver-sorgung und Brand betrachtet. Als äussere Einwirkungen werden Erdbeben, Flugzeugabsturz mit anschlies-sendem Treibstoffbrand, Blitzschlag und Überflutung analysiert.

Beim Lüftungsausfall oder Ausfall der Stromversorgung kommt es zu einem automatischen Schliessen der Brandschutzklappen, jedoch zu keinen weiteren sicherheitsrelevanten Konsequenzen und somit zu keiner ra-diologischen Freisetzung. Ferner kann für die auslösenden Ereignisse Blitzschlag und Überflutung eine Ge-fährdung des Lagergutes durch die bestehende Auslegung ausgeschlossen werden.

Die Gebäude des Rückstandslagers sind der Erdbebenklasse EK1 zugeordnet und wurden requalifiziert. Für die Requalifikation wurden Beschleunigungen am Fundament von 0.21 g in horizontaler X-Richtung, 0.20 g in

horizontaler Y-Richtung und 0.15 g in vertikaler Richtung angesetzt. Aufgrund der Erdbebenauslegung ist die Standsicherheit des RS-Lagers gegen Erdbeben gewährleistet. Weiterhin sind entsprechende Nachweise geführt, dass Fassabstürze, ausgelöst durch Erdbeben, für die gelagerten Stapel ausgeschlossen werden können. Eine Beschädigung durch einen Kranabsturz ist ebenfalls unwahrscheinlich, da sich die Parkposition des Kranes im Vorraum befindet.

Zum Nachweis eines ausreichenden Schutzes gegen Flugzeugabsturz gemäss Richtlinie ENSI-G04 wird der Absturz eines Militärflugzeugs entsprechend Richtlinie HSK-R-102 unabhängig von der Eintrittshäufigkeit analysiert.

Der abdeckende Fall für einen Brand im Rückstandslager ist der Störfall Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand (vgl. Kapitel 6.4.3.3).

Eine Abgabe von Aktivität an die Umwelt infolge eines Gebindeabsturzes kann ausgeschlossen werden, da es im RS-Lager keinen Bodenablauf gibt und somit kein Aktivitätsinventar in den Abwasserpfad gelangen kann. Ferner wird eine Abgabe über den Luftpfad durch die vorhandenen Absolutfilter in der Abluftanlage zurückgehalten. Der Flugzeugabsturz ist auch für dieses auslösende Ereignis aufgrund von möglichen Zerstörungen an Gebäuden und Gebinden abdeckend.

### **Beurteilung des ENSI**

Für die auslösenden Ereignisse Blitzschlag, Überflutung, Lüftungsausfall und Ausfall der Stromversorgung sind die Ausführungen des KKB plausibel. Eine Beschädigung des Rückstandslagers oder Lagerguts kann aufgrund der Auslegung ausgeschlossen werden. Weiterhin ist die abzuführende Wärme aus den Gebinden gering, so dass diese passiv abgeführt werden kann. Somit werden alle Schutzziele (vgl. Kapitel 6.1) für diese auslösenden Ereignisse eingehalten.

Hinsichtlich der Erdbebengefährdung des RS-Lagers gilt die gleiche Bewertung wie für das ZWIBEZ (vgl. Kapitel 6.4.1.1), d. h. die Gefährdungsannahmen entsprechen nicht mehr den aktuellen Erkenntnissen bezüglich der zu unterstellenden Gefährdung für ein  $10^{-4}$  pro Jahr Erdbeben. Gemäss Art. 13 der Gefährdungsannahmenverordnung müssen die deterministischen Störfallanalysen aufgrund von neuen Erkenntnissen bezüglich Gefährdungsannahmen erneuert werden. Mit der Verfügung vom 26. Mai 2016<sup>46</sup> sind die Randbedingungen und Termine für die durch das KKB zu erbringenden Sicherheitsnachweise vom ENSI festgelegt worden. Die dort geforderte Aktualisierung der deterministischen Störfallanalysen betreffend Erdbeben auf den 30. September 2020 umfasst, wie mit der in der Verfügung zitierten Aktennotiz ENSI-AN-8567<sup>252</sup> präzisiert, die Anlage einschliesslich aller Lager und Zwischenlager. Da das Rückstandslager zum KKB gehört, erübrigt sich eine separate Forderung im Rahmen dieser Stellungnahme.

Die Analyse des Absturzes eines Militärflugzeugs entsprechend Richtlinie HSK-R-102 erfüllt die Vorgaben der Richtlinie ENSI-G04, die die Untersuchung unabhängig von der Eintrittshäufigkeit eines solchen Absturzes fordert.

Die Bewertung der Störfallkategorisierung von Flugzeugabsturz, Absturz von Gebinden und internen Bränden findet sich im Kapitel 6.4.3.2. Eine radiologische Bewertung des auslösenden Ereignisses Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand erfolgt im Kapitel 6.4.3.3.

Insgesamt kommt das ENSI jedoch zum Schluss, dass nicht alle relevanten auslösenden Ereignisse, welche in der KEV (SR 732.11) und der Gefährdungsannahmenverordnung aufgeführt und auf Lager übertragbar sind, betrachtet wurden. Es fehlt Bewertung der extremen Wetterbedingungen, Explosionen und internen Überflutungen.

### **Forderung 6.4-1**

- b) *Die Auswirkungen der auslösenden Ereignisse extreme Wetterbedingungen, Explosionen und interne Überflutungen auf das Rückstandslager sind bis zum 15. Dezember 2017 zu bewerten.*

### 6.4.3.2 Störfallkategorisierung

#### Angaben des KKB

Für Blitzschlag, externe Überflutung, Lüftungsausfall und Ausfall Stromversorgung bestimmt das KKB keine Eintrittshäufigkeiten, da diese durch andere auslösenden Ereignisse abgedeckt sind oder bei der Auslegung berücksichtigt wurden und keine Auswirkungen verursachen.

Die Eintrittshäufigkeit für den Absturz von Gebinden beträgt  $7.4 \times 10^{-6}$  pro Jahr, damit ist dieser Störfall der Störfallkategorie 3 zuzuordnen. Die Bestimmung der Eintrittshäufigkeit basiert auf kranstypspezifischen Datenquellen, Bewertung von Personalhandlungen und gemeinsam verursachten Ausfällen und berücksichtigt die Handhabung von Fässern mit AURA-Schlamm, radioaktiven Filterkerzen sowie Ionenaustauscherharzen. Die verwendeten Daten für das Versagen von Komponenten und die Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen basieren auf der Betriebserfahrung des KKB und verschiedenen Analysen der US NRC<sup>253</sup>. Ferner kreditiert das KKB bei verschiedenen Szenarien eine Testfahrt, bei deren korrekter Durchführung ein späteres Versagen bei der Handhabung der Fässer ausgeschlossen wird. Dadurch reduziert sich die Häufigkeit dieser Szenarien zusätzlich jeweils um einen Faktor 0,008.

Für den Fall des internen Brandes weist das KKB eine Eintrittshäufigkeit von  $10^{-5}$  pro Jahr aus. Der Brand gehört damit ebenfalls in die Störfallkategorie 3. Die probabilistische Betrachtung umfasst die angrenzenden Bereiche des Nebengebäudes und berücksichtigt sowohl Brandrisiken durch Komponentenfehlfunktionen als auch Brandrisiken durch Fehlhandlungen des Betriebspersonals, beispielsweise durch eine falsche Styrolmischung. Das Screening möglicher Brandszenarien durch Komponentenfehlfunktion wird unter Verweis auf US-amerikanisches Regelwerk<sup>254</sup> durchgeführt. Weitere Untersuchungen werden vom KKB nicht durchgeführt, da der Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand für den internen Brand abdeckend ist.

Für den Flugzeugabsturz werden die Gefährdungen durch Militärflugzeuge und Grossraumflugzeuge betrachtet. Private Passagierflugzeuge und Helikopter werden nicht betrachtet, da die Auswirkungen - vor allem wegen des niedrigen Potentials für Brände - gering sind. Die resultierenden Absturzhäufigkeiten auf das RS-Lager sind sowohl für Militärflugzeuge als auch Grossraumflugzeuge kleiner als  $10^{-6}$  pro Jahr. Für das RS-Lager wird geschlussfolgert, dass ein Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand auslegungsüberschreitend ist, jedoch geht das KKB davon aus, dass ein Grenzwert von 100 mSv gemäss ENSI-Richtlinie G04 nicht überschritten werden darf.

#### Beurteilung des ENSI

Das Vorgehen, nur die Eintrittshäufigkeiten für diejenigen auslösenden Ereignisse zu bestimmen, welche ein relevantes Gefährdungspotential besitzen, ist für das ENSI akzeptabel.

Die ausgewiesenen Versagenshäufigkeiten bei der Handhabung von Gebinden, basierend auf den Daten des NUREG-1774 Appendix B-12, sind plausibel. Jedoch kann vom ENSI die gesamthaft angegebene Eintrittshäufigkeit für den Absturz von Gebinden nicht bestätigt werden, da die seitens des KKB zusätzlich kreditierten Inspektionen bereits im NUREG-1774, Appendix B-12, berücksichtigt sind und somit nicht doppelt kreditiert werden dürfen. Ohne diesen Faktor 0,008 erhöht sich die Eintrittshäufigkeit der entsprechenden Szenarien, so dass gesamthaft eine Eintrittshäufigkeit grösser als  $10^{-4}$  pro Jahr resultiert. Daraus ergibt sich aus heutiger Sicht eine Einordnung dieses Störfalls in die Störfallkategorie 2. Der Absturz von Gebinden ist somit nicht mehr durch den Flugzeugabsturz abgedeckt.

#### Forderung 6.4-4

- a) *Das KKB hat bis zum 15. Dezember 2017 für den Absturz von Gebinden im Rückstandslager eine eigenständige deterministische Störfallanalyse durchzuführen.*

Der vom KKB zitierte NUREG/CR-6850<sup>254</sup> ist als Grundlage für die Herleitung der Eintrittshäufigkeit eines Brandes geeignet. Das beschriebene generelle Vorgehen (Bestimmung von Zündhäufigkeiten und bedingten Wahrscheinlichkeiten für die Brandlöschung vor Brandausbreitung) erfüllt die Anforderungen der Richtlinie

ENSI-A05. Das KKB wendet dieses Vorgehen jedoch nicht konsequent an. Die Analyse erfasst nicht systematisch alle als Zündquellen infrage kommenden Komponenten. So fehlen z.B. Aussagen zu Kabeln, die gemäss NUREG/CR-6850<sup>254</sup> ebenfalls als Zündquellen in Frage kommen. Weiterhin beschränkt sich die Untersuchung auf qualitative Aussagen. Das Argument, dass auf das Gesamtjahr bezogene Zündhäufigkeiten nicht unmittelbar angewendet werden können, ist für Komponenten, die nur eine gewisse Zeit im Jahr betrieben werden, nachvollziehbar. Es bedeutet jedoch lediglich, dass die Betriebszeit in die Berechnung einzubeziehen ist. Eine quantitative Bestimmung der Eintrittshäufigkeit eines Brandes ist daher möglich und auch für die Einteilung in eine Störfallkategorie erforderlich. Die Vernachlässigung von Brandszenarien aufgrund von Fehlfunktionen elektrischer Komponenten auf Basis der vom KKB angeführten qualitativen Argumente ist nicht zulässig. Nach Ansicht des ENSI werden die Eintrittshäufigkeiten unterschätzt.

#### **Forderung 6.4-4**

- b) *Das KKB hat bis zum 15. Dezember 2017 die Eintrittshäufigkeiten für interne Brände im Rückstandslager neu zu bestimmen und einer entsprechenden Störfallkategorie zuzuordnen. Falls der Flugzeugabsturz nicht mehr abdeckend ist, ist eine eigenständige deterministische Störfallanalyse mit Bestimmung des Schadensbildes für die Brandszenarien durchzuführen.*

Die ausgewiesenen Eintrittshäufigkeiten für unfallbedingte Flugzeugabstürze auf das RS-Lager sind entsprechend den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05 bestimmt. Es ist plausibel, dass die Absturzhäufigkeit auf das RS-Lager für Verkehrsflugzeuge und Militärflugzeuge kleiner als  $10^{-6}$  pro Jahr ist und somit auslegungsüberschreitend. Diese Bewertung gilt auch unter Einbeziehung der in Kap. 7.3.6.5 „Unfallbedingter Flugzeugabsturz“ identifizierten Unterschätzung der Absturzhäufigkeiten von Verkehrsflugzeugen.

Das KKB verzichtet jedoch auf die Bestimmung einer Störfallkategorie für die Gefährdung durch private unfallbedingte Abstürze von Leichtflugzeugen gemäss der Richtlinie ENSI-A05, da die Auswirkungen als gering eingeschätzt werden. Solche Abstürze sind gemäss BERA-2013 nicht mehr auslegungsüberschreitend, aber kleiner als  $10^{-4}$  pro Jahr und damit in die Störfallkategorie 3 einzuordnen. Nach Auffassung des ENSI ist der unfallbedingte Absturz von Leichtflugzeugen durch die Analysen zum Absturz der Militärflugzeuge abgedeckt.

#### **6.4.3.3 Radiologische Auswirkungen von Störfällen im Rückstandslager**

##### **Angaben des KKB**

Für einen Flugzeugabsturz auf das Rückstandslager wurde konservativ unterstellt, dass das Flugzeug im ungünstigsten Winkel aufschlägt. Weiterhin wurde angenommen, dass es zu einem Kerosinbrand kommt, der dazu führt, dass brennbarer Inhalt von zerstörten Gebinden ebenfalls in Brand gerät und somit die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus diesen verstärkt. Die unterstellten Randbedingungen entsprechen den Vorgaben der Richtlinie HSK-R102.

Summiert über alle Expositionspfade ergibt sich im ungünstigsten Fall eine effektive Dosis von 15 mSv als potentielle Strahlenexposition für Personen in der Anlagenumgebung. Diese Berechnung der radiologischen Auswirkungen erfolgte mit einem vereinfachten Nuklidvektor.

##### **Beurteilung des ENSI**

Die vom KKB vorgelegte radiologische Analyse zum Flugzeugabsturz auf das Rückstandslager berücksichtigt eine Bremswirkung des Flugzeugkörpers durch die Gebäudedecke nicht. Nach Auffassung des ENSI stellt dies eine konservative Annahme dar. Die Analyse berücksichtigt die Auswirkungen durch den begleitenden Kerosinbrand allein durch die Verwendung entsprechender Freisetzungsanteile für die beschädigten Gebinde. Jedoch wurde vernachlässigt, dass sich eine Brandeinwirkung auch auf nicht mechanisch belastete Gebinde erstrecken würde. Die gemäss Gefährdungsannahmenverordnung zu betrachtenden Auswirkungen des Treibstoffbrandes wie heisse Gase oder Wärmestrahlung auf die nicht direkt getroffenen übrigen Gebinde wurden nicht untersucht. Zudem wurde die Übertragbarkeit der Freisetzungsanteile aus der Transportstudie Konrad<sup>255</sup> auf den Flugzeugabsturz nicht diskutiert. Die betrachtete Freisetzung nach einem Flugzeugabsturz stützt sich

zwar auf die Freisetzungsteile der höchsten Belastungsklasse (BK 9) der Transportstudie Konrad. Als massgeblich erachtet das ENSI aber auch den spezifischen Energieeintrag in die betroffenen Gebinde.

#### **Forderung 6.4-5**

*Die Analyse zum Flugzeugabsturz auf das Rückstandslager ist bis zum 15. Dezember 2017 so zu führen, dass die radiologischen Konsequenzen ausreichend konservativ und abdeckend ermittelt werden. In diesem Zusammenhang sind Auswirkungen des Brandes auch auf die mechanisch nicht belasteten Gebinde zu berücksichtigen. Etwaige Wechselwirkungen der Gebinde untereinander und der spezifische Energieeintrag in die Gebinde sind zu bewerten, und die Übertragbarkeit von Freisetzungsteilen aus der Transportstudie Konrad ist zu diskutieren.*

### **6.4.4 Betriebliche Lagerbecken**

#### **Angaben des KKB**

Die Störfallanalysen für die betrieblichen Lagerbecken wurden im Rahmen der Verfügungen nach Fukushima aktualisiert. Die Störfallanalysen umfassen die folgenden auslösenden Ereignisse:

Einwirkung von aussen:

- Erdbeben
- Flugzeugabsturz mit anschliessendem Treibstoffbrand
- Blitzschlag
- Überflutung

Einwirkung von innen:

- Absturz von Brennelementen und Containern bei der Brennelementhandhabung
- Ausfall der Kühlung

Aufgrund ihrer Auslegung ist die Standsicherheit der betrieblichen Lagerbecken und des dazugehörigen Gebäudes gegen ein Erdbeben mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr gegeben. Der Nachweis wurde auf Basis der Erdbebengefährdung PRP-Intermediate Hazard geführt. Seismisch bedingte Leckagen von an das BE-Lagerbecken anschliessenden Leitungen können ebenfalls ausgeschlossen werden. Beim postulierten Versagen des Kühlsystems in Folge des Erdbebens kann es zu geringfügigen Freisetzungen von radioaktivem Dampf kommen.

Für die auslösenden Ereignisse Blitzschlag und Überflutung kann eine Gefährdung der Brennelemente durch die bestehende Auslegung des Gebäudes ausgeschlossen werden. Die Auslegung der betrieblichen BE-Lagerbecken und Gebäude genügt auch den erhöhten Anforderungen bei extremen Wetterbedingungen. Der Flugzeugabsturz ist aufgrund der in der BERA-2013 ausgewiesenen unfallbedingten Absturzhäufigkeit auslegungsüberschreitend.

Durch die bauliche Ausführung und Auslegung der Nebengebäude und der Brennelementlagerbecken beider Blöcke ist ein ausreichender Schutz gegen Auswirkungen externer Ereignisse gegeben. Zusätzlich wird durch die mechanischen Ausführungen der Lagergestelle, der Handhabungseinrichtungen und durch administrative Regelungen die Eintrittswahrscheinlichkeit von Störfällen derart verringert, dass sie entweder ausgeschlossen werden können bzw. weitere Massnahmen nach derzeitigem Kenntnisstand nicht erforderlich sind. Die Unterkritikalität ist einerseits durch Borwasser in den Lagerbecken, aber auch ohne dieses durch die geometrische Anordnung der Brennelemente sichergestellt. Die Kühlung der im Lagerbecken gelagerten Brennelemente erfolgt durch redundante und diversitäre Möglichkeiten. Selbst bei Ausfall der Kühlsysteme verbleiben ungefähr 13 h bei einem frisch ausgeladenen Kern bis das Wasser anfängt zu sieden. Dies ist ein hinreichend grosses Zeitfenster, um im Anforderungsfall Ersatzmassnahmen zur Wiederherstellung der Beckenkühlung zu

ergreifen. Darüber hinaus werden alle Anforderungen zur Einhaltung des Dosiswerts für jedes zu berücksichtigende Störfallszenario erfüllt. Damit werden alle Schutzziele eingehalten.

Der Absturz von Brennelementen und Containern bei der Brennelementhandhabung wird in Kapitel 6.2.8 behandelt.

### **Beurteilung des ENSI**

Das Vorgehen, nur die Eintrittshäufigkeiten für diejenigen auslösenden Ereignisse zu bestimmen, welche ein relevantes Gefährdungspotential besitzen, ist für das ENSI akzeptabel.

Im Rahmen seiner Stellungnahmen zu den Verfügungen nach Fukushima zur Überprüfung der Auslegung gegen ein  $10^{-4}$  pro Jahr Erdbeben- oder Überflutungsereignis<sup>240, 241</sup> kam das ENSI zum Schluss, dass die vorhandenen Brennelement-Lagerbecken und Gebäude ausreichend gegen diese Einwirkungen geschützt sind. Zur Verbesserung der erdbebenfesten und überflutungssicheren Kühlung der Brennelemente wurde ein störfallfestes Kühlsystem gefordert. KKB rüstet dieses zurzeit im Rahmen des Projektes NABELA nach. Dies erhöht die Robustheit der Kühlung der gelagerten Brennelemente gegen naturbedingte äussere Einwirkungen deutlich.

Die zum Erdbebennachweis vorgelegten radiologischen Analysen zu den Freisetzungen von radioaktivem Dampf bei postuliertem Versagen des Kühlsystems hat das ENSI mit der Aktennotiz AN-14/1658<sup>241</sup> bereits beurteilt. Im Rahmen der PSÜ wurden keine neueren Analysen zum Erdbeben eingereicht. Die Analyse ist nach wie vor aktuell, der maximal zulässige Dosiswert wird eingehalten.

Eine Aktualisierung der Erdbebenfestigkeitsnachweise nach Abschluss der Überprüfung der Ergebnisse des Projekts PRP und Festlegung neuer Erdbebengefährdungsannahmen durch das ENSI ist bereits in der Verfügung vom 1. April 2011 gefordert (vgl. Kapitel 2.1.5).

Ferner ist es für das ENSI plausibel, dass die resultierenden Lasten aus extremen Wetterbedingungen aufgrund der robusten Auslegung der BE-Lagerbecken und Gebäude beherrscht werden. Abschätzungen des ENSI zeigen, dass die zu erwartenden Lasten durch die Nachweise gegen Erdbeben abgedeckt sind.

Die in der BERA-2013 ausgewiesenen unfallbedingten Flugzeugabsturzhäufigkeiten sind plausibel (vgl. Kapitel 7.3.6.5). Bezüglich des Schutzes gegen einen Flugzeugabsturz kam die HSK in der Stellungnahme zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlich herbeigeführten Flugzeugabsturz<sup>242</sup> für das KKB zum Ergebnis, dass die Brennelemente in den Brennelementlagerbecken gut geschützt sind und die Kühlung notfalls längerfristig mittels einfacher AM-Massnahmen sichergestellt werden kann. Die Kühlung der Brennelemente wird mit Vollendung des Projekts NABELA (vgl. Kapitel 2.5) auch in Hinblick auf den Flugzeugabsturz nochmals deutlich verbessert.

Bezüglich der Brennelementhandhabung und der daraus möglichen resultierenden Störfallsequenzen sei auf Kapitel 6.2.8 und zu den radiologischen Folgen auf Kapitel 6.3.4.3 verwiesen.

## 7 Schutz der Anlage gegen auslegungsüberschreitende Störfälle

Für die der Auslegung zugrunde liegenden Störfälle wird nachgewiesen, dass die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung gering ist und keine Gefährdung für die Umgebung und für die Bevölkerung darstellt. Dieses Sicherheitskonzept deckt alle nach der Erfahrung zu erwartenden und nicht sehr unwahrscheinlichen Störfälle ab.

Auslegungsüberschreitende Störfälle sind Störfälle, welche in Bezug auf das auslösende Ereignis oder die Art und Anzahl zusätzlicher Fehler den Rahmen der Auslegung durchbrechen. Dabei kann nicht ausgeschlossen werden, dass radioaktive Stoffe in gefährdendem Umfang freigesetzt werden. Es ist die Aufgabe der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), das Risiko auslegungsüberschreitender Störfälle abzuschätzen. Die PSA-Methodik erlaubt eine quantitative Risikobewertung unter Berücksichtigung verschiedenartigster Unfallursachen wie beispielsweise Systemausfälle, menschliches Versagen oder Naturkatastrophen. Darüber hinaus lassen sich mittels der PSA Rückschlüsse ziehen auf mögliche Schwachstellen der Anlage beziehungsweise auf sinnvolle Anlageverbesserungen, die das Risiko weiter reduzieren können. Die Quantifizierung von Risiken, die sich aus Sabotage, Terroranschlägen oder Kriegshandlungen ergeben, ist üblicherweise nicht Gegenstand einer PSA und wird dementsprechend auch in den schweizerischen PSA nicht durchgeführt.

Die Bestimmung des Kernschadens- und Freisetzungsriskos erfolgt in zwei Schritten, welche als PSA der Stufen 1 und 2 bezeichnet werden. Die PSA der Stufe 1 umfasst die Bestimmung derjenigen Unfallabläufe, die zu einer Beschädigung des Reaktorkerns (bei Leistungsbetrieb) bzw. des Brennstoffes (bei Nichtleistungsbetrieb) führen. Als Ergebnis wird die Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF) bzw. Brennstoffschadenshäufigkeit (Fuel Damage Frequency, FDF) pro Jahr ausgewiesen. Die CDF und die FDF sind zudem ein wichtiges Zwischenresultat bei der Berechnung des Risikos für die Umgebung, da nur Unfälle mit Kern- oder Brennstoffbeschädigung auch zu einer Freisetzung grösserer Mengen radioaktiver Stoffe führen können. Die PSA der Stufe 2 baut auf den Ergebnissen der Stufe 1 auf. Sie analysiert den Unfallablauf nach Kern- bzw. Brennstoffschaden und das damit verbundene Freisetzungsrisiko. Dabei wird ein Zeitraum von mindestens 48 Stunden nach Eintritt des auslösenden Ereignisses für die Containmentfunktion berücksichtigt. Als Hauptergebnisse werden die Freisetzungshäufigkeit pro Jahr sowie die Art und der Umfang der freigesetzten radioaktiven Stoffe ausgewiesen.

### 7.1 Beurteilungsgrundlagen

Art. 34 Abs. 2 Bst. d und Art. 34 Abs. 3 KEV

Richtlinien ENSI-A05<sup>256</sup> und ENSI-A06<sup>257</sup>

### 7.2 Vorgehen bei der Beurteilung

Für die PSÜ 2012 entwickelte das KKB eine neue PSA, die Beznau Risk Assessment (BERA) - Power Operation and Hot Shutdown, December 2013, im Weiteren als BERA-2013 bezeichnet, und die Beznau Unit 2 Shutdown Risk Assessment (BESRA), RHR Operation and Core Unloaded, December 2013, im Weiteren als BESRA-2013 bezeichnet. Das ENSI hat diese Studien überprüft. Die Ergebnisse der Überprüfung sind in der vorliegenden Stellungnahme festgehalten. Aus der Überprüfung abgeleitete Verbesserungspunkte sind detailliert in einer Aktionsliste ausgeführt. Die bedeutendsten Punkte sind in den einzelnen Abschnitten dieser Stellungnahme zusammenfassend dargestellt. Die Umsetzung der in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungen ist Gegenstand der Forderungen 7.3-1, 7.4-1, 7.5-1, 7.6-1, 7.7-1 und 7.8-1.

## 7.3 Stufe-1-PSA für den Leistungsbetrieb

Die ursprüngliche Stufe-1-PSA für das KKB (BERA-1990) wurde von einer US-amerikanischen Firma im Auftrag des KKB durchgeführt. Im Frühjahr 2000 reichte das KKB eine aktualisierte PSA der Stufe-1 (BERA-2000) ein. Die BERA-2000 berücksichtigte die zwischen 1992 und 2000 in den Blöcken 1 und 2 des KKB durchgeführten Nachrüstungen, insbesondere die Errichtung des Notstandsystems mit den Verbindungsmöglichkeiten zwischen den Blöcken 1 und 2, die Verbesserung der Notstromversorgung und die Errichtung eines Notsewassersystems. Im 2002 erfolgte eine Aktualisierung (BERA-2002) und im 2007 eine partielle Überarbeitung einzelner Kapitel der PSA. 2009 reichte das KKB eine komplette, aufdatierte Stufe-1-PSA für Volllast (BERA-2009<sup>16</sup>) ein, um Forderungen der HSK aus der Begutachtung der BERA-2000 zu adressieren. Die BERA-2009<sup>16</sup> enthielt unter anderem umfassend revidierte Analysen zu Erdbeben und internen Überflutungen.

Die im Rahmen der PSÜ 2012 vorgelegte PSA-Studie (BERA-2013) baut auf der BERA-2009<sup>16</sup> auf. Der grösste Unterschied zur BERA-2009<sup>16</sup> besteht in der Modellierung des AUTANOVE-Projekts, welches in 2015 in beiden Blöcke umgesetzt worden ist.

### 7.3.1 Zuverlässigkeit von Komponenten

#### Angaben des KKB

Die Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen in der BERA-2013 umfassen Ausfallraten, Unverfügbarkeiten aufgrund von Instandhaltungsarbeiten (d. h. Wartung oder Instandsetzung) sowie Parameter für die Quantifizierung von Ausfällen aufgrund einer gemeinsamen Ursache (Common Cause Failure, CCF). Zur Bestimmung der Zuverlässigkeitskenngrössen macht das KKB u. a. folgende Angaben:

- Anlagenspezifische Rohdaten

Als Basis für die Erfassung der anlagenspezifischen Rohdaten zur Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen definiert das KKB die Komponentengrenzen für die modellierten Komponententypen. Für jeden betrachteten Komponententyp werden die Anzahl Ausfälle sowie die Anzahl Anforderungen oder Betriebsstunden angegeben, welche für die Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrössen verwendet werden. Die Auswertung umfasst die Betriebserfahrung bis Ende 2011.

- Generische Zuverlässigkeitsdaten

Generische Zuverlässigkeitsdaten beinhalten eine statistische Auswertung internationaler Betriebserfahrung. In der BERA-2013 werden für die Herleitung von generischen Kenngrössen verschiedene Quellen verwendet, die unverändert aus der BERA-1990 übernommen worden sind.

- Entwicklung anlagenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrössen

Die generischen Komponentenausfallraten werden mit Hilfe eines Bayes-Verfahrens mit den anlagenspezifischen Rohdaten verrechnet, um die aktuellen anlagenspezifischen Zuverlässigkeitskenngrössen zu erhalten.

- Entwicklung anlagenspezifischer CCF-Parameter

Zur Bestimmung der CCF-Parameter wird die Multiple-Greek-Letter-Methode gemäss NUREG/CR-5485<sup>258</sup> verwendet. Als generische Daten werden Werte aus einer Publikation aus dem US-amerikanischen Regelwerk von 2003 gewählt<sup>259</sup>. Die Berücksichtigung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung erfolgt wiederum auf Basis des Bayes-Verfahrens.

- Bestimmung der Instandhaltungsunverfügbarkeiten

Instandhaltungshäufigkeit und -dauer werden für die BERA-2013 ebenfalls mit Hilfe der hinzugekommenen Betriebserfahrung und dem Bayes-Verfahren aktualisiert.

## Beurteilung des ENSI

Die Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitskenngrößen sowie das verwendete Bayes-Verfahren und die Methode zur Bestimmung der CCF-Parameter entsprechen dem Stand der Technik. Die Betriebserfahrung ist im Allgemeinen korrekt erfasst. Die Komponentenzuverlässigkeitsdaten zeigen keine Auffälligkeiten in der werkspezifischen Betriebserfahrung. Das ENSI kommt zum Schluss, dass die in der BERA-2013 verwendeten Komponentenausfallraten grundsätzlich plausibel und umfassend sind.

Das ENSI hat jedoch auch Verbesserungsbedarf festgestellt, der im Folgenden zusammengefasst ist:

- Der bereits in der BERA-1990 Stufe-1 verwendete generische Datensatz wurde in der BERA-2013 Stufe-1 nicht aktualisiert. Vor dem Hintergrund, dass mittlerweile 80 Jahre anlagenspezifische Betriebserfahrung aus beiden Blöcken des KKB in die Datenauswertung eingeflossen sind und dass die generischen Ausfallraten im Allgemeinen konservativ sind, akzeptiert das ENSI diesen Ansatz in Bezug auf die Auswertung unabhängiger Komponentenausfälle. Es ist jedoch unklar, wie die Verteilungsparameter der generischen Daten gewählt wurden, insbesondere ob die originalen Verteilungsparameter verwendet wurden oder ob die Verteilungsparameter auf einer Abschätzung des KKB beruhen.
- Für die generischen Werte der CCF-Parameter liegen aktuellere Veröffentlichungen vor<sup>260</sup>. Auch wenn die Werte im Allgemeinen kleiner geworden sind und damit die vom KKB verwendeten Daten konservativ sind, ergäbe sich mit aktuellen Daten eine realistischere Bewertung.
- In der BERA-2013 werden entgegen den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05 CCF von Wärmetauschern, Messwertgebern und Sieben nicht modelliert. Aus Sicht des ENSI können jedoch insbesondere CCF von Sieben einen relevanten Einfluss auf die CDF haben.

### 7.3.2 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

Die Analyse von Operateurhandlungen im Rahmen einer PSA wird als Human Reliability Analysis (HRA) bezeichnet. Die HRA in der BERA-2013 für Vollastbetrieb betrachtet Operateurhandlungen der gemäss IAEA Safety Series No. 50-P-10296<sup>261</sup> definierten Kategorien A (latente Fehler im Zusammenhang mit Instandhaltungstätigkeiten), B (Beiträge zur Entstehung auslösender Ereignisse) und C (direkte Beeinflussung von Störfallabläufen). Die in der BERA-2013 hierzu durchgeführten Analysen sind nachfolgend zusammengefasst.

#### Angaben des KKB

##### *Kategorie A - Latente Fehler im Zusammenhang mit Instandhaltungstätigkeiten*

Diese Kategorie umfasst Handlungen, die bei Routinetests und Instandhaltungen an Systemen erforderlich sind. Fehlhandlungen haben keinen unmittelbaren Einfluss auf den Anlagenbetrieb, können jedoch zu latenten Fehlern führen, welche die Funktion von Systemen im Anforderungsfall beeinträchtigen. Ein latenter Fehler ist ein Fehler, der unentdeckt bleibt, bis die betroffene Komponente angefordert oder mit einer Funktionsprüfung getestet wird. Massgeblich für die Zuweisung des Betriebszustands (Vollast oder Stillstand) zu einer Fehlhandlung der Kategorie A ist der Zeitpunkt des störfallbedingten Anforderungsfalls des betroffenen Systems. So wird z. B. eine während Stillstand herbeigeführte Armatur-Fehlstellung dem Betriebszustand Vollast zugewiesen, wenn das betroffene System bei Störfällen während Vollast angefordert wird.

Die Identifizierung von Fehlern der Kategorie A ist Bestandteil der Analysen der im PSA-Modell berücksichtigten Systeme. Insbesondere betrachtet werden die zugehörigen Instandhaltungsvorschriften. Wenn beispielsweise eine Prüfvorschrift das vorübergehende Schliessen des im Anforderungsfall benötigten Einspeisewegs verlangt, wird das Nichtwiederherstellen des Einspeisewegs als Fehler in Betracht gezogen. Ein solcher Fehler wird vernachlässigt, wenn er sich durch zahlreiche und offensichtliche Alarme bemerkbar machen würde. Fehler bei Instandsetzungsarbeiten werden grundsätzlich vernachlässigt, da zum Abschluss solcher Arbeiten ein Funktionstest vorgesehen ist und die betroffene Komponente bzw. das betroffene System erst dann wieder als betriebsbereit erklärt wird, wenn dieser Test bestanden wird.

Die Fehlerwahrscheinlichkeiten (Human Error Probabilities, HEP) der Kategorie-A-Handlungen sind mit der Methode Technique for Human Error Rate Prediction (THERP<sup>262</sup>) bestimmt worden.

#### *Kategorie B - Beiträge zur Entstehung auslösender Ereignisse*

Zu dieser Kategorie gehören Handlungen, welche die Auslösung eines Störfalls beeinflussen oder direkt ein auslösendes Ereignis zur Folge haben. Derartige Handlungen werden üblicherweise nicht explizit modelliert. Stattdessen wird angenommen, dass ihr Beitrag implizit in den Häufigkeiten auslösender Ereignisse enthalten ist. Dieses Vorgehen ist auch in der BERA-2013 für die Mehrzahl der auslösenden Ereignisse gewählt worden.

Die explizit analysierten Kategorie-B-Handlungen sind Bestandteil der Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten für den Verlust des Hauptkühlwassers infolge interner oder externer Einwirkungen und für den Verlust des primären Zwischen- oder Nebenkühlwassersystems. Die HEP-Bestimmung erfolgt mit der Methodik, die auch für Handlungen gemäss Störfall- oder Notfall-Vorschriften der Kategorie C verwendet wird.

#### *Kategorie C - Direkte Beeinflussung von Störfallabläufen*

Diese Kategorie betrifft Störfallabläufe nach auslösenden Ereignissen, in denen gemäss Störfall-, Notfall- oder Accident Management (AM)-Vorschriften vorzugehen ist. Solche Fehlhandlungen haben einen direkten Einfluss auf den Störfallablauf. In der BERA-2013 berücksichtigt werden Fehlhandlungen vom Typ Error of Omission (EOO), d. h. die nicht erfolgreiche Durchführung einer zur Verbesserung der Störfallsituation angeforderten Handlung. Solche Handlungen werden in der BERA-2013 im Rahmen der Ereignis- und Unfallablaufanalyse identifiziert.

Für eine Teilmenge der Störfallabläufe, in denen gemäss Störfall- oder Notfall-Vorschriften vorzugehen ist, wird mittels der Methode Success Likelihood Index Methodology<sup>263</sup> (SLIM) die HEP bestimmt. Dabei wird auf der Grundlage von Befragungen von Operateuren hinsichtlich leistungsbeeinflussender Faktoren (wie z. B. verfügbare Zeit und Anleitung durch Vorschriften) für jede Handlung ein Failure Likelihood Index (FLI) berechnet. Zur FLI-Kalibrierung auf einer HEP-Skala wurden für ausgesuchte Kalibrierungspunkte die HEPs mit der Methode THERP bestimmt. Die HEP von Handlungen, für die kein FLI vorliegt, werden basierend auf den HEPs von Handlungen, für die ein FLI vorliegt, bestimmt. Dabei werden die leistungsbeeinflussenden Faktoren ähnlicher Handlungen miteinander verglichen. Basierend auf diesem Vergleich wird die HEP der ähnlichen Handlung übernommen oder angepasst. Zusätzliche Anpassungen der HEP in Form einer Erhöhung durch Multiplikationen mit Faktoren erfolgen für durch Brand und Erdbeben ausgelöste Störfallabläufe. Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen werden unter Verwendung der THERP-Skala, welche von keiner bis totaler Abhängigkeit fünf Abstufungen vorsieht, analysiert. Die vom KKB hierzu entwickelten Kriterien orientieren sich vornehmlich am zeitlichen Abstand zwischen den Anforderungen der betroffenen Handlungen.

Die abgebildeten Störfallabläufe, in denen gemäss AM-Vorschriften vorzugehen ist, beinhalten die Modellierung der Einsatzbereitschaft des Notfallstabs (als notwendige Vorbedingung für jede weitere AM-Handlung), die Sicherstellung der Containment-Isolation und die Wiederherstellung der Kernkühlung mit mobilen Mitteln. Für die HEP-Bestimmung wird der Schwierigkeitsgrad auf einer Drei-Punkte-Skala (einfach, komplex, sehr komplex) eingestuft. Die diesen Einstufungen zugewiesenen HEP sind Schätzungen des KKB. Aus exemplarischen THERP-Analysen zieht das KKB den Schluss, dass diese Schätzungen konservativ sind. Anpassungen der HEP in Form einer Erhöhung durch Multiplikationen mit Faktoren erfolgen für durch Erdbeben ausgelöste Szenarien. Die Berücksichtigung von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen von Handlungen gemäss Störfall- oder Notfall-Vorschriften und dem Versagen der Einsatzbereitschaft des Notfallstabs erfolgt mittels THERP-Skala, wobei der Abhängigkeitsgrad mit der Anzahl vorgängig fehlgeschlagener Handlungen hochgesetzt wird. Die Berücksichtigung von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen von AM-Handlungen bei Einsatzbereitschaft des Notfallstabs erfolgt dadurch, dass für jedes vorgängige Handlungsversagen der Schwierigkeitsgrad der folgenden Handlung um eine Stufe heraufgesetzt wird, wobei die Heraufsetzung von „sehr komplex“ in HEP = 1 mündet.

## Beurteilung des ENSI

Die in der BERA-2013 verwendeten Methoden zur Analyse menschlicher Zuverlässigkeit sowie der Umfang der berücksichtigten Handlungen entsprechen im Allgemeinen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05. Die ermittelten HEPs sind insgesamt plausibel und nachvollziehbar. Als positiv ist zu werten, dass in übersichtlicher Form der Störfall, in dessen Verlauf die jeweilige Handlung angefordert wird, skizziert wird, und dass Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen anhand konkreter Kriterien in nachvollziehbarer Weise berücksichtigt werden.

Die vom ENSI durchgeführte Überprüfung der HRA identifizierte Punkte mit Verbesserungsbedarf. Die wichtigsten sind nachfolgend aufgelistet:

- Für Handlungen der Kategorie C ist meist nicht ersichtlich, wieviel Zeit für die Handlungsausführung benötigt wird. Für AM-Handlungen fehlen Angaben wie das verfügbare Zeitfenster sowie die Anleitung durch Vorschriften.
- Die im Rahmen des Screenings von internen Überflutungen verwendeten HEPs sind deutlich kleiner als die üblicherweise für Screening verwendete HEP (vgl. <sup>262, 264</sup>). Somit ist deren für das Screening erforderliche Konservativität wenig plausibel.
- Es fehlt die Berücksichtigung von Abhängigkeiten von Handlungen der Kategorie C vom vorgängigen Versagen von Handlungen der Kategorie B zur Abwendung eines Verlusts der Hauptkühlwasserversorgung.
- Die für die Operateure erschwerenden Bedingungen bei durch Erdbeben, Flugzeugabsturz, Brand oder Überflutung ausgelösten Störfällen werden für die Bewertung der Durchführung von Handlungen der Kategorie C unzureichend berücksichtigt. Es ist beispielsweise nicht ersichtlich, wie die erhöhte Arbeitsbelastung in die Ermittlung der HEP eingeflossen ist.
- Die Vorschrift für den Totalausfall der Wechselstromversorgung ist noch nicht vollständig an die nachgerüsteten AM-Massnahmen angepasst worden.

### 7.3.3 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

Die PSA-Erfolgskriterien reflektieren die minimal für die Vermeidung eines Kernschadens erforderlichen Systemfunktionen. Ein Erfolg im Sinne der PSA ist dann gegeben, wenn innerhalb eines Zeitraums von 24 Stunden ein sicherer und stabiler Anlagenzustand erreicht wird. Hierfür ist die Unterkritikalität des Kerns sowie dessen Kühlung und Integrität erforderlich.

#### Angaben des KKB

Die Nachweise der Erfolgskriterien in der BERA-2013 basieren nahezu vollständig auf Energie- und Massenbilanzen, ohne dass der detaillierte Störfallverlauf abgebildet wird. Hierbei werden abdeckende Werte für abzuführende Energien und Wasserinventare angenommen und aus den hieraus zu erwartenden Massen- und Wärmeflüssen die Zeiten bis zum Erreichen der interessierenden Punkte der Ereignissequenzen abgeleitet. In einzelnen Fällen wird auf deterministische Analysen aus dem Bereich der Auslegungsstörfälle und anderer Szenarien zurückgegriffen, so beispielsweise für Unterkühlungstransienten bei Dampfleitungsbruch.

Die so erhaltenen Zeiten werden zudem für die Berechnung der verfügbaren Zeitfenster für Operateurhandlungen wie die Einspeisung aus dem Sumpf vor Entleerung der Wasserreserven genutzt.

Die Analysen werden auch herangezogen, um die Kühlmittelverluststörfälle (Loss of Coolant Accidents, LOCA) in grosse, mittlere (zwei Kategorien) und kleine einzuteilen. Dies erfolgt anhand ihres Vermögens, die Nachzerfallswärme mit dem Wasserverlust durch das Leck abzuführen, sowie anhand der durch Rechnungen mit Systemcodes gefundenen Notwendigkeit einer Einspeisung mit dem Hochdruck- oder Niederdruck-Einspeisesystem und / oder Druckspeichern.

## Beurteilung des ENSI

Die vom KKB herangezogenen Berechnungen sind grundsätzlich geeignet, die kreditierten Erfolgskriterien zu belegen, da sie werksspezifisch sind und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Die meist mit Handrechnungen abgeleiteten Erfolgskriterien werden zudem durch im Rahmen der PSA der Stufe-2 durchgeführte Analysen gestützt. Die Kriterien sind damit meist nachvollziehbar. Verbesserungspotenzial betrifft lediglich den Fall eines Frischdampfleitungsbruchs mit vollständigem Ausfall der Sicherheitseinspeisung, welcher nicht zu den Auslegungsstörfällen zählt. Hier ist die Annahme der Beherrschung nicht nachvollziehbar begründet.

### 7.3.4 Interne Ereignisse

#### 7.3.4.1 Auslösende Ereignisse

##### Angaben des KKB

Als Ausgangspunkt für die Identifizierung der für das KKB relevanten internen auslösenden Ereignisse dient eine Liste von generischen auslösenden Ereignissen für Druckwasserreaktoren, die als Teil einer amerikanischen PSA erzeugt wurde. Die generische Liste wird unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Eigenschaften vom KKB erweitert und mit Hilfe einer „Master Logic Diagram“ Analyse, mit der die Ursachen radioaktiver Freisetzungen in die Umwelt untersucht werden, und „Heat Balance Fault Tree“ Analyse, die eine formale qualitative Fehlerbaumanalyse ist, verfeinert. Anschliessend wird diese Liste mit Ereignisspektren aus Publikationen der U.S. Nuclear Regulatory Commission<sup>265</sup>, der American Nuclear Society<sup>266</sup> und der Westinghouse Electric Corporation verglichen, um die Vollständigkeit des Ereignisspektrums abzusichern.

Die in der Liste aufgeführten auslösenden Ereignisse werden nach gemeinsamen Erfolgskriterien kategorisiert. Insgesamt ergeben sich für interne Ereignisse 55 Kategorien. 44 von diesen sind Transienten, von denen fünf nur im Zustand „Heiss abgestellt“ auftreten können, elf weitere sind LOCA. Fünf LOCA innerhalb des Containments werden durch die Bruchgrösse definiert, sechs LOCA ausserhalb des Containments (Interfacing System LOCA) durch Bruchgrösse und Ort.

Bei der Bestimmung der Häufigkeiten werden folgende Gruppen von auslösenden Ereignissen unterschieden:

- Auslösende Ereignisse, für welche generische Eintrittshäufigkeiten anwendbar sind
- Auslösende Ereignisse, bei denen mit einem Teilabfahren der Anlage eine Reaktorschnellabschaltung vermieden werden kann
- Auslösende Ereignisse, die durch einen Ausfall eines im Normalfall laufenden Versorgungs- oder Hilfsystems hervorgerufen werden

Die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse für die ersten beiden Gruppen werden aufgrund generischer Daten US-amerikanischer Kernkraftwerke, die mit Hilfe des Bayes'schen Verfahrens mit der Betriebserfahrung beider Blöcke des KKB verrechnet werden, bestimmt. Zusätzlich wird bei der Ermittlung der Häufigkeiten für einen grossen LOCA der für die Leitungen des Reaktorkühlsystems erbrachte Leck-vor-Bruch-Nachweis kreditiert. Ferner wird für den Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung die Möglichkeit der Wiederherstellung des externen Netzes berücksichtigt. Die Eintrittshäufigkeiten für Ereignisse der dritten Gruppe werden anhand einer Fehlerbaumanalyse ermittelt.

## Beurteilung des ENSI

Das ENSI beurteilt den Umfang der in der BERA-2013 berücksichtigten internen auslösenden Ereignisse als umfassend. Die für die PSA relevanten internen auslösenden Ereignisse wurden mit einem systematischen Verfahren identifiziert.

Die Betriebserfahrung ist korrekt erfasst und den entsprechenden auslösenden Ereignissen nachvollziehbar zugeordnet. Die zur Bestimmung der Ereignishäufigkeiten verwendete Methodik entspricht grundsätzlich dem

Stand der Technik. Im Allgemeinen weisen die ermittelten Häufigkeiten plausible Werte auf und liegen im Rahmen der internationalen Betriebserfahrung.

Das ENSI identifizierte einige Verbesserungspunkte, von denen die wichtigsten nachfolgend aufgeführt sind:

- Bei der Ermittlung der Häufigkeit eines grossen LOCA ist die Berechnung und Anwendung des Faktors für die Kreditierung des Leck-vor-Bruch-Nachweises nicht klar begründet.
- Die Ermittlung der Wahrscheinlichkeit für eine Wiederherstellung des externen Netzes ist nicht nachvollziehbar.

#### **7.3.4.2 System- und Unfallablaufanalyse**

##### **Angaben des KKB**

Im Rahmen der Unfallablaufanalyse sind in der BERA-2013 Stufe-1 die Auswirkungen auf die Anlagensicherheit für jedes auslösende Ereignis modelliert. Das hierzu verwendete Ereignisbaummodell besteht aus Modellen für mechanische und elektrische Hilfssysteme sowie Modellen für Hauptsysteme. Letztere wurden unter Zuhilfenahme von Ereignisablaufdiagrammen, welche dazu dienen, Störfallabläufe in übersichtlicher Weise darzustellen, entwickelt. Dadurch kann die Modellierung des Anlageverhaltens leicht mit dem Betriebspersonal diskutiert werden, ohne eine Einarbeitung in den Ereignisbaumformalismus notwendig zu machen. Die Modelle sind logisch miteinander verknüpft, indem ausgehend von dem jeweiligen auslösenden Ereignis zuerst die Verfügbarkeit der Hilfssysteme und anschliessend die Verfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Hauptsysteme abgefragt werden. In Abhängigkeit der Verfügbarkeit der Hauptsysteme ergeben sich unterschiedliche Unfallsequenzen, die entweder zu einer ausreichenden Kühlung des Reaktorkerns oder zu einem Kernschaden führen. Ein Kernschaden wird angenommen, wenn nicht innerhalb von 24 Stunden ein stabiler Anlagezustand erreicht wird. Der stabile Anlagezustand ist in der BERA-2013 definiert als sichere Nachwärmeabfuhr bei heiss oder kalt abgestelltem Reaktor mit beträchtlicher Kühlungsreserve, um eine hohe Zuverlässigkeit der Kernkühlung auch weit über 24 Stunden hinaus sicherstellen zu können.

Wie für frühere BERA-Studien<sup>16</sup> wird für die BERA-2013 die Software RISKMAN eingesetzt. Die Ereignisablaufanalyse stützt sich auf vier Ereignisbaummodelle, die die Verfügbarkeit von Hilfssystemen abfragen, und neun Ereignisbaummodelle, die für die jeweils zu analysierende Gruppe von auslösenden Ereignissen die Verfügbarkeit der erforderlichen Hauptsysteme abfragen. Drei weitere Ereignisbäume dienen der Abbildung von Brüchen hochenergetischer Leitungen, Erdbeben und speziellen externen Ereignissen, welche grosse Folgeschäden verursachen können. Bei der Modellierung des Anlageverhaltens wird zwischen kurzfristig zu erfüllenden Sicherheitsfunktionen (z. B. Druckbegrenzung im Primärkreis oder Sicherheitseinspeisung) und längerfristig zu erfüllenden Sicherheitsfunktionen (Nachwärmeabfuhr oder Containmentkühlung) unterschieden. Ferner enthält die BERA-2013 neu einen Ereignisbaum, der AM-Massnahmen, z. B. zur Kernkühlung mittels mobiler Ausrüstungen, abbildet.

Für jedes in der Ereignisablaufanalyse berücksichtigte Hilfs- und Hauptsystem wird in der BERA-2013 eine detaillierte Fehlerbaumanalyse durchgeführt, um dessen Versagenswahrscheinlichkeit zu bestimmen. Ausgehend von der geforderten Systemfunktion werden die Komponenten und Operateurhandlungen identifiziert, deren Versagen zum Systemausfall führt. Jeder Systemanalyse liegt u. a. eine Beschreibung des Systemaufbaus, der Betriebsweise und der in den Technischen Spezifikationen festgehaltenen Prüfanforderungen und Betriebsbegrenzungen zugrunde.

Im Vergleich zur BERA-2000 sind zusätzlich

- das Kondensatsystem, notwendig zur Nachspeisung der Hauptspeisewassertanks;
- die alternative Kühlung des primären Zwischenkühlwassersystems über Brennelementbeckenkühlung und Löschwasser, eine Redundanz zum primären Nebenkühlwassersystem;
- das Hauptspeisewassersystem, eine weitere Möglichkeit zur Dampferzeugerbespeisung;
- die nach dem Projekt VITAL neu viersträngige 120 V-Gleichstromversorgung;

- die Accident Management-Pumpen und die Versorgung einzelner Notstandssysteme mittels mobilem Notstromgenerator sowie
- die Energieversorgungen der Motor- und Magnetvorsteuerventile

modelliert. Das Modell enthält auch, soweit zum Erstellungszeitpunkt bekannt, die Anlageänderungen im Rahmen des Projekts AUTANOVE, insbesondere die neuen Notstromgeneratoren als Ersatz für die Notstromversorgung über das Wasserkraftwerk und über die so genannten Flutdiesel sowie das neue Notsperrwassersystem.

### **Beurteilung des ENSI**

Die methodische Vorgehensweise der Ereignisablauf- und Systemanalyse sowie die für die Quantifizierung des Modells verwendete Software entsprechen dem Stand der Technik. Mit dem neuen Ereignisbaum zur Abbildung der AM-Massnahmen und den diversen neu modellierten Systemen bildet das Modell die gegenwärtige Anlagenkonfiguration detailliert ab. Die Modellierung der Energieversorgungen der Motor- und Magnetvorsteuerventile ist wesentlich verbessert.

Das ENSI hat in verschiedenen Detailfragen Verbesserungsbedarf identifiziert. Die wichtigsten Punkte sind nachfolgend aufgeführt:

- Der Einfluss einer eventuellen Leckage der Sicherheitsgebäude-Umluftkühler, welche bisher nur als Verlust der Sicherheitsgebäude-Umluftkühlung und -Isolation modelliert ist, auf den Wasserhaushalt des Rezirkulationssumpfs ist nicht untersucht.
- Die Auswirkung von möglichen Leckagen durch den Gasanalysator und die Einspeiseleitungen von Systemen zur Störfallbeherrschung, welche wegen Versagen der Einspeisefunktion keine gerichtete Strömung in das Sicherheitsgebäude mehr aufrecht erhalten können, auf die Funktion der Sicherheitsgebäude-Isolation ist nicht analysiert.
- Die der Modellierung zugrunde liegenden erforderlichen Betriebszeiten und Anzahl Starts der mobilen Pumpen für die AM-Massnahmen zur Bespeisung von Dampferzeugern sind nicht konsistent mit dem Fassungsvermögen der Dampferzeuger.

Trotz des gefundenen Verbesserungsbedarfs schätzt das ENSI die Modellierung des Anlageverhaltens generell als realistisch ein.

### **7.3.4.3 Ergebnisse**

#### **Angaben des KKB**

Die in der BERA-2013 für interne auslösende Ereignisse während des Leistungsbetriebes ermittelte CDF beträgt  $1,05 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr. Tabelle 7.3-1 zeigt das zugehörige Risikoprofil.

LOCA liefern in der BERA-2013 einen grösseren Beitrag als Transienten. Die durch LOCA bedingte Kernschadenshäufigkeit teilt sich zu ähnlichen Anteilen auf in Beiträge von mittleren LOCA innerhalb des Containments, von katastrophalem Versagen des RDB und von Dampferzeugerheizrohrbrüchen.

Bei dem Verlust von Hilfssystemen hat der vollständige Ausfall des Fremdnetzes ohne Wiederherstellung mit  $6,05 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr den bedeutendsten CDF-Beitrag, bei den sonstigen Transienten mit Reaktorschnellabschaltung das Fehlöffnen eines Dampferzeugersicherheitsventils mit  $3,27 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr.

**Tabelle 7.3-1: Risikoprofil des KKB für Volllast bezüglich interner Ereignisse**

Ereigniskategorie	Auslösende Ereignisse	CDF [1/Jahr]	Anteil
<b>Transienten</b>	Verlust von Hilfssystemen	$9,82 \cdot 10^{-8}$	9,4 %
	Sonstige Transienten mit Reaktorschnellabschaltung	$8,76 \cdot 10^{-8}$	8,3 %
	Transienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung	$3,64 \cdot 10^{-8}$	3,5 %
	<b>Total</b>	<b><math>2,22 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>21,2 %</b>
<b>LOCA</b>	Mittlere LOCA innerhalb des Containments	$2,81 \cdot 10^{-7}$	26,8 %
	Katastrophales RDB-Versagen	$2,67 \cdot 10^{-7}$	25,4 %
	Dampferzeugerheizrohrbrüche	$2,48 \cdot 10^{-7}$	23,6 %
	Sonstige LOCA	$2,60 \cdot 10^{-8}$	2,5 %
	<b>Total</b>	<b><math>8,22 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>78,3 %</b>
<b>Alle internen Ereignisse</b>	<b>Gesamttotal</b>	<b><math>1,05 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>100 %</b>

### Beurteilung des ENSI

Gegenüber der BERA-2000 ist der CDF-Beitrag der internen Ereignisse um mehr als die Hälfte reduziert. Der grösste Teil dieser Reduktion fand bei dem Verlust von Hilfssystemen statt, hier insbesondere beim Verlust des Kühlwassers durch interne Ereignisse. Dazu beigetragen hat die Entwicklung einer AM-Vorschrift für die alternative Kühlung des primären Zwischenkühlwassersystems. CDF-Beiträge sonstiger Transienten sind gegenüber der BERA-2000 in etwa um einen Faktor 3 reduziert, was die Wirksamkeit der nun verfügbaren AM-Massnahmen widerspiegelt. Die im Vergleich geringere Reduktion des CDF-Beitrags von LOCA um etwa 25 % ist hauptsächlich auf die Senkung des CDF-Beitrags kleiner LOCA zurückzuführen. Dies ist plausibel, da mittlere LOCA, katastrophales RDB-Versagen und Dampferzeugerheizrohrbrüche von Sequenzen dominiert sind, für die die neu modellierten AM-Massnahmen nicht wirksam sind.

Das ENSI erachtet die in der BERA-2013 für interne Ereignisse ausgewiesene CDF und das zugehörige Risikoprofil insgesamt als plausibel.

### 7.3.5 Interne systemübergreifende Ereignisse

#### 7.3.5.1 Auswahl relevanter systemübergreifender Ereignisse

##### Angaben des KKB

Die Auswahl der internen systemübergreifenden Ereignisse basiert grundsätzlich auf der BERA-2000. Es werden die Gefährdungen Brand, Explosion, interne Überflutung, Wasserstrahl, Dampfstrahl, Turbinengeschoss, herabfallende Objekte und Verätzung betrachtet. Die Gefährdungen Brand, interne Überflutungen und Turbinengeschoss werden detailliert analysiert.

##### Beurteilung des ENSI

Die in der BERA-2013 für die detaillierte Analyse getroffene Auswahl der internen systemübergreifenden Ereignisse betrachtet das ENSI als plausibel. Es ist aber nicht nachvollziehbar dokumentiert, welche Kriterien

verwendet wurden, um die Gefährdungen Explosion, Wasserstrahl, Dampfstrahl, herabfallende Objekte und Verätzung nicht weiter zu behandeln.

### 7.3.5.2 *Interner Brand*

#### Angaben des KKB

Die Brand-PSA der BERA-2013 basiert hauptsächlich auf den Brandszenarien der BERA-2000. Eine vollständige Überarbeitung der Brand-PSA wurde seitdem nicht durchgeführt, da im Zuge des Projekts AUTANOVE weitreichende Änderungen an der elektrischen Eigenbedarfsversorgung durchgeführt wurden, deren Details zum Zeitpunkt der Fertigstellung der BERA-2013 zu grossen Teilen noch nicht bekannt waren.

Ausgehend von der ersten qualitativen Auswahl der potentiell relevanten Anlagenbereiche besteht die probabilistische Brandanalyse aus mehreren, nachfolgend skizzierten Analyseschritten:

- Ermittlung von Brandeintrittshäufigkeiten

Als Vorinformation werden Brandereignisse aus amerikanischen Kernkraftwerken genutzt, die zwischen 1980 und 1992 auftraten. Diese Vorinformation wird mittels eines Bayes'schen Verfahrens durch anlagenspezifische Erfahrungen aus den Jahren 1970 bis 2010 ergänzt und die raumspezifischen Brandeintrittshäufigkeiten unter Berücksichtigung der Verteilung der Brandlasten ermittelt.

- Quantitativer Auswahlprozess

Eine quantitative Abschätzung der Auswirkung eines Brandes wird anhand des Modells BERA-1998 unter der Annahme durchgeführt, dass alle Ausrüstungen innerhalb der betroffenen Anlagenbereiche beschädigt werden. Dabei wird je nach Funktion der betroffenen Ausrüstung die schwerwiegendste Auswirkung auf das Anlagenverhalten (keine Funktion oder Fehlfunktion) unterstellt. Unter Nutzung des für Transienten entwickelten Ereignisbaummodells werden die Auswirkungen eines jeden Brandszenarios abgeschätzt. Szenarien, deren CDF-Beitrag geringer als  $5 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr ist, werden nicht weiter betrachtet. Die Nutzung des alten Modells für den Auswahlprozess wird im Allgemeinen als konservativ angesehen, da die zwischenzeitlich erstellten neueren Versionen der BERA sich hauptsächlich durch die Kreditierung zusätzlicher Redundanzen vom damaligen Modell unterscheiden.

- Detailanalyse

Für die noch verbleibenden Anlagenbereiche werden iterativ immer detailliertere Brandszenarien definiert, die durch unterschiedliche Brandauswirkungen, d. h. einen unterschiedlichen Umfang betroffener Ausrüstungen, charakterisiert sind. Anhand der Auswertung der Auswirkungen von Brandereignissen in anderen Anlagen und unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Brandschutzvorkehrungen werden die jeweiligen Brandeintrittshäufigkeiten bestimmt. Auch bei dieser Detailanalyse werden Brandszenarien einem quantitativen Auswahlprozess wie oben beschrieben unterworfen.

- Integration der Brandauswirkungen in das PSA-Modell

Der Beitrag der verbliebenen Brandszenarien zur Kernschadenshäufigkeit wird anhand des für Transienten entwickelten Ereignisbaummodells der BERA-2013 bestimmt. Dieses wird so modifiziert, dass direkt vom Brand betroffene Ausrüstungen als ausgefallen angenommen werden. Aufgrund der brand-spezifischen Randbedingungen (z. B. erschwerter Zugang zu Räumen, Behinderung durch Rauchbildung) werden zudem die Fehlerwahrscheinlichkeiten der Operateurhandlungen angepasst, die in den für Transienten entwickelten Ereignisbaummodellen berücksichtigt worden sind. Darüber hinaus werden einige neue Operateurhandlungen zur Beherrschung der Brandauswirkungen bei der Bestimmung der Eintrittshäufigkeiten verschiedener Szenarien kreditiert.

Die BERA-2013 weist insgesamt eine CDF durch Brand von  $8,96 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr aus. Grösster Beitrag ist mit 11,7 % ein Brandszenario in einem Kabelraum im Notstandgebäude, welches die Notstandfunktionen unverfügbar macht.

## Beurteilung des ENSI

Die letzte umfassende Aktualisierung der Brand-PSA des KKB erfolgte anlässlich der Studie BERA-2000. Die Brandeintrittshäufigkeiten sind für die BERA-2013 mit der neuen Betriebserfahrung plausibel aufdatiert worden, was in Anbetracht der günstigen Betriebserfahrung tendenziell die Häufigkeiten senkt.

Im Folgenden werden die wichtigsten Punkte des identifizierten Verbesserungspotentials beschrieben:

- Es ist fraglich, ob die für die BERA-2000 erstellten und anhand der BERA-1998 ausgewählten Brandszenarien das Risikoprofil der heutigen Anlage mit ihren an vielen Orten deutlich veränderten Kabelverläufen realistisch abbilden, auch wenn die eigentliche Quantifizierung anhand des aktuellen Modells BERA-2013 erfolgte. Dies ist nach den Änderungen an der Eigenbedarfsversorgung im Zuge von AUTANOVE nicht offensichtlich.
- Der verwendete quantitative Auswahlprozess mit Vernachlässigung aller Szenarien, welche individuell ein Abschneidekriterium unterschreiten, ist tendenziell optimistisch im Vergleich zu Richtlinie ENSI-A05, welche eine Vernachlässigung von Brandszenarien nur dann zulässt, wenn die Summe ihrer CDF-Beiträge geringer ist als  $10^{-8}$  pro Jahr.
- Die Behandlung von Fehlauflösungen durch brandbedingte Kurzschlüsse ist im Vergleich zum Stand der Technik, insbesondere zu den Resultaten entsprechender Versuche, optimistisch.

Die HSK identifizierte auch im Gutachten zum Gesuch der NOK um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung des KKB <sup>2267</sup> Verbesserungspotential. Dessen Bearbeitung wurde wegen des damals bevorstehenden Umbaus der Eigenbedarfsversorgung im Zuge des Projekts AUTANOVE verschoben. Dieses Projekt ist nunmehr in beiden Blöcken des KKB umgesetzt, und die umfassende Aktualisierung der Brand-PSA unter Berücksichtigung der neuen Kabelverläufe sowie möglicher neuer Brandszenarien aufgrund des AUTANOVE-Projekts und brandbedingter Kurzschlüsse auf Basis aktueller Erkenntnisse ist Inhalt eines laufenden Geschäfts.

Aufgrund des oben genannten bedeutenden Verbesserungspotenzials sind die Ergebnisse der Brand-PSA für den Leistungsbetrieb wenig belastbar, auch wenn die verbesserte räumliche Trennung durch die neue Schiene BXA aus dem AUTANOVE-Projekt prinzipiell eine Senkung des Brandrisikos bedeutet.

### 7.3.5.3 Interne Überflutung

#### Angaben des KKB

Die im Rahmen der BERA-2013 durchgeführte Überflutungsanalyse basiert methodisch auf derjenigen der BESRA-1998 für den Nichtleistungsbetrieb. Interne Überflutungen werden über ihre Auswirkungen definiert. Ein Ereignis wird als interne Überflutung eingestuft, wenn es

- ein Versagen einer druckführenden Umschliessung oder
- einen Wasserverlust eines Systems oder
- Wasserspray auf PSA-Komponenten im Entstehungsbereich der Überflutung oder
- ein Überfluten von PSA-Komponenten

bewirkt. Darauf aufbauend umfasst die Überflutungsanalyse nachfolgend dargestellte Schritte:

- Aufnahme anlagenspezifischer Information

Potenzielle Flutquellen, Überflutungsbereiche, Wasserausbreitungspfade, Abflüsse und Erkennungsmöglichkeiten eines Überflutungsereignisses sowie Aufstellungsorte von PSA-Komponenten wurden auf Basis von Anlagenbegehungen und der Anlagendokumentation zusammengestellt.

- Qualitative Auswahl von Flutszenarien

Für die qualitative Auswahl von Flutszenarien wird untersucht, ob ein solches Szenario ein auslösendes Ereignis hervorrufen kann und ob es PSA-Komponenten in einem oder in mehreren Systemen beschädigen kann. Wenn ein Flutszenario keines dieser Kriterien erfüllt, wird es von der weiteren Analyse ausgeschlossen. Gleiches gilt, wenn ein Flutszenario ausschliesslich ein Ereignis hervorrufft, das bereits bei der Analyse interner Ereignisse untersucht wurde, oder aber ausschliesslich PSA-Komponenten eines Systems beschädigt und die Ausfallrate dieses Systems diese Ausfallursache bereits enthält. Für die detaillierte Analyse verbleiben Flutszenarien im Containment, im Annulus, im Hilfsgebäude, im Schaltanlagegebäude, im Maschinenhaus (einschliesslich Zwischengebäude) und im Notstandgebäude.

- Bestimmung der Überflutungshäufigkeiten

Für die Bestimmung von Überflutungshäufigkeiten wird eine Datensammlung von internen Flutereignissen US-amerikanischer Anlagen aus den Jahren 1980 bis 1992 dahingehend ausgewertet, welche der Ereignisse auf das KKB übertragbar sind. Diese Ereignisse werden nach dem betroffenen Gebäude, dem die Überflutung auslösenden System und dem Anlagenzustand, in dem sie vorkommen können, kategorisiert. Auf Basis der während des Leistungsbetriebs möglichen Ereignisse werden entsprechende generische Häufigkeiten abgeleitet. Für das KKB werden analog Referenzszenarien für die verschiedenen Gebäude und die dort vorhandenen, grob kategorisierten Überflutungsquellen gebildet. Die Referenzszenarien, die einen Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Containments darstellen, werden im Rahmen der internen Ereignisse analysiert. Auf alle anderen Referenzszenarien des KKB werden unter Beachtung bedeutender baulicher Unterschiede zwischen US-amerikanischen Anlagen und dem KKB die generischen Häufigkeiten verteilt. Die Eintrittshäufigkeiten dieser Referenzszenarien werden schliesslich auf Basis der generischen Daten sowie anlagenspezifischer Erfahrungen bezüglich interner Überflutungen bis 2010 mittels eines Bayes'schen Verfahrens bestimmt.

- Quantitative Auswahl von Überflutungsszenarien

Mit Hilfe des BERA-2009-Modells werden die CDF-Beiträge der Referenzszenarien bestimmt, wobei konservativ angenommen wird, dass abgesehen von Kabeln sämtliche im betrachteten Bereich vorhandenen PSA-Komponenten ausfallen. Szenarien, deren Beiträge geringer als  $2 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr sind, werden von der weiteren Analyse ausgeschlossen.

- Detailanalyse von Flutszenarien

Szenarien mit bedeutenden CDF-Beiträgen werden detaillierter untersucht, indem konservative Annahmen durch realistischere ersetzt werden. Typische Beispiele hierfür sind die Unterteilung in Einzelszenarien aufgrund genauerer Unterscheidung von Überflutungsquellen entsprechend ihrem Gefährdungspotenzial, Unterteilung in Szenarien verschiedenen Schweregrades und Berücksichtigung von Operateurhandlungen zum Absperren der Leckagen. Das oben genannte quantitative Auswahlkriterium wird auch auf die Detailszenarien angewendet.

- Integration der Überflutungsszenarien in das PSA-Modell

Die überflutungsbedingte CDF wird anhand der Eintrittshäufigkeiten der nach dem quantitativen Auswahlverfahren und der Detailanalyse zurückbehaltenen Überflutungsszenarien unter Berücksichtigung der szenariospezifischen Überflutungsauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme mit dem PSA-Modell der BERA-2013 ermittelt.

Die durch anlageninterne Überflutung bedingte CDF wird in der BERA-2013 mit  $3,70 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr ausgewiesen. Drei Überflutungsszenarien im Maschinenhaus tragen innerhalb der Kategorie „Interne Überflutungen“ mit mehr als 10 % zur CDF bei. Es handelt sich um Leckagen, bei denen die Operateurhandlung zur Abspernung fehlschlägt (23,7 %), sowie um Leckagen, deren Ursprung in bestimmten Zonen des Maschinenhauses (20,7 %) bzw. des Zwischengebäudes (10,3 %) liegt.

## Beurteilung des ENSI

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass die im Rahmen der BERA-2013 vom KKB durchgeführte Analyse interner Überflutungen die wesentlichen in der Richtlinie ENSI-A05 geforderten Schritte umfasst. Das überflutungsspezifische Gefährdungspotenzial in der Anlage ist umfassend analysiert. Im Vergleich zur BERA-2000 ist die Analyse insbesondere im Hinblick auf die systematische Untersuchung potenzieller Überflutungsquellen verbessert, die so systematisch lediglich in der BESRA-1998 für den Nichtleistungsbetrieb, nicht aber in der BERA-2000 für den Leistungsbetrieb durchgeführt worden war.

Das ENSI identifizierte im Zusammenhang mit der Bewertung interner Überflutungen bei Leistungsbetrieb Verbesserungspotenzial. Die wichtigsten Punkte betreffen folgende Bereiche:

- Die Datenbasis, die für die Bestimmung generischer Häufigkeiten interner Überflutungen herangezogen wird, ist aus der BERA-2000 übernommen. Inzwischen liegt weit mehr Betriebserfahrung vor<sup>268</sup>, die in Bezug auf Häufigkeiten interner Überflutungen bereits ausgewertet ist.
- Für die Ausbreitung von internen Überflutungen auf tiefer gelegene Ebenen wird von Ebene zu Ebene eine Wahrscheinlichkeit von 0,5 angenommen. Gegebenheiten vor Ort werden nicht einbezogen, können aber einen bedeutenden Einfluss haben. Der angenommene Wert kann sowohl für wasserdichte, normalerweise geschlossene Türen als auch für offene Verbindungen zu optimistischen Resultaten führen, da im ersten Fall die Wasserhöhe vor der Tür, im zweiten Fall in Räumen hinter der Tür potenziell unterschätzt wird.
- Für die bedingte Wahrscheinlichkeit von Kurzschlüssen in Schaltschränken bei deren Überflutung wird der gleiche Wert (0,04) wie für Kurzschlüsse zwischen Kabeln bei Bränden angenommen. Dies vernachlässigt, dass die Mechanismen, die in den beiden Fällen zu einem Kurzschluss führen, unterschiedlich sind. Der angenommene Wert erscheint unter diesem Aspekt optimistisch.

Operateurhandlungen, die zur Absperrung von Leckagen kreditiert werden, sind im Kapitel 7.3.2 dieser Stellungnahme behandelt.

Auch unter Berücksichtigung des angeführten Verbesserungspotenzials ist aus Sicht des ENSI klar, dass interne Überflutungen keinen dominanten Beitrag zur Gesamt-CDF des KKB liefern.

### 7.3.5.4 Turbinenzerknall

#### Angaben des KKB

Bei einem katastrophalen Turbinenversagen weggeschleuderte Teile (Turbinengeschosse) können in Gebäuden und Einrichtungen des Kernkraftwerks einschlagen und sicherheitsrelevante Systeme beschädigen. Die Häufigkeit von Schäden an Einrichtungen aufgrund von Turbinengeschossen wird als Produkt der Faktoren  $f_1$ ,  $f_2$  und  $f_3$  berechnet, mit

$f_1$  = Häufigkeit von Turbinengeschossen aufgrund von Turbinenausfällen

$f_2$  = bedingte Wahrscheinlichkeit von Turbinengeschosstreffern an Gebäuden und Einrichtungen

$f_3$  = bedingte Wahrscheinlichkeit von relevanten Schäden an Einrichtungen im Fall eines Turbinengeschosstreffers

Die Berechnung der Häufigkeit  $f_1$  erfolgt mit Hilfe des Bayes-Verfahrens, indem eine generische Verteilung, welche Daten bis 1981 beinhaltet, mit Daten aus der Betriebserfahrung von Dampfturbinen in KKW verrechnet wird. Zusätzlich berücksichtigt das KKB einen Reduktionsfaktor aufgrund von Verbesserungen bei der Steuerung von Turbinen anlässlich eines Ersatzes des ursprünglichen Überdrehzahlschutzes durch ein modernes System.

Die Werte von  $f_2$  werden mit der Methode von Niessner<sup>269</sup> für hohe und tiefe Flugbahnen berechnet. Die Gebäude oder Gebäudeteile, die von Turbinengeschossen getroffen werden können, werden anhand der möglichen Winkel für Turbinengeschosbahnen aus dem Maschinenhaus und des Lageplans des KKB bestimmt.

Da Geschosse, die eine grosse Höhe erreichen, eine sehr geringe Trefferwahrscheinlichkeit haben, werden sie nicht weiter analysiert.

Die bedingten Schadenswahrscheinlichkeiten  $f_3$  werden für die relevanten PSA-Komponenten anhand der Wandstärken, der Geschwindigkeit und Masse der Geschosse und der Abschirmung der Einschläge durch davorstehende Komponenten geschätzt.

Für die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit postuliert das KKB die gleichzeitige Erzeugung von zwei Geschossen pro Turbine. Das KKB kommt zum Schluss, dass die Eintrittshäufigkeit von Turbinengeschossen  $2,68 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr ist. Damit ergibt sich ein CDF-Beitrag kleiner als  $10^{-10}$  pro Jahr.

### **Beurteilung des ENSI**

Die Analyse der Gefährdung durch Turbinengeschosse entspricht grundsätzlich dem Vorgehen gemäss Richtlinie ENSI-A05. Potenzielle Geschosstrajektorien, mögliche Ziele und resultierende Schäden sind ausführlich analysiert und dokumentiert. Hingegen sind verschiedene Annahmen unzureichend begründet. Aus Sicht des ENSI besteht insbesondere folgender Verbesserungsbedarf:

- Die Ermittlung des Reduktionsfaktors, der die Verbesserung des Turbinenschutzsystems berücksichtigt, ist nicht nachvollziehbar.
- Die Anzahl der postulierten Geschosse entspricht nicht der Richtlinie ENSI-A05.

Jedoch geht das ENSI aufgrund der Gebäudeanordnung des KKB und der allgemein vorliegenden Erfahrung davon aus, dass das Ereignis Turbinenzerknall beim KKB keinen nennenswerten Einfluss auf die CDF aufweist.

## **7.3.6 Externe Ereignisse**

### **7.3.6.1 Auswahl relevanter externer Ereignisse**

#### **Angaben des KKB**

Für die BERA-2013 wurde basierend auf verschiedenen internationalen Standards, aktuellen wissenschaftlichen Tagungsbeiträgen und KKB-spezifischen Ereignissen eine Liste möglicher externer auslösender Ereignisse erstellt, die auf die Anlage einwirken können.

Tabellarisch hält das KKB fest, welche Gefährdungen weiter untersucht oder aus welchem Grund nicht weiter betrachtet werden. Für eine weitergehende Analyse werden die folgenden externen Ereignisse ausgewählt: Erdbeben, Flugzeugabsturz, extreme Winde und Tornados, externe Überflutung und Ausfall der Kühlwasserfassungen.

#### **Beurteilung des ENSI**

Die vom KKB erstellte generische Liste mit möglichen Gefährdungen ist ausführlich und geht teilweise über die nach der Richtlinie ENSI-A05 zu betrachtenden Gefährdungen hinaus.

Nach dem EU-Stresstest hat das ENSI eine Aktualisierung der Gefährdungsanalysen bezüglich Extremwetterbedingungen gefordert (vgl. Kapitel 2.1.3). Die dabei gewonnenen Erkenntnisse konnten noch nicht in die PSA einfließen.

### **7.3.6.2 Erdbeben**

#### **Angaben des KKB**

Die vom KKB eingereichte Erdbebenanalyse der BERA-2013 lässt sich in drei Teilbereiche gliedern:

- Erdbebengefährdungsannahmen

In den Jahren 1999 bis 2004 wurde die Erdbebengefährdung für die schweizerischen Kernkraftwerkstandorte im Projekt PEGASOS neu abgeschätzt. Mit dem Ziel, die Unschärfe der PEGASOS-Ergebnisse zu reduzieren, wurde im Jahr 2008 das Folgevorhaben PRP gestartet. Eine Zwischenaktualisierung der Erdbebengefährdungsannahmen erfolgte im Jahr 2012 (im Folgenden als PRP-IH bezeichnet für PRP Intermediate Hazard). Diese Aktualisierung basierte auf dem damals aktuellen Stand von PRP und ist der Erdbebenanalyse der BERA-2013 zugrunde gelegt.

- **Fragilityanalysen**

In Abhängigkeit der Bodenerschütterung werden die seismischen Versagenswahrscheinlichkeiten (Fragilities) der Komponenten und Baustrukturen des KKB ermittelt. Gemäss dem Verfahren des Electric Power Research Institute<sup>270</sup> wird die mit den drei Fragilityparametern Median-Tragfähigkeit, aleatorische Unsicherheit und epistemische Unsicherheit definierte doppelt-logarithmische Fragilityfunktion bestimmt. Die Bestimmung der Parameterwerte der Fragilityfunktion gründet auf mehreren Anlagenbegehungen und erfolgt teils mit analytischen Methoden und teils mit generischen Ansätzen, die auf internationalen Testdaten basieren. In den Fragilityanalysen sind auch mechanische Wechselwirkungen zwischen benachbarten Komponenten und Strukturen und weitere Gefährdungen wie seismisch ausgelöste Brände, Überflutungen oder Baugrundversagen betrachtet. Fragilities von Komponenten und Strukturen, die einen Einfluss auf die CDF oder FDF des KKB haben, werden teilweise zusammengefasst, um die Integration in das PSA-Modell zu erleichtern.

- **Analyse der Unfallsequenzen**

Als auslösende Ereignisse werden neun diskrete Klassen der horizontalen Bodenbeschleunigung gewählt. Der Bereich der auf eine Tiefe von 15 m bezogenen Bodenbeschleunigung deckt mit dem Intervall grösster Beschleunigungen solche bis 2,8 g ab. Die durch Erdbeben ausgelösten Unfallabläufe werden mit Hilfe eines dem internen Modell vorgeschalteten Ereignisbaums abgebildet, der die Auswirkungen eines Erdbebens auf wichtige Gebäude und Systeme abfragt.

Die durch Erdbeben verursachte Kernschadenshäufigkeit wird in der BERA-2013 mit  $7,72 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr angegeben, was einem Anteil von ungefähr 83 % an der Gesamt-CDF entspricht. Erdbeben mit Beschleunigungen im Bereich von 0,55 g bis 1,5 g tragen etwa 91 % zur seismisch bedingten CDF bei. Dominierend sind seismisch direkt oder indirekt bedingte Ausfälle der Gleichstromversorgung.

### **Beurteilung des ENSI**

Der Erdbebenanteil der BERA-2013 ist im Vergleich zu demjenigen der BERA-2000 grundlegend weiter entwickelt. Im Einzelnen zeichnet sich die Analyse durch folgende spezifische Punkte aus:

- Die in der BERA-2013 verwendeten Erdbebengefährdungsannahmen entsprechen der zum Zeitpunkt der Erstellung der Analyse gültigen Festlegung des ENSI. Bezüglich des aktuellen Standes der Festlegung der Erdbebengefährdung sei auf Kapitel 2.1.5 verwiesen.
- Neue ausgedehnte Anlagenbegehungen wurden durchgeführt. Möglichkeit und Auswirkungen eines Baugrundversagens wurden analysiert.
- Fragilityanalysen wurden aufdatiert. Generell gelten die in den Fragilityanalysen der BERA-2013 verwendeten Ansätze als Stand der Technik.

Zu den einzelnen Punkten der Erdbebenanalyse der BERA-2013 haben die stichprobenartigen Prüfarbeiten des ENSI auch Verbesserungspotenzial aufgezeigt. Dieses betrifft vor allem die Fragilityanalysen sowie deren Implementierung in das Modell. Die Vernachlässigung von Erdbeben mit Beschleunigungen grösser als 2,8 g hingegen hat nur einen geringen Einfluss auf die CDF des KKB, da solche Beschleunigungen nur mit einer Häufigkeit von  $10^{-8}$  pro Jahr oder seltener überschritten werden.

Die Dominanz von seismisch direkt oder indirekt bedingten Ausfällen der Gleichstromversorgung ist insbesondere auf die relativ geringe seismische Robustheit der Gleichstromschienen der Altanlage sowie der Nebengebäude, in denen sich Komponenten der Gleichstromversorgung der Altanlage befinden, zurückzuführen. Allerdings ist hierzu anzumerken, dass die Fragilitywerte der fraglichen Gleichstromschienen zu denjenigen gehören, die auf Grundlage der PSA-Dokumentation vom ENSI nicht nachvollzogen werden konnten.

Insgesamt ist das Ergebnis der BERA-2013 plausibel, dass Erdbeben die Gesamt-CDF des KKB dominieren. Auch unter Berücksichtigung des identifizierten Verbesserungspotenzials geht das ENSI davon aus, dass das KKB das Kriterium der Gefährdungsannahmenverordnung<sup>271</sup> ( $CDF < 10^{-4}$  pro Jahr) deutlich einhält. Allerdings ergibt sich aus dem bezüglich der Erdbebenanalyse identifizierten Verbesserungspotenzial möglicherweise eine Gesamt-CDF des KKB grösser als  $10^{-5}$  pro Jahr. Dies wird in Kapitel 7.9 bewertet.

### 7.3.6.3 *Extreme Winde und Tornados*

#### **Angaben des KKB**

##### *Extreme Winde*

Zur Bestimmung der ortsspezifischen Gefährdung durch extreme (translatorische) Winde werden die jährlichen maximalen Windgeschwindigkeiten der Wetterstation Kloten (Jahre 1949 bis 2010) auf 10 m Höhe herangezogen, da das KKB keine eigene Wetterstation zur Messung von Böenspitzen hat. Die Daten werden auf Basis der Gleichung von Thom<sup>272</sup> auf eine Höhe von 25 m skaliert. Aus der damit erhaltenen Datenreihe wird mittels einer den Daten angepassten Exponentialkurve eine jährliche Überschreitungshäufigkeit für 1-Sekunden-Windböengeschwindigkeiten am Standort des KKB auf dieser Höhe abgeleitet. Die Windgefährdung wird in sechs auslösende Ereignisse, welche den Geschwindigkeitsbereich von 100 bis 279 km/h umfassen, unterteilt. Für jedes auslösende Ereignis wird eine Unsicherheitsverteilung berücksichtigt und ein Mittelwert bestimmt.

Das KKB führt aus, dass die sicherheitsrelevanten Gebäude der Anlage gegen extreme dynamische Lasten wie Erdbeben und Explosionen ausgelegt sind. Diese Auslegungslasten sind wesentlich höher als Windlasten. Deshalb werden Gebäude mit einer gewissen Wanddicke nicht weiter betrachtet und nur das Maschinenhaus und die externe Stromversorgung des KKB weiter analysiert. Deren Windfragilities werden auf Basis einer Finite-Elemente-Simulation sowie Expertenschätzungen bestimmt. Beim Versagen eines Gebäudes wird das Versagen aller darin enthaltenen Ausrüstungen angenommen. Für die externe Stromversorgung wird eine Mediankapazität von 160 km/h angenommen.

Die durch extreme Winde bedingte Kernschadenshäufigkeit beträgt  $9,46 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr.

##### *Tornados*

Die Bestimmung der Tornadogefährdung für den Standort des KKB basiert auf den Annahmen der Richtlinie ENSI-A05. Ausgenommen hierbei sind die in dieser Richtlinie angegebenen Häufigkeiten für die Tornadokategorien F0 und F1. Das KKB verwendet die Summe der in der Richtlinie hierzu angegebenen Häufigkeiten für jede dieser Tornadokategorien. Zur Berechnung der kumulativen Wahrscheinlichkeit, dass ein Tornado ein sicherheitsrelevantes Gebäude trifft, wird ein geometrischer Ansatz verwendet, der die Abmessungen des Tornadoschadenszugs und die Fläche der Anlage berücksichtigt. Die Tornadogefährdung wird in sechs auslösende Ereignisse, welche den Geschwindigkeitsbereich von 100 bis 279 km/h umfassen, unterteilt.

Es werden dieselben Fragilities wie für extreme Winde verwendet. Ebenso wird beim Tornado-bedingten Versagen eines Gebäudes der Ausfall aller darin befindlichen Komponenten unterstellt. Die durch Tornados bedingte Kernschadenshäufigkeit beträgt  $2,93 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr.

## Beurteilung des ENSI

Die Analyse zu extremen Winden und Tornados in der BERA-2013 entspricht im Allgemeinen dem Stand der Technik und den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05. Die Studie enthält jedoch auch Verbesserungsbedarf, der im Wesentlichen folgende Punkte betrifft:

- Bei der Aktualisierung der Gefährdungsanalysen bezüglich Extremwetterbedingungen (vgl. Kapitel 2.1.3) wurden zum Thema extreme Winde und Tornados Erkenntnisse gewonnen, die noch nicht in die PSA einfließen konnten.
- Die Wahl der Wanddicke, ab der die entsprechenden Gebäude nicht weiter betrachtet werden müssen, ist nicht belegt.
- Die Festlegung der Mediankapazität der externen Stromversorgung basiert auf einer Expertenschätzung, die nicht begründet wird und damit nicht auf nachvollziehbaren Argumenten basiert.
- Die Rechenschritte zur Bestimmung der kumulativen Tornadotrefferwahrscheinlichkeit mittels eines geometrischen Ansatzes mit Berücksichtigung der Abmessung des Tornadoschadenzugs und der betroffenen Fläche am Standort des KKB sind nicht nachvollziehbar.
- Es fehlt die Begründung, weshalb Tornado-Geschwindigkeiten höher als 279 km/h in der Analyse nicht berücksichtigt sind, zumal Tornados mit höheren Geschwindigkeiten zwar seltener sind, aber ein höheres Schadenspotential aufweisen.

### 7.3.6.4 Externe Überflutung

#### Angaben des KKB

Die BERA-2013 enthält folgende überflutungsbezogene Untersuchungen:

- Talsperren- und Wehrbrüche

Auf der Grundlage von Überflutungsberechnungen werden das katastrophale Versagen der Sihlsee-Talsperre, des Wehrs Wettingen sowie das sequenzielle katastrophale Versagen der Wehre Rupperswil und Wildegg/Brugg als relevant bezüglich des Überflutungspotenzials am Standort des KKB identifiziert. Die Insel Beznau wird jedoch nur dann überflutet, wenn zusätzlich zu einem der genannten Talsperren- oder Wehrbrüche mindestens zwei Wehrfelder des Wehrs Beznau geschlossen sind. Die Wahrscheinlichkeit hierfür wird unter Beachtung von geplanter Wartung, ausserordentlicher Wartung, fehlerhaftem Schliessen und nicht-erfolgendem Öffnen von Wehrklappen berechnet.

Für die Wehre und die Talsperre wird eine Schweiz-spezifisch bestimmte Versagenhäufigkeit herangezogen, wobei angenommen wird, dass zwei Drittel der Versagenfälle ein katastrophales Versagen darstellen. Die betrachteten Talsperren- und Wehrbruchszenarien führen alle zu ähnlichen Auswirkungen am Standort des KKB. Daher werden sie unter Beachtung der oben genannten Wahrscheinlichkeiten zu einem auslösenden Ereignis zusammengefasst.

- Erhöhter Aare-Abfluss aufgrund von starken Niederschlägen im Einzugsgebiet

Auf der Basis von Pegelmessreihen der Aare bei Brugg und Stilli / Untersiggenthal, der Reuss bei Mellingen und der Limmat bei Baden sowie auf Basis einer Analyse von Informationen zu Hochwassern der vergangenen 800 Jahre wird eine Korrelation zwischen Hochwasserabflüssen der Aare am Standort des KKB und Wiederkehrperioden abgeschätzt. Mit Hilfe dieser Korrelation wird die Überschreitungshäufigkeit des Abflusses bestimmt, bei dem eine Überflutung der Insel Beznau beginnt. Ein entsprechendes auslösendes Ereignis wird definiert.

- Starke Niederschläge im Bereich des Anlagenstandortes

Das Überschreiten zulässiger Dachlasten durch Ansammlung von Wasser bei lokalem Starkniederschlag wird basierend auf qualitativen Argumenten vernachlässigt.

- Wahrscheinlichkeit von Verklausungen in der Aare durch Schwemmholz

Für das Einzugsgebiet der Aare und ihrer Nebenflüsse wird das mögliche Treibholzaufkommen abgeschätzt. Basierend auf einer Auswertung des Aare-Hochwasserereignisses aus 2005<sup>273</sup>, die Angaben zur Länge des transportierten Treibholzes und der Rückhaltung von Treibholz an Wehren oberhalb des Standortes des KKB enthält, werden Wahrscheinlichkeiten für die Verklausung eines und mehrerer Wehrfelder berechnet. Ähnlich wird für die Talsperren- und Wehrbruch-Szenarien verfahren, wobei für die Wehrbruchszenarien konservativ keine Rückhaltung von Treibholz angenommen wird.

Die Auswirkungen eines Hochwassers aufgrund starker Niederschläge und der Talsperren- und Wehrbruch-Szenarien auf das KKB verschärfen sich durch eine vollständige Verklausung des Wehres Beznau nicht.

Das KKB weist einen CDF-Beitrag externer Überflutungen von  $1,33 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr aus. Mit einem Anteil von 99 % dominieren die Auswirkungen eines erhöhten Aare-Abflusses aufgrund von starken Niederschlägen im Einzugsgebiet.

### Beurteilung des ENSI

In der BERA-2013 werden die relevanten Kategorien von Überflutungsereignissen betrachtet. Die getroffenen Annahmen und durchgeführten Rechenschritte sind im Allgemeinen nachvollziehbar beschreiben und dokumentiert. Der ermittelte CDF-Beitrag ist plausibel.

Das ENSI identifizierte im Zusammenhang mit der Bewertung externer Überflutungen bei Leistungsbetrieb Verbesserungspotenzial. Der wichtigste Aspekt betrifft starke Niederschläge im Bereich des Anlagenstandortes. Bei der Aktualisierung der Gefährdungsanalysen bezüglich Extremwetterbedingungen (vgl. Kapitel 2.1.3) wurden zum Thema lokaler Starkniederschlag Erkenntnisse gewonnen, die noch nicht in die PSA einfließen konnten.

### 7.3.6.5 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

#### Angaben des KKB

Die Analyse unfallbedingter Flugzeugabstürze in der BERA-2013 umfasst die Ermittlung

- der Standortgefährdung (Gefährdungsanalyse) durch verschiedene Flugzeugkategorien, ausgedrückt durch die jährliche Absturzhäufigkeit pro Quadratkilometer, und
- der Wahrscheinlichkeiten der verschiedenen Auswirkungen von Flugzeugabstürzen.

#### Gefährdungsanalyse

Die in die Gefährdungsanalyse einbezogenen Flugzeugkategorien sind zivile Grossflugzeuge (> 5,7 t), Militärflugzeuge, Helikopter und Kleinflugzeuge.

Massgebend für die Gefährdung durch zivile Grossflugzeuge sind der An- und Abflugverkehr der Flughäfen Zürich (Distanz 24 km) und Basel-Mülhausen (Distanz 56 km) sowie die Luftkorridore für Transitflüge. Für die jährlichen Flugbewegungen werden, basierend auf den Statistiken des Flughafens Zürich<sup>274</sup> und Prognosen für die Zukunft<sup>275</sup>, bis hin zum Jahr 2020 extrapolierte Werte verwendet. Die Absturzsaten, pro Flugbewegung im Start- und Landeverkehr bzw. pro Flug-Kilometer im Transitverkehr, werden aus der Statistik des US National Transportation Safety Board<sup>276</sup> und der Verteilung der Abstürze auf die einzelnen Flugphasen gemäss Boeing-Statistik<sup>277</sup> ermittelt. Zur Bestimmung der Absturzhäufigkeit pro km<sup>2</sup> und Jahr am Standort des KKB werden geometrische Modelle verwendet, in denen der mögliche Aufprallort in Abhängigkeit von der durch-

schnittlichen Flughöhe modelliert wird. Für den beginnenden Landeanflug (Initial Approach, IA) und den Transitverkehr erfolgt eine verfeinerte Modellierung, in der auch der horizontale Abstand zum Standort und der das Kreissegment der möglichen Absturzfläche aufspannende Dispersionswinkel mit eingeht. Für den IA wird auch die Option des „gekröpften Nordanflugs“ in die Rechnungen mit einbezogen. Das aus dem geometrischen Modell erzielte Resultat wird mit den Resultaten einer regional-spezifischen statistischen Auswertung (Abstürze im 50-km-Umkreis des KKB) und Ergebnissen aus dem Sicherheitsbericht für das ZWILAG<sup>278</sup> kombiniert.

Zur quantitativen Ermittlung der Gefährdung durch Militärflugzeuge (ohne Helikopter) werden aus der Schweizer Unfallstatistik für 1985 - 2010 Abstürze aufgrund von Unfällen, die sich in der Flugphase nach Start oder vor Landung ausserhalb der militärischen Trainingszonen ereigneten, herangezogen. Die Fläche ohne Trainingszonen innerhalb der Schweiz wird auf 15'000 km<sup>2</sup> abgeschätzt. Das aus dieser Statistik resultierende Ergebnis wird mit den Resultaten einer entsprechenden Auswertung für das ZWILAG kombiniert.

Zur quantitativen Ermittlung der Gefährdung durch Helikopter und Kleinflugzeuge werden Unfallstatistiken über Abstürze in der gesamten Schweiz verwendet. Die Gefährdung wird als gleich verteilt über die Fläche der Schweiz angenommen.

#### *Auswirkungen unfallbedingter Flugzeugabstürze*

In der Analyse der Konsequenzen von Flugzeugabstürzen werden unter Berücksichtigung der je nach Flugzeugkategorie unterschiedlichen Abstände der Flugzeugtriebwerke die virtuellen Trefferflächen von drei sicherheitstechnisch bedeutsamen Gebäuden sowie vom restlichen Kraftwerksgelände bestimmt. Hinsichtlich der Wahrscheinlichkeit des Gebäudeversagens und der Wahrscheinlichkeiten zusätzlicher Schäden infolge Trümmereinwirkungen werden die Flugzeugtypen in drei Gruppen unterteilt: (1) zivile Grossflugzeuge; (2) Militärflugzeuge (ohne Helikopter); (3) Helikopter und Kleinflugzeuge. Für Helikopter und Kleinflugzeuge wird das Versagen eines sicherheitstechnisch bedeutsamen Gebäudes ausgeschlossen. Aufgrund dieser Differenzierung ergeben sich neun auslösende Ereignisse, die im PSA-Modell abgebildet werden.

Flugzeugabstürze tragen mit  $1,06 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr zur Kernschadenshäufigkeit bei.

#### **Beurteilung des ENSI**

Die Analyse der BERA-2013 zur Bestimmung der Absturzhäufigkeit von Zivil- und Militärflugzeugen sowie zur Modellierung der Absturzkonsequenzen entspricht weitgehend den methodischen Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05. Sie ist nachvollziehbar dokumentiert und führt zu plausiblen Resultaten. Als positiv hervorzuheben ist die im Vergleich zu den Richtlinie ENSI-A05-Vorgaben verfeinerte Gefährdungsanalyse für den beginnenden Landeanflug. Umfang und Unterteilung der betrachteten Flugzeugkategorien sind angemessen. Die Wahrscheinlichkeiten direkter und indirekter Schäden von Abstürzen sind im Allgemeinen plausibel.

Das ENSI identifiziert bei seiner Überprüfung insbesondere folgenden Verbesserungsbedarf:

- Bei der Bestimmung der flugphasenspezifischen Absturzraten für den Start- und Landeverkehr werden Anteile der Flugphasen am Gesamtunfallaufkommen doppelt berücksichtigt, was zur Unterschätzung dieser Raten führt.
- Die Versagensannahmen im Hinblick auf die externe Stromversorgung und die Frischdampfableitstation weichen von den gemäss Richtlinie ENSI-A05 zu unterstellenden Versagensannahmen ab, ohne dass dies durch eine fundierte Analyse untermauert wird.

Trotz dieser Verbesserungspunkte erwartet das ENSI einen geringen Beitrag von Flugzeugabstürzen zur Kernschadenshäufigkeit.

### 7.3.6.6 Ausfall der Wasserfassungen

#### Angaben des KKB

Jeder Block des KKB verfügt über eine Wasserfassung am Oberwasserkanal. Mit dieser Wasserfassung wird der Aare sowohl das für den Betrieb der Anlage wie auch das während Störfällen benötigte Kühlwasser entnommen. Mittels Operateurhandlungen kann auch Kühlwasser des einen Blocks für die Kühlung des anderen Blocks verwendet werden. In der BERA-2013 werden die folgenden Ursachen für einen Ausfall der Wasserfassungen berücksichtigt:

- Verschiedene Arten von Schwemmholz (Baumstämme, Wurzelstöcke, etc.) und anderem grösseren und kleineren Geschwemmsel (Blätter, Gras, Sand, Silt, Schlamm, Muscheln, etc.), welche die Reinigungsmechanismen der Wasserfassung beeinträchtigen können. Auch Eisschollen werden dabei betrachtet.
- Beeinträchtigung der Stauhaltung im Oberwasserkanal durch Fehlfunktionen des Wehrs oder des Wasserkraftwerks.

Der Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit durch Ausfall der Wasserfassungen beträgt  $9,01 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr.

#### Beurteilung des ENSI

Die vom KKB durchgeführte Abschätzung der Eintrittshäufigkeit wird vom ENSI grundsätzlich akzeptiert. Bei den Ursachen für einen Ausfall der Wasserfassung wird allerdings das Vereisen der Kühlwasserreinigungseinrichtungen nicht betrachtet. Da der Ausfall der Wasserfassung nur im Falle einer Reihe von weiteren, unabhängigen Ausfällen zum Kernschaden führen kann, ist auch bei Berücksichtigung der genannten Vereisung nur ein geringer Beitrag zur CDF zu erwarten.

Der Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit ist deutlich geringer als gemäss BERA-2000. Dies erklärt sich unter anderem durch die neue Möglichkeit der Nachspeisung des Notspeisewassertanks durch das Brunnenwassersystem sowie die Berücksichtigung von Operateurmassnahmen, welche bis anhin Bestandteil der Stufe-2-PSA waren. Diese Modelländerung ist aus Sicht des ENSI zweckmässig, da durch diese Operateurmassnahmen ein Kernschaden vermieden werden kann.

### 7.3.7 Ergebnisse der Stufe-1-PSA für den Leistungsbetrieb

#### Angaben des KKB

Die in der BERA-2013 für auslösende Ereignisse während des Leistungsbetriebes ermittelte CDF beträgt  $9,35 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr

Tabelle 7.3-2 zeigt das zugehörige Risikoprofil. Die CDF des KKB ist von Erdbeben dominiert, mit weitem Abstand gefolgt von internen Ereignissen. Die übrigen Beiträge sind vergleichsweise gering.

Tabelle 7.3-3 zeigt die Unsicherheiten der Ergebnisse. Es ist zu beachten, dass für die verwendete seismische Gefährdung keine Unsicherheiten verfügbar waren. Eine realistische Streuung bei externen Ereignissen und Gesamtergebnissen wäre daher deutlich höher.

Für die CDF am bedeutendsten gemäss Fussel-Vesely-Importanz (FV) ist ein Ausfall der Gleichstromversorgung sowie diverser Notstandeinrichtungen aufgrund von Erdbeben. Eine hohe Bedeutung gemäss Risk Achievement Worth (RAW) ergibt sich für verschiedene gemeinsam verursachte Ausfälle und passive Komponenten.

Die höchsten Importanzen der Operateurhandlungen weisen bezüglich FV Handlungen zur Druckabsenkung und bezüglich RAW Handlungen zur Langzeit-Kühlung auf.

Tabelle 7.3-2: Risikoprofil des KKB für Volllast

	Ereigniskategorie	CDF [1/Jahr]	Anteil
Interne Ereignisse	LOCA	$8,22 \cdot 10^{-7}$	8,8 %
	Transienten	$2,22 \cdot 10^{-7}$	2,4 %
	<b>Total</b>	<b><math>1,05 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>11,2 %</b>
Interne systemübergreifende Ereignisse	Interne Brände	$8,96 \cdot 10^{-8}$	1,0 %
	Interne Überflutungen	$3,70 \cdot 10^{-8}$	0,4 %
	Turbinenzerknall	$9,66 \cdot 10^{-11}$	0,0 %
	<b>Total</b>	<b><math>1,27 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>1,4 %</b>
Externe Ereignisse	Erdbeben	$7,72 \cdot 10^{-6}$	82,6 %
	Externe Überflutung	$1,33 \cdot 10^{-7}$	1,4 %
	Extreme Winde und Tornados	$1,24 \cdot 10^{-7}$	1,3 %
	Flugzeugabsturz	$1,06 \cdot 10^{-7}$	1,1 %
	Ausfall der Wasserfassungen	$9,01 \cdot 10^{-8}$	1,0 %
	<b>Total</b>	<b><math>8,17 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>87,4 %</b>
<b>Alle Ereignisse</b>	<b>Gesamttotal</b>	<b><math>9,35 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>100 %</b>

Tabelle 7.3-3: Unsicherheiten der CDF-Beiträge

	Mittelwert	5 %-Fraktile	50 %-Fraktile	95 %-Fraktile	Streufaktor*
Interne Ereignisse	$1,05 \cdot 10^{-6}$	$2,74 \cdot 10^{-7}$	$7,53 \cdot 10^{-7}$	$2,73 \cdot 10^{-6}$	10,0
Interne systemübergreifende Ereignisse	$1,27 \cdot 10^{-7}$	$3,53 \cdot 10^{-8}$	$9,41 \cdot 10^{-8}$	$3,06 \cdot 10^{-7}$	8,7
Externe Ereignisse	$8,17 \cdot 10^{-6}$	$4,11 \cdot 10^{-6}$	$7,23 \cdot 10^{-6}$	$1,53 \cdot 10^{-5}$	3,7
<b>Alle Ereignisse</b>	<b><math>9,35 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b><math>4,89 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b><math>8,38 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b><math>1,69 \cdot 10^{-5}</math></b>	<b>3,5</b>

\* Streufaktor: Verhältnis von 95-%-Fraktile zu 5-%-Fraktile

### Beurteilung des ENSI

Gegenüber der Studie BERA-2000 ist die CDF gestiegen. Dies ist hauptsächlich durch den Anstieg des seismischen Anteils der CDF bedingt, welcher aufgrund der neu bestimmten Erdbebengefährdung von  $1,36 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr auf  $7,72 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr wuchs. Der nicht durch Erdbeben bedingte Anteil sank durch Analyseverfeinerungen und Anlageverbesserungen von  $6,56 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr auf  $1,63 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr.

Der FV ist ein Mass dafür, wie stark die CDF sinken würde, wenn die betrachteten Systeme, Strukturen oder Komponenten perfekt zuverlässig wären, also nie ausfielen. Die vom KKB ausgewiesene hohe Bedeutung bezüglich FV von erdbebenbedingten Ausfällen spiegelt nicht nur die Risikodominanz von Erdbeben wider, sondern auch deren redundanzübergreifenden Auswirkungen. Gleichzeitig zeigt sich hier der grosse Nutzen

der nachgerüsteten Notstandssysteme. Zufällige Ausfälle von Komponenten weisen im Vergleich zu seismisch bedingten Ausfällen deutlich niedrigere FV-Werte auf, was auf eine hohe Zuverlässigkeit der Komponenten hinweist.

Der RAW gibt an, um welchen Faktor die CDF steigen würde, wenn die betrachteten Strukturen, Systeme bzw. Komponenten garantiert ausfallen würden. Hohe RAW-Werte für gemeinsam verursachte Ausfälle sind generell zu erwarten, da sie zwar redundanzübergreifende Auswirkungen haben, aber gleichzeitig auch eine geringe Wahrscheinlichkeit aufweisen. Ein hoher RAW-Wert für Einzelausfälle von Komponenten zeigt sich immer dann, wenn eine für die Beherrschung eines Störfalls erforderliche Komponente nicht redundant vorhanden ist. Bei sehr sicherheitsrelevanten passiven Komponenten wie z. B. dem Reaktordruckbehälter wird deshalb durch hohe Qualitätsanforderungen sichergestellt, dass die Ausfallwahrscheinlichkeit gering ist. Aktive Komponenten weisen im KKB keine hohen RAW-Werte auf. Dies belegt, dass die Störfallbeherrschung nicht übermäßig auf die Funktion einer einzelnen aktiven Komponente angewiesen ist.

Die Erkenntnisse der BERA-2013 zeigen, dass das KKB bei Leistungsbetrieb insgesamt ein hohes Sicherheitsniveau aufweist.

Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen und Dokumentation der Volllast-Stufe-1-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab:

#### **Forderung 7.3-1**

*Bis zum 28. Juni 2019 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Volllastbetriebs umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt darzulegen, wie dieser im neuen Modell beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.*

## **7.4 Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb**

Die Stufe-2-PSA analysiert das Anlageverhalten bei schweren Unfällen (auslegungsüberschreitende Störfälle, bei denen es zu einer Kernschmelze kommt). Insbesondere die Belastung und das Verhalten des Containments sowie der Umfang und die Häufigkeit der zu erwartenden Aktivitätsfreisetzungen (Quellterme) stehen dabei im Vordergrund der Analyse.

Die mit der BERA-2013 eingereichte Stufe-2-PSA ist eine Revision der Studie von 2002 und berücksichtigt (wie bereits die Studie von 2002) die im Jahr 2001 eingeführten Entscheidungshilfen für das Unfallmanagement (Severe Accident Management Guidance, SAMG). Sie basiert auf der aufdatierten Stufe-1-PSA und berücksichtigt somit sämtliche relevanten internen, internen systemübergreifenden und externen Ereignisse.

### **7.4.1 Kernschadenzustände der Anlage**

#### **Angaben des KKB**

Mit der Stufe-1-PSA wird eine Vielzahl von Unfallsequenzen berechnet. Diese Sequenzen werden zu so genannten Kernschadenzuständen (Plant Damage States, PDS) gruppiert. Zusammengefasst werden dabei jeweils Unfallsequenzen, die zu einem ähnlichen Schwerunfallablauf führen. Dazu werden die Unfallsequenzen nach einheitlichen Merkmalen wie dem Druck im Reaktorkühlsystem bei Kernschaden, dem Zeitpunkt der Einspeisung aus dem BOTA, dem Status des Containments (Isolation, Nachwärmeabfuhr) und dem Status des Containment-Sprühsystems und des Containment-Umluftsystems gruppiert.

Da die BERA-2013 ein integriertes PSA Modell verwendet (d. h. Stufe-1-PSA und Stufe-2-PSA sind in einem Modell zusammengefasst), entfällt grundsätzlich die rechentechnische Notwendigkeit, PDS als Ausgangspunkt für die Quantifizierung der Stufe-2-PSA zu verwenden, da jede Kernschadenssequenz direkt in der Stufe-2-PSA weiter verfolgt werden kann. Allerdings werden in der BERA-2013 Stufe-2-PSA die PDS bei der Modellierung verschiedener Abhängigkeiten weiterhin verwendet.

Das Containment ist mit einer Wahrscheinlichkeit von 60 % bei Kernschaden intakt und isoliert. Mit einer Wahrscheinlichkeit von 29 % ist das Containment bei Kernschaden nicht isoliert und mit einer Wahrscheinlichkeit von 11 % wird das Containment bei Kernschaden umgangen (Bypass-Szenarien). Der Druck bei Kernschaden ist mit einer Wahrscheinlichkeit von 7 % geringer als 25 bar, mit einer Wahrscheinlichkeit von 78 % höher als 71 bar und liegt mit einer Wahrscheinlichkeit von 15 % dazwischen.

### **Beurteilung des ENSI**

Zur Analyse der Eingangsgrößen für die Stufe-2-PSA beziehungsweise zur Charakterisierung des Anlagenverhaltens bei schweren Unfällen verlangt Kap. 5.1 der Richtlinie ENSI-A05 die Quantifizierung von PDS auch bei integrierten PSA-Modellen (wenn auch nur in reduziertem Umfang). Entsprechende Angaben finden sich in der BERA-2013. Die in der BERA-2013 für die Definition der Kernschadenszustände gewählten Merkmale sind aus Sicht des ENSI geeignet zur Charakterisierung des Anlagezustandes bei Kernschaden.

Gemäss Kap. 6.2 a. der Richtlinie ENSI-A06<sup>62</sup> ist unter anderem die Ausgewogenheit von Unfallsequenzen zu bewerten. Aus Sicht des ENSI fällt der sehr hohe Anteil der Hochdrucksequenzen auf, also der Sequenzen, bei denen der Druck im RDB bei Kernschaden hoch ist. Die Forderung, bis Ende 2016 Massnahmen zur Reduktion des Anteils der Hochdruck-Kernschadenssequenzen zu identifizieren und zu überprüfen, ob deren Umsetzung als angemessen zu beurteilen ist, ist bereits Inhalt eines laufenden Geschäfts.

### **7.4.2 Containmenttragfähigkeit**

Bei der Analyse der durch einen schweren Unfall verursachten radiologischen Konsequenzen für die Umgebung eines Kernkraftwerks ist das Containment von grosser Bedeutung, da dieses die letzte Rückhaltebarriere darstellt. Im Verlauf des schweren Unfalls sind starke – von unterschiedlichen Phänomenen herrührende – Belastungen des Containments zu erwarten. Daher kommt der Containmenttragfähigkeit eine wichtige Rolle bei der Analyse des Freisetzungsrisikos zu.

### **Angaben des KKB**

Das Doppelcontainment des KKB besteht aus einer inneren gasdichten Stahldruckschale, welche von einem Betonmantel umschlossen wird. Dieser Betonmantel ist auf seiner Innenseite mit einer ebenfalls gasdichten Stahlauskleidung versehen. Bereits in den frühen 90er-Jahren wurden die Auslegungsreserven der Containmenttragfähigkeit ermittelt. Für die BERA-2013 wurde die Containmenttragfähigkeit neu bestimmt. Dafür wurden moderne Analysemethoden wie Finite Elemente Modelle eingesetzt. Die Korrosion der Stahldruckschale wird bei dieser Modellierung explizit berücksichtigt. Diese Neubestimmung zeigt eine leicht höhere Tragfähigkeit des Containments verglichen mit derjenigen aus den frühen 90er-Jahren. Da die für das Containment von Block 1 berechnete Tragfähigkeit leicht geringer ist als diejenige für Block 2, wird in der PSA die Containmenttragfähigkeit von Block 1 verwendet.

Ein Vergleich der Containmenttragfähigkeit mit denjenigen anderer Anlagen zeigt, dass der mittlere Versagensdruck meist tiefer liegt als bei den anderen, neueren und deutlich grösseren Anlagen.

### **Beurteilung des ENSI**

Wie in der Richtlinie ENSI-A05 gefordert, wurde eine Tragfähigkeitsanalyse basierend auf modernen Mitteln durchgeführt. Bei der neuen Tragfähigkeitsanalyse gibt es noch kleinere Unklarheiten, deren Einfluss auf die ermittelte Tragfähigkeit allerdings gering ist. Dies betrifft beispielsweise die angemessene Berücksichtigung aller relevanten Versagensursachen des Containments in der Analyse. Insgesamt sind die Resultate der Analyse plausibel.

### 7.4.3 Containmentbeanspruchungen

#### Angaben des KKB

Folgende Beanspruchungen werden schwerpunktmässig in der Stufe-2-PSA betrachtet:

*Druckaufbau durch induziertes Versagen von Primärkreisstrukturen:* Bei hohen Temperaturen und Drücken kann es zum Kriechversagen von Strukturen des Primärkreises kommen. Dieses Phänomen wird für die heissen Hauptkühlmittelleitungen, die Anschlussleitung des Druckhalters und die Dampferzeugerheizrohre berücksichtigt. Eine Analyse des temperaturinduzierten Versagens von Primärkreisstrukturen wurde basierend auf dem Larson-Miller-Ansatz<sup>279</sup> durchgeführt. Die Resultate zeigen, dass die bedingte Wahrscheinlichkeit für das Versagen der heissen Kühlmittelleitungen bei hohem Druck ziemlich hoch ist verglichen mit der bedingten Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Dampferzeugerheizrohre.

*Druckaufbau durch Dampfleckage aus dem beschädigten RDB (Vessel Blowdown):* Beim Versagen des RDB gelangen grosse Dampfmengen in das Containment und verursachen dadurch einen Druckaufbau. Thermohydraulische Analysen mit den Programmen MAAP und MELSIM zeigen, dass der Druckaufbau durch „Vessel Blowdown“ allein nicht ausreicht, um das Containment zu gefährden.

*Dampfexplosionen:* Die Gefahr einer Dampfexplosion innerhalb des RDB besteht darin, dass der RDB-Deckel durch die Dampfexplosion weggeschleudert und das Containment beschädigt werden könnte. Gemäss den gegenwärtigen Forschungsergebnissen ist dieser Versagensmodus extrem unwahrscheinlich. Eine Dampfexplosion ausserhalb des RDB umfasst nur einen begrenzten Teil der Kernschmelze, wodurch die Explosion geringere Auswirkungen hat.

*High-Pressure Melt Ejection / Direct Containment Heating:* Bei Unfallsequenzen mit RDB-Versagen unter hohem Druck kann die Kernschmelze beim hochenergetischen Herausschleudern fein fragmentiert werden. Die Wärme der Schmelzfragmente und die Energie der Verbrennung des freigesetzten Wasserstoffs werden dabei sehr schnell an die Containmentatmosphäre übertragen, woraus ein schneller Temperatur- und Druckanstieg resultiert.

*Abheben des RDB (Vessel Rocketing):* Falls der RDB bei hohem Druck versagt, besteht die Gefahr, dass aufwärts gerichtete Schubkräfte (durch Dampf- und Gasaustritt aus dem RDB) den RDB aus seiner Verankerung reissen und in die Höhe heben könnten, wodurch das Containment gefährdet werden kann. Für die Berechnung der bedingten Wahrscheinlichkeit für dieses Szenario werden unter anderem der Druck im RDB, das Gewicht des RDBs und seiner Einbauten, die Grösse des RDB-Lecks, die Temperatur und Haltekräfte der Kühlmittelleitungen verwendet.

*Wasserstoff- und Kohlenmonoxidverbrennung:* Während eines schweren Unfalls entstehen innerhalb und – nach dem RDB-Versagen – auch ausserhalb des RDB durch verschiedene Prozesse (hauptsächlich Oxidation von Metallen durch Dampf bei hohen Temperaturen) grosse Mengen Wasserstoffs. Zudem wird nach dem RDB-Versagen weiterer Wasserstoff und Kohlenmonoxid bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung gebildet. Damit Wasserstoff verbrennen kann, muss die Wasserstoffkonzentration grösser als 4-Vol.-% sein. Liegt die Dampfkonzentration über ca. 55-Vol.-%, so ist eine Wasserstoffverbrennung nicht mehr möglich; das Containment ist dann dampfinertisiert.

*Langfristiger Druckaufbau durch Dampf und nichtkondensierbare Gase:* Während eines schweren Unfalls können aufgrund verschiedener Prozesse grosse Mengen nichtkondensierbarer Gase (z. B. CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>) entstehen, die zu einem Druckaufbau führen, der langfristig die Containmentintegrität gefährden kann (Containment-Strukturversagen oder -Leckage). Die Systeme zur Wärmeabfuhr aus dem Containment (Containmentkühler und Sprühsystem) kühlen das Containment und verlangsamen damit den Druckaufbau im Containment. Mittels der gefilterten Druckentlastung kann der Druckaufbau begrenzt und dadurch ein Containmentversagen verhindert werden.

*Unterdruckversagen des Containments:* Ein Unterdruck im Containment kann entstehen, wenn in der Frühphase des Unfallablaufs Luft aus dem Containment austritt (z. B. durch ein anfänglich nicht isoliertes Containment oder durch Containmentventing) und die Systeme zur Wärmeabfuhr aus dem Containment (Containmentkühler und Sprühsystem) zu einem späteren Zeitpunkt den Dampf kondensieren.

*Schmelze-Beton-Wechselwirkung (Molten Core Concrete Interaction):* Nach dem Versagen des RDB tritt die Kernschmelze aus dem RDB aus, und es kommt zur Wechselwirkung der Kernschmelze mit dem Betonfundament. Falls die Kernschmelze nicht gekühlt werden kann, zersetzt sie durch die hohe Temperatur den Beton.

*Kühlung der Kernschmelze ausserhalb des RDB:* Ob die Kernschmelze unmittelbar nach Versagen des RDB ausserhalb des RDB gekühlt werden kann, hängt u. a. vom Druck im RDB bei dessen Versagen und der im Containment vorhandenen Wassermenge ab. Für die langfristige Kühlbarkeit ist dann zusätzlich noch die weitere Einspeisung von Wasser ins Containment relevant.

### **Beurteilung des ENSI**

Alle in der Richtlinie ENSI-A05 aufgeführten Schwerunfallphänomene werden vom KKB in der Stufe-2-PSA berücksichtigt und dokumentiert. Das ENSI hat bei seiner Überprüfung jedoch auch Verbesserungsbedarf identifiziert. Der bedeutendste Punkt betrifft die Wiederinbetriebnahme der Containmentkühlung nach anfänglichem Versagen. Diese wird für die Vermeidung eines langsamen Überdruckversagens des Containments im Modell nicht berücksichtigt. Dabei wird vernachlässigt, dass eine solche Wiederinbetriebnahme zu einer Dampfkondensation und damit einhergehend zu einer Deinertisierung der Containmentatmosphäre führen könnte, wodurch allenfalls eine Wasserstoffverbrennung wieder möglich würde.

## **7.4.4 Unfallablaufanalyse**

### **Angaben des KKB**

Der Unfallablaufbaum (Containment Event Tree, CET) besteht aus 28 Abfragen und bildet alle Merkmale eines schweren Unfalls logisch ab, welche die radioaktive Freisetzung in die Umgebung beeinflussen. Im ersten Teil des CET werden die für ein frühes Containmentversagen relevanten Ereignisse adressiert, der zweite Teil enthält die Ereignisse der späteren Phase. Im CET werden auch verschiedene Operateurhandlungen modelliert. Abhängigkeiten zwischen diesen Handlungen werden berücksichtigt, indem die Fehlerrate der nächsten Handlung bei Versagen einer vorherigen Handlung erhöht wird. Wenn zwei oder mehr Operateurhandlungen zur Unfallbegrenzung versagt haben, werden mögliche nachfolgende Handlungen als garantiert ausgefallen modelliert.

Die aus dem CET resultierenden Endzustände werden in der BERA-2013 in Freisetzungskategorien überführt, die durch folgende Merkmale charakterisiert sind:

- Art des Containmentversagens: ausschliesslich Leckage, gefilterte Druckentlastung, Versagen des Containmentabschlusses, Containmentversagen, Bypass
- Zeitpunkt des Versagens: früh, spät

Bei den Nicht-Bypass Kategorien werden Untergruppen eingeführt, welche Angaben zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung und der Verfügbarkeit des Containment-Sprühsystems machen. Die Tabellen 7.4-1 und 7.4-2 geben eine Übersicht über die Freisetzungskategorien und deren Häufigkeiten.

**Tabelle 7.4-1: Häufigkeiten [1/Jahr] der PSA Freisetzungskategorien für den Leistungsbetrieb: Nicht-Bypass-Sequenzen**

Freisetzungspfade		Ohne Schmelze-Beton-Wechselwirkung		Mit Schmelze-Beton-Wechselwirkung		Total	Anteil
		Mit Sprühen AS	Ohne Sprühen AU	Mit Sprühen BS	Ohne Sprühen BU		
RC1	Nur Containmentleckage	$6,38 \cdot 10^{-7}$	$1,67 \cdot 10^{-7}$	$1,77 \cdot 10^{-7}$	$1,21 \cdot 10^{-7}$	$1,10 \cdot 10^{-6}$	11,8 %
RC2	Gefilterte Druckentlastung	$2,17 \cdot 10^{-10}$	$8,50 \cdot 10^{-7}$	$1,28 \cdot 10^{-9}$	$3,06 \cdot 10^{-6}$	$3,91 \cdot 10^{-6}$	41,9 %
RC4	Spätes Containmentversagen	$6,35 \cdot 10^{-12}$	$4,49 \cdot 10^{-9}$	$3,79 \cdot 10^{-10}$	$7,04 \cdot 10^{-8}$	$7,53 \cdot 10^{-8}$	0,8 %
RC5	Frühes Containmentversagen	$1,03 \cdot 10^{-10}$	$1,92 \cdot 10^{-8}$	$2,25 \cdot 10^{-10}$	$5,66 \cdot 10^{-9}$	$2,52 \cdot 10^{-8}$	0,3 %
RC6	Versagen Containmentabschluss	$9,85 \cdot 10^{-11}$	$2,76 \cdot 10^{-7}$	$1,48 \cdot 10^{-8}$	$1,78 \cdot 10^{-6}$	$2,07 \cdot 10^{-6}$	22,2 %
Total ohne Bypass-Sequenzen						$7,18 \cdot 10^{-6}$	77,0 %

**Tabelle 7.4-2: Häufigkeiten [1/Jahr] der PSA Freisetzungskategorien für den Leistungsbetrieb: Bypass-Sequenzen**

Bypass Sequenzen		Mit Rückhalt Spaltprodukte	Ohne Rückhalt Spaltprodukte	Total	Anteil
RC7A	Alle Bypass-Sequenzen mit Rückhaltung der Spaltprodukte in einer Wasservorlage	$1,29 \cdot 10^{-7}$		$1,29 \cdot 10^{-7}$	1,4 %
RC7B	Bypass via Kühlmittelentnahme oder via Dichtung der Hauptkühlmittelpumpen (HKMP)		$7,70 \cdot 10^{-7}$	$7,70 \cdot 10^{-7}$	8,3 %
RC7C1	Nichtisolierter Dampferzeugerheizrohrbruch		$1,17 \cdot 10^{-7}$	$1,17 \cdot 10^{-7}$	1,3 %
RC7C2	Induzierter Dampferzeugerheizrohrbruch		$4,40 \cdot 10^{-7}$	$4,40 \cdot 10^{-7}$	4,7 %
RC7D1	Bypass via Druckspeicher oder Interfacing System LOCAs.		$1,14 \cdot 10^{-10}$	$1,14 \cdot 10^{-10}$	0,0 %
RC7D2	Nichtisolierter Sperrwasserrücklauf der Hauptkühlmittelpumpen, Dichtungen der HKMP intakt		$1,85 \cdot 10^{-8}$	$1,85 \cdot 10^{-8}$	0,2 %
RC7E	Containment-Bypass durch externes Ereignis		$6,67 \cdot 10^{-7}$	$6,67 \cdot 10^{-7}$	7,2 %
Total Bypass-Sequenzen				$2,14 \cdot 10^{-6}$	23,0 %
<b>Gesamttotal (Bypass- und Nicht-Bypass-Sequenzen)</b>				<b><math>9,33 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>100,0 %</b>

Die Resultate zeigen folgendes Bild:

- Die Häufigkeit der Freisetzungskategorien mit einem intakten Containment beträgt  $1,1 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr und trägt damit knapp 12 % zur gesamten Freisetzungshäufigkeit bei.
- Die Häufigkeit der Freisetzungskategorien mit gefilterter Containment-Druckentlastung beträgt  $3,9 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr, der Anteil an der Kernschadenshäufigkeit beträgt rund 42 %. Ein grosser Anteil der Freisetzungen kann also durch die gefilterte Druckentlastung gemildert werden.

- Die Häufigkeit der Freisetzungen mit Versagen des Containments, Versagen des Containmentabschlusses oder mit einem Containment-Bypass beträgt  $4,3 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr, der Anteil an der Kernschadenshäufigkeit beträgt rund 46 %. Der dominierende Beitrag zu diesen Freisetzungskategorien stammt von Erdbeben.
- Die Häufigkeit eines späten Containmentversagens ist mit  $7,5 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr gering (Anteil 0,8 %).
- Die Häufigkeit von frühem Containmentversagen ist mit  $2,5 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr gering (Anteil 0,3 %). Frühes Containmentversagen ist im Wesentlichen durch Wasserstoffverbrennungen und den Druckaufbau im Containment durch die Dampfproduktion nach dem RDB-Versagen bedingt. Aus Sicht des KKB zeigt dies, dass das KKB-Containment sehr robust gegenüber den Containmentbelastungen bei einem schweren Unfall ist.
- Unfallabläufe mit einer Penetration des Betonfundaments werden nicht einer separaten Freisetzungskategorie zugewiesen, da dieses Ereignis in Kombination mit vielen der obigen Freisetzungskategorien auftreten kann. Die Häufigkeit solcher Unfallabläufe beträgt  $5,4 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr.

### Beurteilung des ENSI

Der CET ist umfassend und enthält die wichtigen Schwerunfallphänomene, Ausrüstungen und Operateurhandlungen. Die Definition der Freisetzungskategorien ist sinnvoll und entspricht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05. Der vom ENSI identifizierte Verbesserungsbedarf wird nachfolgend zusammenfassend aufgeführt:

- Das mögliche Offenbleiben eines Druckhaltersicherheitsventils nach Beginn des Kernschadens wird nicht berücksichtigt. Dadurch könnte es zu einer Druckentlastung des Primärkreises vor RDB-Versagen kommen.
- Die Quantifizierung der Wiederinbetriebnahme der Kernkühlung nach vorherigem Versagen derselben fokussiert bei Verfügbarkeit der entsprechenden mobilen Mittel ausschliesslich auf die Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen. Es ist nicht nachvollziehbar, ob Zeitintervalle, in denen eine erneute Kernkühlung das Versagen des Primärkreises verhindern kann, für die Beurteilung der Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen beachtet werden.

### 7.4.5 Quelltermanalyse

#### Angaben des KKB

Ein Quellterm charakterisiert den zeitlichen Verlauf und die nuklidspezifische Menge der in die Umgebung freigesetzten radioaktiven Stoffe. Für die Quelltermanalyse der BERA-2013 werden mehr als ein Dutzend MELSIM-Rechnungen verschiedener Szenarien (Station Blackout, LOCAs an den Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen, Interfacing System LOCAs) analysiert. Der für diese Analysen verwendete MELSIM-Unfallsimulator basiert auf der MELCOR Version 1.8.6. Für verschiedene Freisetzungskategorien wurden keine Simulationen durchgeführt, sondern deren Quellterme von Ergebnissen der MELSIM Berechnungen anderer Kategorien abgeleitet. Tabelle 7.4-3 zeigt die Quellterme der einzelnen Freisetzungskategorien.

Die Total Risk of Activity Release (TRAR) ist definiert als Produkt aus der Freisetzungshäufigkeit der einzelnen Kategorien und den entsprechenden Quelltermen und beträgt  $3,04 \cdot 10^{13}$  Bq pro Jahr. Den höchsten Risikobeitrag zur TRAR liefern die Freisetzungskategorien mit einem durch externe Ereignisse ausgelösten Containmentbypass, mit Versagen des Containmentabschlusses und mit einer gefilterten Druckentlastung (die beiden letzten Kategorien jeweils mit einer Schmelze-Beton-Wechselwirkung und ohne Containmentsprühen), also die Kategorien RC7E, RC6BU und RC2BU. Die Bypass-Kategorien (RC7A bis RC7E) tragen insgesamt rund 41 % zur TRAR bei.

Tabelle 7.4-3: Quellterme der Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Häufigkeit [pro Jahr]	Anteil	Edelgase (Xe)	Halogene (I)	Alkalimetalle (Cs)	Aerosole	Risiko Aerosole	Risiko Freigesetzte Aktivität
			[Bq]	[Bq]	[Bq]		[Bq]	[Bq/Jahr]
RC1AS	$6,38 \cdot 10^{-7}$	6,84 %	$1,4 \cdot 10^{14}$	$7,3 \cdot 10^{11}$	$9,1 \cdot 10^{10}$	$9,23 \cdot 10^{11}$	$5,89 \cdot 10^5$	$8,99 \cdot 10^7$
RC1AU	$1,67 \cdot 10^{-7}$	1,79 %	$7,6 \cdot 10^{13}$	$5,9 \cdot 10^{10}$	$8,2 \cdot 10^9$	$7,78 \cdot 10^{10}$	$1,30 \cdot 10^4$	$1,27 \cdot 10^7$
RC1BS	$1,77 \cdot 10^{-7}$	1,90 %	$8,8 \cdot 10^{13}$	$7,2 \cdot 10^{11}$	$6,2 \cdot 10^{10}$	$1,04 \cdot 10^{12}$	$1,85 \cdot 10^5$	$1,58 \cdot 10^7$
RC1BU	$1,21 \cdot 10^{-7}$	1,30 %	$8,8 \cdot 10^{13}$	$7,2 \cdot 10^{12}$	$6,2 \cdot 10^{11}$	$1,04 \cdot 10^{13}$	$1,26 \cdot 10^6$	$1,19 \cdot 10^7$
RC2AS	$2,17 \cdot 10^{-10}$	0,00 %	$7,9 \cdot 10^{17}$	$7,4 \cdot 10^{10}$	$7,9 \cdot 10^9$	$9,28 \cdot 10^{10}$	$2,02 \cdot 10^1$	$1,72 \cdot 10^8$
RC2AU	$8,50 \cdot 10^{-7}$	9,11 %	$7,9 \cdot 10^{17}$	$7,4 \cdot 10^{11}$	$7,9 \cdot 10^{10}$	$9,28 \cdot 10^{11}$	$7,89 \cdot 10^5$	$6,72 \cdot 10^{11}$
RC2BS	$1,28 \cdot 10^{-9}$	0,01 %	$2,5 \cdot 10^{18}$	$6,7 \cdot 10^{11}$	$5,1 \cdot 10^{10}$	$5,35 \cdot 10^{12}$	$6,86 \cdot 10^3$	$3,21 \cdot 10^9$
RC2BU	$3,06 \cdot 10^{-6}$	32,78 %	$2,5 \cdot 10^{18}$	$2,2 \cdot 10^{13}$	$2,2 \cdot 10^{12}$	$8,64 \cdot 10^{13}$	$2,64 \cdot 10^8$	$7,65 \cdot 10^{12}$
RC4AS	$6,35 \cdot 10^{-12}$	0,00 %	$7,9 \cdot 10^{17}$	$7,4 \cdot 10^{12}$	$7,9 \cdot 10^{12}$	$2,62 \cdot 10^{13}$	$1,66 \cdot 10^2$	$5,02 \cdot 10^6$
RC4AU	$4,49 \cdot 10^{-9}$	0,05 %	$7,9 \cdot 10^{17}$	$7,4 \cdot 10^{13}$	$7,9 \cdot 10^{13}$	$2,62 \cdot 10^{14}$	$1,18 \cdot 10^6$	$3,55 \cdot 10^9$
RC4BS	$3,79 \cdot 10^{-10}$	0,00 %	$2,5 \cdot 10^{18}$	$6,7 \cdot 10^{13}$	$5,1 \cdot 10^{13}$	$4,75 \cdot 10^{15}$	$1,80 \cdot 10^6$	$9,49 \cdot 10^8$
RC4BU	$7,04 \cdot 10^{-8}$	0,75 %	$2,5 \cdot 10^{18}$	$6,7 \cdot 10^{14}$	$5,1 \cdot 10^{14}$	$4,75 \cdot 10^{16}$	$3,34 \cdot 10^9$	$1,79 \cdot 10^{11}$
RC5AS	$1,03 \cdot 10^{-10}$	0,00 %	$3,6 \cdot 10^{18}$	$5,3 \cdot 10^{16}$	$5,5 \cdot 10^{15}$	$1,94 \cdot 10^{17}$	$1,99 \cdot 10^7$	$3,90 \cdot 10^8$
RC5AU	$1,92 \cdot 10^{-8}$	0,21 %	$3,6 \cdot 10^{18}$	$5,3 \cdot 10^{17}$	$5,5 \cdot 10^{16}$	$1,94 \cdot 10^{18}$	$3,72 \cdot 10^{10}$	$1,06 \cdot 10^{11}$
RC5BS	$2,25 \cdot 10^{-10}$	0,00 %	$3,6 \cdot 10^{18}$	$1,1 \cdot 10^{17}$	$1,1 \cdot 10^{16}$	$1,94 \cdot 10^{17}$	$4,37 \cdot 10^7$	$8,55 \cdot 10^8$
RC5BU	$5,66 \cdot 10^{-9}$	0,06 %	$3,6 \cdot 10^{18}$	$1,1 \cdot 10^{18}$	$1,1 \cdot 10^{17}$	$1,94 \cdot 10^{18}$	$1,10 \cdot 10^{10}$	$3,13 \cdot 10^{10}$
RC6AS	$9,85 \cdot 10^{-11}$	0,00 %	$3,6 \cdot 10^{18}$	$2,6 \cdot 10^{16}$	$2,7 \cdot 10^{15}$	$9,51 \cdot 10^{16}$	$9,38 \cdot 10^6$	$3,64 \cdot 10^8$
RC6AU	$2,76 \cdot 10^{-7}$	2,96 %	$3,6 \cdot 10^{18}$	$2,6 \cdot 10^{17}$	$2,7 \cdot 10^{16}$	$4,71 \cdot 10^{17}$	$1,30 \cdot 10^{11}$	$1,12 \cdot 10^{12}$
RC6BS	$1,48 \cdot 10^{-8}$	0,16 %	$3,6 \cdot 10^{18}$	$5,3 \cdot 10^{16}$	$5,5 \cdot 10^{15}$	$9,51 \cdot 10^{16}$	$1,41 \cdot 10^9$	$5,47 \cdot 10^{10}$
RC6BU	$1,78 \cdot 10^{-6}$	19,07 %	$3,6 \cdot 10^{18}$	$5,3 \cdot 10^{17}$	$5,5 \cdot 10^{16}$	$9,51 \cdot 10^{17}$	$1,69 \cdot 10^{12}$	$8,10 \cdot 10^{12}$
RC7A	$1,29 \cdot 10^{-7}$	1,38 %	$1,2 \cdot 10^{18}$	$6,6 \cdot 10^{14}$	$7,2 \cdot 10^{13}$	$7,47 \cdot 10^{14}$	$9,66 \cdot 10^7$	$1,55 \cdot 10^{11}$
RC7B	$7,70 \cdot 10^{-7}$	8,25 %	$2,2 \cdot 10^{18}$	$3,5 \cdot 10^{17}$	$4,5 \cdot 10^{16}$	$4,69 \cdot 10^{17}$	$3,61 \cdot 10^{11}$	$2,05 \cdot 10^{12}$
RC7C1	$1,17 \cdot 10^{-7}$	1,25 %	$1,1 \cdot 10^{18}$	$4,4 \cdot 10^{17}$	$7,4 \cdot 10^{16}$	$5,44 \cdot 10^{17}$	$6,35 \cdot 10^{10}$	$1,92 \cdot 10^{11}$
RC7C2	$4,40 \cdot 10^{-7}$	4,71 %	$2,6 \cdot 10^{18}$	$3,3 \cdot 10^{16}$	$3,2 \cdot 10^{15}$	$3,72 \cdot 10^{16}$	$1,64 \cdot 10^{10}$	$1,16 \cdot 10^{12}$
RC7D1	$1,14 \cdot 10^{-10}$	0,00 %	$2,2 \cdot 10^{18}$	$3,5 \cdot 10^{17}$	$4,5 \cdot 10^{16}$	$4,69 \cdot 10^{17}$	$5,34 \cdot 10^7$	$3,04 \cdot 10^8$
RC7D2	$1,85 \cdot 10^{-8}$	0,20 %	$2,2 \cdot 10^{18}$	$3,5 \cdot 10^{15}$	$4,5 \cdot 10^{14}$	$4,69 \cdot 10^{15}$	$8,69 \cdot 10^7$	$4,09 \cdot 10^{10}$
RC7E	$6,67 \cdot 10^{-7}$	7,15 %	$1,1 \cdot 10^{19}$	$1,7 \cdot 10^{18}$	$2,3 \cdot 10^{17}$	$2,29 \cdot 10^{18}$	$1,53 \cdot 10^{12}$	$8,87 \cdot 10^{12}$
<b>Total</b>	<b><math>9,33 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>100 %</b>					<b><math>3,85 \cdot 10^{12}</math></b>	<b><math>3,04 \cdot 10^{13}</math></b>

## Beurteilung des ENSI

Der Ansatz zur Bestimmung der Freisetzungen entspricht dem Stand der Technik und folgt den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05. So basieren die ermittelten Freisetzungen auf anlagenspezifischen Berechnungen und werden detailliert dargestellt. Das ENSI hat bei seiner Überprüfung jedoch auch Verbesserungsbedarf identifiziert. Der bedeutendste Punkt betrifft den Quellterm für die Freisetzungskategorie RC7C2 (induzierte Dampferzeugerheizrohrbrüche). Dieser Quellterm basiert auf einer MELCOR-Simulation, bei der das induzierte Versagen eines Dampferzeugerheizrohres modelliert wird. Da das daraus resultierende Leck klein ist, sinkt der Druck im Primärkreis nur langsam ab. Kurz nach dem Versagen des Dampferzeugerheizrohres kommt es deshalb noch zu einem induzierten Versagen einer Hauptkühlmittelleitung. Dadurch gelangt der grösste Teil der Freisetzung ins Containment, wo dann ein Teil der Spaltprodukte zurückgehalten werden kann. Der gegenwärtige Quellterm für die Kategorie RC7C2 unterschätzt möglicherweise die Freisetzung in die Umgebung. Es ist nicht auszuschliessen, dass mehrere Heizrohre versagen und danach der Druck im Primärkreis für ein induziertes Versagen einer Hauptkühlmittelleitung nicht mehr hoch genug ist. Dies würde zu einer grösseren Freisetzung führen.

### 7.4.6 Ergebnisse der Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb

#### Angaben des KKB

Basierend auf den Quelltermen werden die Freisetzungskategorien zu zwei Gruppen zusammengefasst, den grossen frühen Freisetzungen (Large early release frequency, LERF) und den grossen Freisetzungen (Large release frequency, LRF). Unfälle, welche innerhalb der ersten 10 Stunden nach Kernschaden mehr als  $2 \cdot 10^{15}$  Bq I-131 in die Umgebung freisetzen, werden gemäss dem KKB zur LERF gezählt. Das Kriterium für die LRF ist eine Freisetzung von mehr als  $2 \cdot 10^{14}$  Bq Cs-137. Zur LERF tragen die Freisetzungskategorien RC5AS, RC5AU, RC5BS, RC5BU, RC6AS, RC6AU, RC6BS, RC6BU, RC7B, RC7C1, RC7C2, RC7D1 und RC7E bei. Zur LRF trägt zusätzlich noch die Freisetzungskategorie RC4BU bei.

Die LERF beträgt gemäss dem KKB  $4,09 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr und wird, wie Tabelle 7.4-4 zeigt, zu knapp 96 % von Erdbeben dominiert. Weitere Beiträge liefern LOCAs (3 %), Flugzeugabsturz (0,5 %) und Verlust der Kühlwasserfassungen (0,5 %). Dampferzeugerheizrohrbrüche tragen mit knapp 96 % zur LERF durch LOCAs bei. Die LRF ist mit  $4,16 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr nur unwesentlich grösser als die LERF. Insgesamt führt ein grosser Anteil der CDF zu einer grossen frühen Freisetzung.

Bezogen auf die Freisetzung leisten die Kategorien mit einem Versagen des Containmentabschlusses (mit Schmelze-Beton-Wechselwirkung und Versagen des Containmentsprühens, RC6BU), mit Bypass via Kühlmittellentnahme oder Dichtung der Hauptkühlmittelpumpen (RC7B) und mit einem durch externe Ereignisse ausgelösten Containmentbypass (RC7E) mit insgesamt 78,7 % den grössten Beitrag zur LERF.

Operateurhandlungen, deren Versagen mindestens 1 % zur LERF beitragen, sind:

- Druckentlasten der Anlage
- der Einstieg der Operateure in die SAMG
- Wiederbespeisung der Dampferzeuger mit Speisewasser
- Massnahmen zur Beherrschung von Dampferzeugerheizrohrbrüchen

Der seismische Beitrag zur LERF ist auf viele Systeme, Strukturen und Komponenten verteilt. Die wichtigsten davon sind die Wärmetauscher der Containment Umluftkühlung, die 120V DC Nicht-Notstand-Schienen und die Ausrüstungen des Frischdampfabblasesystems.

Tabelle 7.4-4: Beiträge der auslösenden Ereigniskategorien zur LERF [pro Jahr]

	Ereigniskategorie	Mittelwert	Quantile			Anteil
			5 %	50 %	95 %	
<b>Interne Ereignisse</b>	LOCA	$1,25 \cdot 10^{-7}$				3,05 %
	Transienten	$1,32 \cdot 10^{-8}$				0,32 %
	Ausfall von Hilfssystemen	$5,36 \cdot 10^{-10}$				0,01 %
	<b>Total</b>	<b><math>1,39 \cdot 10^{-7}</math></b>				<b>3,39 %</b>
<b>Interne systemübergreifende Ereignisse</b>	Brand	$5,17 \cdot 10^{-10}$				0,01 %
	Interne Überflutung	$2,84 \cdot 10^{-9}$				0,07 %
	Turbinenzerknall	$7,55 \cdot 10^{-13}$				0,00 %
	<b>Total</b>	<b><math>3,36 \cdot 10^{-9}</math></b>				<b>0,08 %</b>
<b>Externe Ereignisse</b>	Erdbeben	$3,92 \cdot 10^{-6}$				95,94 %
	Externe Überflutung	$3,07 \cdot 10^{-10}$				0,01 %
	Flugzeugabsturz	$2,13 \cdot 10^{-8}$				0,52 %
	Verlust der Kühlwasserfassungen	$2,15 \cdot 10^{-8}$				0,53 %
	Extreme Winde und Tornados	$6,07 \cdot 10^{-10}$				0,01 %
	<b>Total</b>	<b><math>3,95 \cdot 10^{-6}</math></b>				<b>96,53 %</b>
<b>Alle auslösenden Ereignisse</b>	<b>Gesamttotal</b>	<b><math>4,09 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b><math>1,57 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b><math>3,60 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b><math>8,17 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>100,00 %</b>

### Beurteilung des ENSI

Die Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb wurde hinsichtlich Methodik, getroffener Annahmen und ermittelter Resultate vom ENSI überprüft. Wesentliche Erkenntnisse sind:

- Der Unfallablaufbaum ist übersichtlich, gut dokumentiert und enthält die relevanten Abfragen.
- Die Kriterien für die Zuordnung der Freisetzungshäufigkeiten zu den Kategorien LERF und LRF stimmen mit der Richtlinie ENSI-A05 überein.
- Erdbebeninduziertes Versagen des Containmentabschlusses trägt am meisten zur LERF bei (seismisches Versagen der Containment Umluftkühlung). Der Einfluss der Schwerunfallphänomene ist weniger bedeutend. Eine gewisse Bedeutung hat das induzierte Versagen der Dampferzeugerheizrohre.
- Die schmale Streuung der LERF ist ein Resultat der geringen Streuung der erdbebenbedingten CDF (vgl. Kapitel 7.3.7). Der Grund dafür ist, dass die seismische Gefährdung auf PRP-Intermediate Hazard Resultaten beruht, für welche keine Unsicherheiten ausgewiesen wurden.
- Bezüglich der neuen Containmenttragfähigkeitsanalyse gibt es noch Unklarheiten, welche einen Einfluss auf die ermittelte Tragfähigkeit haben können.
- Das Containmentventing hat einen grossen Einfluss auf die Reduktion des späten Containmentversagens. Die positive Wirkung des Containmentventings könnte durch eine Verringerung des Containmentabschlussversagens weiter erhöht werden.
- Der Anteil der Hochdrucksequenzen an der CDF ist hoch. Eine entsprechende Forderung, bis Ende 2016 Massnahmen zur Reduktion des Anteils der Hochdruck-Kernschadenssequenzen zu identifizieren und zu überprüfen, ob deren Umsetzung als angemessen zu beurteilen ist, wird bereits im Aufsichtsverfahren verfolgt.

- Verschiedene PSA-Auswertungen gemäss der Richtlinie ENSI-A05 sind noch ausstehend. Dies betrifft die Bewertung von signifikanten PSA-relevanten Anlageänderungen und den Vergleich der Erkenntnisse aus der vorherigen PSA mit denjenigen der aufdatierten PSA.

Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen und Dokumentation der Volllast-Stufe-2-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab:

#### **Forderung 7.4-1**

*Bis zum 15. Dezember 2019 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Volllastbetriebs umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt darzulegen, wie dieser im neuen Modell beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.*

## **7.5 Risiko der Brennelementlagerbecken bei Leistungsbetrieb**

### **Angaben des KKB**

Im Rahmen der BERA-2013 wird das Freisetzungsrisko der Brennelementlagerbecken bei Leistungsbetrieb für folgende auslösende Ereignisse untersucht:

- Interne Ereignisse und interne systemübergreifende Ereignisse: Verlust der gesamten Wechselstromversorgung (Station Blackout), LOCA, interner Brand, Turbinenzerknall
- Externe Ereignisse: Erdbeben, unfallbedingter Flugzeugabsturz, externer Brand, externe Überflutung, extreme Winde und Tornados

Ereignisse, deren Eintrittshäufigkeit kleiner ist als  $10^{-9}$  pro Jahr, werden von der weiteren Analyse ausgeschlossen. Sofern innerhalb von 72 Stunden nach Ereigniseintritt keine Freisetzungen aus den Brennelementlagerbecken erfolgen, geht das KKB davon aus, dass ausreichend Zeit für AM-Massnahmen zur Verfügung steht, um die Brennelemente zu kühlen. Daher wird in solchen Fällen von einer Beherrschung des Ereignisses ausgegangen. Für alle weiteren Ereignisse wird deren Anteil am Gesamtfreisetzungsrisiko des KKB abgeschätzt.

Der Verlust der gesamten Wechselstromversorgung kann nicht zu einem Kühlmittelverluststörfall für die Brennelementlagerbecken führen, sondern bewirkt lediglich einen Ausfall aller Kühlsysteme. Durch das Verdampfen des Wasserinventars der Becken fällt der Wasserstand nach etwa 91 Stunden so weit, dass er die Brennelemente erreicht. Nach weiteren 30 Stunden werden erste Brennelementschäden erwartet. Das Ereignis wird aufgrund der langen Zeitspanne, die für AM-Massnahmen zur Verfügung steht, beherrscht.

Ein LOCA aufgrund spontanen Versagens von Leitungen kann nur während des Betriebs des Reinigungssystems auftreten, wenn zusätzlich zwei Rückschlagklappen nicht ordnungsgemäss schliessen. Für die Berechnung der Eintrittshäufigkeit eines solchen Ereignisses wird abgeschätzt, dass das Reinigungssystem 15 % der Zeit in Betrieb ist und dass nur 25 % der Leckagen grosse Leckagen sind. Zusätzlich wird berücksichtigt, dass Operateure das Leck absperren können. Auf dieser Grundlage ergibt sich für LOCA aufgrund eines spontanen Versagens von Leitungen eine Eintrittshäufigkeit von  $1,4 \cdot 10^{-10}$  pro Jahr. LOCA aufgrund eines seismisch induzierten Versagens von Leitungen und Komponenten des Reinigungssystems werden berechnet, indem angenommen wird, dass bei einem Erdbeben mit einer Überschreitungshäufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr während des Betriebs dieses Systems ein Wärmetauscher seismisch bedingt versagt und die Absperrung des Lecks durch Operateure fehlschlägt. Ein LOCA tritt dann auf, wenn zusätzlich zwei Rückschlagklappen nicht ordnungsgemäss schliessen. Damit ergibt sich für ein solches Ereignis eine Eintrittshäufigkeit von  $7,8 \cdot 10^{-10}$  pro Jahr. Das KKB analysiert die genannten LOCA nicht weitergehend, da deren Eintrittshäufigkeit zusammengerechnet kleiner ist als  $10^{-9}$  pro Jahr.

Ein interner Brand kann möglicherweise zum Ausfall der Brennelementlagerbeckenkühlung führen. Es verbleiben mehr als 72 Stunden, um eine ausreichende Kühlung der Brennelemente mit AM-Massnahmen wieder herzustellen. Ein Brand kann darüber hinaus die Zugänglichkeit der Brennelementlagerbecken beeinträchtigen. Das KKB geht davon aus, dass ein Brand mit hoher Wahrscheinlichkeit innerhalb von 72 Stunden gelöscht wird. Damit wird auch ein interner Brand aufgrund der langen Zeitspanne vor Eintritt von Brennelementschäden beherrscht.

Bezüglich eines Turbinenzerknalls führt das KKB aus, dass das Hilfsanlagegebäude B von der Turbine durch das Maschinenhaus und das Hilfsanlagegebäude C getrennt ist. Ausserdem haben die Lagerbecken massive, starke Wände.

Erdbeben können zu einem Verlust der Wärmeabfuhr, zu lokalen Schäden an Brennelementen sowie zu Schäden am Lagerbecken selbst führen. Ein Verlust der Wärmeabfuhr wird wie oben dargelegt beherrscht. Lokale Schäden an Brennelementen sind äquivalent zu einem mehrfachen Brennelementhandhabungsstörfall und führen aufgrund der Rückhaltefunktion des Wassers im Lagerbecken zu Freisetzungen geringer als ein Zehntel der jährlichen Abgabelimite des KKB. Der Beitrag zur TRAR des KKB ist daher vernachlässigbar. Schäden an der Betonstruktur der Lagerbecken sind mit einer Wahrscheinlichkeit von 1 % bei einer Beschleunigung von 2 g zu erwarten. Dies entspricht einem Erdbeben mit einer Überschreitenshäufigkeit von  $1,2 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr. Da die Lagerbecken mit Stahl ausgekleidet sind und da Stahl duktiler ist als Beton, geht das KKB davon aus, dass die Wahrscheinlichkeit eines Kühlmittelverlusts aufgrund einer seismisch bedingten Schädigung des Lagerbeckens kleiner als  $10^{-9}$  pro Jahr ist.

Bei einem unfallbedingten Flugzeugabsturz ist eine Perforation der dicken, widerstandsfähigen Lagerbeckenwände durch das Flugzeug auch aufgrund der Abschirmung durch Gebäude sehr unwahrscheinlich und daher nicht zu unterstellen. Brennelementschäden können durch Bruchstücke des Gebäudes oder des Flugzeugs hervorgerufen werden. Das Ausmass solcher Schäden ist wegen des Schutzes durch die hohe Wasserüberdeckung jedoch gering. Die möglichen Freisetzungen sind vergleichbar mit denjenigen eines mehrfachen Brennelementhandhabungsstörfalls. Aufgrund der Rückhaltefunktion des Wassers ist das Freisetzungsrisiko geringer als 1 % der TRAR des KKB.

Externe Brände können höchstens das Brennelementbecken-Kühlsystem beeinträchtigen, was wie oben dargelegt aufgrund des langen zur Verfügung stehenden Zeitraums vor Schädigung der Brennelemente beherrscht wird.

Das KKB gibt für das Nebengebäude B, in dem sich die Brennelementlagerbecken befinden, an, dass der durch Wind oder Tornado verursachte Einsturz eine Überschreitungshäufigkeit geringer als  $10^{-9}$  pro Jahr aufweist, weshalb das Ereignis nicht weitergehend analysiert wird. Zusätzlich führt das KKB an, dass ein solcher Einsturz Freisetzungen vergleichbar mit denjenigen eines mehrfachen Brennelementhandhabungsstörfalls zur Folge hätte.

Externe Überflutungen können die Funktion der Brennelementbeckenkühlung beeinträchtigen. Da die Zugänglichkeit für AM-Massnahmen auch bei weitreichenden Überflutungen gegeben ist, wird ein Ausfall der Kühlung aufgrund der langen zur Verfügung stehenden Zeitspanne beherrscht. Ein mögliches Versagen des Dachs des Nebengebäudes B aufgrund starker lokaler Regenfälle führt maximal zu Freisetzungen vergleichbar mit denjenigen eines mehrfachen Brennelementhandhabungsstörfalls. Die Brennelemente bleiben weiterhin mit Wasser bedeckt, gekühlt und auch bei vollständiger Verdünnung des Kühlmittels unterkritisch.

### **Beurteilung des ENSI**

Die Analyse des mit dem Brennelementbecken bei Leistungsbetrieb verbundenen Risikos wurde vom KKB aufgrund der Anforderungen der 2009 veröffentlichten Richtlinie ENSI-A05 erstmalig durchgeführt. Positiv hervorzuheben ist, dass die Zugänglichkeit der Örtlichkeiten für die Durchführung der AM-Massnahmen überprüft wird.

Die Prüfung des ENSI hat aber auch Verbesserungspotenzial aufgezeigt. Der wichtigste Punkt betrifft das Auswahlkriterium bezüglich Eintrittshäufigkeit.

Das vom KKB verwendete Kriterium, wonach Ereignisse, deren Eintrittshäufigkeit kleiner als  $10^{-9}$  pro Jahr ist, von der weiteren Analyse ausgeschlossen werden können, ist in der Richtlinie ENSI-A05, Kapitel 4.6.1 d auf genau spezifizierte Ereignisse beschränkt. Das KKB wendet es jedoch auf Ereignisse an, die gemäss Richtlinie ENSI-A05 unabhängig von ihrer Eintrittshäufigkeit zu analysieren sind. Dies trifft insbesondere auf Erdbeben, starke Winde und Tornados zu. Diese Ereignisse können zu Brennelementschäden aufgrund herabstürzender Trümmer und zu einem Kühlmittelverlust aufgrund Leckagen der Becken oder anschliessender Leitungen führen. Hierfür wären die möglichen Freisetzungen abzuschätzen und mit der Eintrittshäufigkeit der entsprechenden Ereignisse zu multiplizieren, um den Beitrag der Lagerbecken zur TRAR abzuschätzen. Nur wenn das Risiko von Freisetzungen aus den Brennelementbecken eines Blocks für alle Ereignisse zusammengerechnet kleiner ist als 1 % der TRAR dieses Blocks, kann auf eine detaillierte PSA für die Lagerbecken verzichtet werden.

Aus den identifizierten Verbesserungspunkten leitet das ENSI nachstehende Forderung ab:

#### **Forderung 7.5-1**

*Bis zum 15. Dezember 2018 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Analyse des mit den Brennelementlagerbecken bei Leistungsbetrieb verbundenen Risikos umzusetzen.*

## **7.6 Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb**

Die erste Stufe-1-PSA für die Betriebszustände Schwachlast, An- und Abfahren sowie Stillstand für das KKB wurde im 1998 eingereicht (BESRA-1998). 2006 wurde die PSA insbesondere bezüglich der Berücksichtigung von AM-Massnahmen und der durchgeführten Anlageänderungen sowie der Auswirkungen von Erdbeben überarbeitet. Sie umfasste neu auch eine vereinfachte Betrachtung der Stufe-2. Im 2010 reichte das KKB nochmals aktualisierte Ergebnisse der Stufe-1-PSA für die Betriebszustände Schwachlast, An- und Abfahren sowie Stillstand ein.

Die im Rahmen der PSÜ 2012 in 2013 vorgelegte PSA-Studie (BESRA-2013) baut auf der BESRA-1998 und den Ergänzungen der nachfolgenden Studien auf. Sie bildet wie die PSA für den Leistungsbetrieb das AUTANOVE-Projekt bereits ab.

Der Nichtleistungsbetrieb ist in der BESRA-2013 mit Hilfe zweier PSA-Modelle abgebildet. Der Betriebszustand Stillstand, d. h. bei Betrieb des Nachwärmeabfuhrsystems und bei entladem Kern, wird in einem Stillstandmodell abgebildet, das im Folgenden beschrieben und beurteilt wird. Die FDF-Beiträge der Betriebszustände Schwachlast, An- und Abfahren werden separat mit einem Modell quantifiziert, das durch geringe Modifikationen aus dem Vollastmodell hervorgegangen ist. Für dieses Modell gelten die Beurteilungen des Vollastmodells (vgl. Kapitel 7.3). Im Folgenden wird es daher nur bei der System- und Unfallablaufanalyse (Kapitel 7.6.5.2) sowie der Darstellung der Ergebnisse für den Nichtleistungsbetrieb (Kapitel 7.6.8) beurteilt.

### **7.6.1 Definition und Dauer von Betriebszuständen**

#### **Angaben des KKB**

In der BESRA-2013 werden vier Arten von Abstellungen unterschieden:

- Typ A: Abstellung zur Durchführung von Instandsetzungsarbeiten ohne Absenken des RDB-Füllstands
- Typ B: Abstellung zur Durchführung von Instandsetzungsarbeiten mit Absenken des RDB-Füllstands
- Typ C: Abstellung zum Brennelementwechsel einschliesslich geplanter Instandhaltungsarbeiten
- Typ D: Abstellung zum Brennelementwechsel ohne geplante Instandhaltungsarbeiten

Typ A und B beschreiben ausserordentliche Abstellungen länger als 24 Stunden aufgrund von erforderlichen Instandsetzungsarbeiten wegen Komponentenausfällen. Im Zeitraum 1999-2009 sind zwei Abstellungen des

Typs A und zwei des Typs B erfolgt. Typ C und D beschreiben Abststellungen für die geplanten Jahresrevisionen. Seit 2000 führt das KKB die Jahresrevisionen nach einem neuen Plan durch, so dass nur in jedem zweiten Jahr während der Abststellung zum Brennelementwechsel Instandhaltungsarbeiten und damit Abststellungen des Typs C durchgeführt werden.

Um die Definition der Abststellungsphasen auf Basis der KKB-Betriebserfahrung abzuleiten, werden Abststellungen des Typs C zugrunde gelegt, da die anderen Typen lediglich Untergruppen dieser Phasen umfassen. Die Einteilung orientiert sich an folgenden Merkmalen:

- Kritikalität des Reaktors
- Druck im Primärkreis
- Verfügbare Systeme zur Wärmeabfuhr
- Füllstand im RDB bzw. in der Reaktorgrube
- Status des Reaktordruckbehälters

Die Dauer der Phasen ist auf Basis der KKB-Betriebserfahrung von 1999-2009 (Typ A und B) bzw. 2000-2009 (Typ C und D) festgelegt. Die Tabelle 7.6-1 gibt einen Überblick über die Phasen der verschiedenen Abststellungstypen. Generell werden 16 Phasen unterschieden, einzelne davon werden weiter unterteilt. Die Phasen 1, 2, 14, 15 und 16 werden mit Hilfe des PSA-Modells für den Leistungsbetrieb analysiert, wobei ihr Beitrag separat von der CDF des Leistungsbetriebs quantifiziert wird. Hierfür werden sowohl Ereignisse, die nur in diesen Phasen auftreten können, als auch Nichtverfügbarkeiten, die planmässig in diesen Phasen auftreten, betrachtet. Die Phasen 3 bis 13 werden im PSA-Modell für den Stillstand abgebildet.

**Tabelle 7.6-1: Schwachlast- und Stillstandsphasen in der BESRA-2013**

Phase	Dauer [Stunden]				Beschreibung	Primärkreis			
	Typ A	Typ B	Typ C	Typ D		Druck [bar]	Temp. [°C]	Füll- stand	Status
1	-	-	0,5	1,2	Schwachlastbetrieb	154	283-280		zu
2	-	-	16,6	12,8	Reaktor unterkritisch, Abkühlen über Sekun- därseite	154-24	280-150		zu
3	0,5	3,5	2,6	2,5	Abkühlen über Rest- wärmeabfuhrsystem	24	150		zu
4	1,3	7,1	32,1	28,8	Absenken des Drucks im Primärkreis	24-0	150-60		zu
4M	28,6		-	-	Instandsetzungs- arbeiten	0	<60		zu
5	-	8,1	13,7	11,4	Absenken des Wasser- stands	0	<60-<40	sinkt	belüftet
6a	-	-	9,8	2,0	Weiteres Absenken des Wasserstands, Ent- spannen RDB-Bolzen	0	<40	sinkt	belüftet
6b	-	-	15,2	12,5	Entfernen des RDB- Deckels	0	<40	abge- senkt	belüftet

Phase	Dauer [Stunden]		Beschreibung		Primärkreis				
	Typ A	Typ B	Typ C	Typ D	Druck [bar]	Temp. [°C]	Füll- stand	Status	
6	-	7,2	-	-	Weiteres Absenken des Wasserstands	0	<40	sinkt	offen
6M	-	45,1	-	-	Instandsetzungsarbeiten	0	<40	abgesenkt	offen
7	-	-	13,9	13,6	Fluten der Reaktorgrube	0	<40	steigt	offen
8	-	-	39,7	-	Transfer aller BE in das BE-Lagerbecken	0	<40		offen
9	-	-	573,9	-	Reaktor BE-frei, Wartungsarbeiten	-	-	-	-
10	-	-	42,2	63,3	Beladung des RDB	0	<40		offen
11a	-	-	24,9	19,9	Leeren der Reaktorgrube, Auflegen des RDB-Deckels	0	<40	sinkt	offen
11b	-	-	20,3	16,4	Spannen RDB-Bolzen	0	<40	abgesenkt	offen
12	-	14,7	58,9	53,6	Anheben des RDB-Füllstands	0	<40	steigt	belüftet
13	5,3	18,5	38,5	18,4	Aufheizen, Restwärmeabfuhrsystem verfügbar	0-24	<40-150		zu
14	16,4	25,7	31,6	27,2	Aufheizen, sekundärseitige Kühlung verfügbar	24-154	150-280		zu
15	-	-	31,2	10,1	Reaktor kritisch, Leistungssteigerung auf 2 %	154	280-283		zu
16	-	-	3,8	0,7	Schwachlastbetrieb	154	283-285		zu

### Beurteilung des ENSI

Der Umfang der in der BESRA-2013 berücksichtigten Abstellungsphasen und der zugehörigen Konfigurationen der Anlage entspricht dem Stand der Technik. Die Beschränkung der Auswertung der KKB-Erfahrung auf die Zeit ab 2000 für die Bestimmung der Dauer der einzelnen Phasen der Abstellungen zum Brennelementwechsel ist aufgrund der seither geänderten Abstellungsstrategie angemessen. Die Beschränkung des Auswertungszeitraums für ausserordentliche Abstellungen auf 1999-2009 hingegen ist sachlich nicht begründet. Darüber hinaus fehlt der Einbezug der Betriebserfahrung vergleichbarer Anlagen, wie er in der vorhergehenden Stillstandstudie BESRA-1998 vorgenommen worden war.

Nach Auffassung des ENSI wird der Zustand des KKB beim Nichtleistungsbetrieb mit Ausnahme des erwähnten Verbesserungspotenzials bezüglich der Dauer der Phasen der ausserordentlichen Abstellungen genügend detailliert und realistisch im PSA-Modell abgebildet.

## 7.6.2 Zuverlässigkeit von Komponenten

### Angaben des KKB

Die für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebs verwendeten Komponentenzuverlässigkeitsdaten (Komponentenausfallraten und CCF-Parameter) basieren auf den Daten der Volllast-PSA. Für den Stillstandsbetrieb werden keine zusätzlichen Komponentenausfallraten bestimmt. Für die Modellierung der Unverfügbarkeit aufgrund von geplanten Wartungen während des Stillstandes ist ein Ereignisbaum, der für jede Stillstandskonfiguration die verfügbaren Systeme berücksichtigt, implementiert.

Die Wahrscheinlichkeit von Komponentenunverfügbarkeiten durch Instandsetzung wird aus der PSA für den Leistungsbetrieb übernommen.

### Beurteilung des ENSI

Das ENSI stimmt dem von KKB gewählten Vorgehen zur Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitskenngrößen für den Stillstand zu. Die Verwendung der gleichen Komponentenausfallraten für die risikotechnische Bewertung des Nichtleistungs- wie für den Leistungsbetrieb wird auf Basis der Richtlinie ENSI-A05 als zulässig erachtet. Zur Bestimmung der Komponentenunverfügbarkeiten durch geplante Wartung in den verschiedenen Phasen des Nichtleistungsbetriebs sind alle für den Nichtleistungsbetrieb relevanten Systeme untersucht. Die Verwendung der gleichen anlagenspezifischen Unverfügbarkeitswahrscheinlichkeiten von Komponenten durch Instandsetzung wie für das Volllastmodell ist akzeptabel. Dieses Vorgehen entspricht der gängigen Praxis in der Schweiz.

Das identifizierte Verbesserungspotential betrifft insbesondere Punkte, welche bereits für die Stufe-1-PSA für Volllast dargelegt wurden.

## 7.6.3 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

### Angaben des KKB

#### *Kategorie A - Latente Fehler im Zusammenhang mit Instandhaltungstätigkeiten*

Im Modell für den Stillstand sind die gleichen Handlungen abgebildet wie im Modell für den Volllastbetrieb. Auch die HEPs sind die gleichen.

#### *Kategorie B - Beiträge zur Entstehung auslösender Ereignisse*

Für die Mehrzahl der auslösenden Ereignisse wird in der BESRA-2013 angenommen, dass die Beiträge von Handlungen, welche die Auslösung eines Störfalls beeinflussen oder direkt zur Folge haben, implizit in den Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse enthalten sind. Lediglich für auslösende Ereignisse, die infolge externer Einwirkungen (Verstopfung der Kühlwasserfassung) zum Verlust des Hauptkühlwassers führen, werden explizit Handlungen der Kategorie B modelliert. Die HEP-Bestimmung erfolgt mit der Methodik, die auch für Handlungen gemäss Stör- oder Notfallvorschriften der Kategorie C verwendet wird.

#### *Kategorie C - Direkte Beeinflussung von Störfallabläufen*

Handlungen dieser Kategorie werden – bis auf kleinere Abweichungen im Hinblick auf zusätzlich getroffene Annahmen zu Bedingungen, welche die HEP reduzieren – mit der gleichen Methode bestimmt wie in der HRA für Volllast. Das Modell für den Stillstand umfasst sowohl Handlungen für Szenarien, in denen gemäss Störfall- oder Notfall-Vorschriften vorzugehen ist, als auch Handlungen für Szenarien, in denen gemäss AM-Vorschriften vorzugehen ist.

### Beurteilung des ENSI

Die in der Stillstands-PSA verwendeten Methoden zur Analyse menschlicher Zuverlässigkeit entsprechen nach Auffassung des ENSI im Allgemeinen dem Stand der Technik. Die Übertragung ausgewählter HEPs, die für Handlungen der Kategorie C unter Volllastbedingungen bestimmt werden, ist im Allgemeinen akzeptabel. Hinsichtlich der HEP-Anpassung an die besonderen Bedingungen bei externen und systemübergreifenden Ereignissen gilt die für Volllast dargelegte Beurteilung.

Die nachfolgende Auflistung enthält die wesentlichen Punkte des speziell für Stillstand identifizierten Verbesserungsbedarfs.

- In einigen Szenarien werden entgegen den vom KKB aufgestellten methodischen Regeln Zeitfenster für Handlungen der Kategorie C doppelt kreditiert.
- Die verwendete Methodik zur Bestimmung der HEPs für Handlungen der Kategorie C ohne explizite Anleitungen durch Vorschriften (sogenannte Recovery Actions) ist potentiell optimistisch.

#### **7.6.4 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien**

Wie für den Leistungsbetrieb wird auch bei Stillstand die minimal notwendige Menge der Systemfunktionen bestimmt, um innerhalb von 24 Stunden einen stabilen Zustand zu erreichen. Hierbei ist sowohl eine Beschädigung von Brennstoff im Reaktordruckbehälter als auch in den Becken zu berücksichtigen, weshalb im Stillstand nicht von der Core Damage Frequency (CDF), sondern von der Fuel Damage Frequency (FDF) gesprochen wird.

##### **Angaben des KKB**

Ein Brennstoffschaden durch fehlende Kühlung wird angenommen, wenn der Wasserspiegel im jeweiligen Becken unter die Oberkante der aktiven Brennstofflänge fällt. Zur Ermittlung der entsprechenden Erfolgskriterien werden Energie- und Massenbilanzen betrachtet. Von Interesse hierbei sind insbesondere,

- ab welcher Dauer nach der Abstellung die Nachzerfallswärme durch die Nachspeisung mit gegebenen Pumpen abgeführt werden kann,
- wie weit der Wasserspiegel in gegebenen Zeiten ohne Kühlung fallen würde,
- welcher Durchfluss in den Primärkreisentlüftungsleitungen oder den Zwischen- und Nebenkühlwassersystemen zur Abfuhr der Nachzerfallswärme erzielt werden muss
- und ob fortwährende Nachspeisung mit Wasser aus dem Borwasservorratstank mit Dampfabgabe an das Reaktorgebäude zur Erschöpfung des Tanks oder zum Auskristallisieren von Borsäure führen würde.

Ein weiteres Ergebnis dieser Berechnungen sind die Zeitfenster für Operateurhandlungen.

Es ergibt sich unter anderem, dass bei gefüllter Reaktorgrube respektive gefülltem Brennelementbecken für mindestens 40 Stunden, meist deutlich mehr, kein Wasserspiegel unterhalb der Oberkante der aktiven Brennstofflänge zu erwarten ist. Daher werden keine auslösenden Ereignisse, welche lediglich einen Verlust der Nachwärmeabfuhr bei hinreichender Wasserüberdeckung bewirken, im PSA-Modell abgebildet. Es verbleiben Verluste der Nachwärmeabfuhr bei nicht gefüllter Reaktorgrube sowie Kühlmittelverluste.

##### **Beurteilung des ENSI**

Die von KKB herangezogenen Berechnungen sind nachvollziehbar dokumentiert, anlagenspezifisch und geeignet, die kreditierten Erfolgskriterien zu belegen.

Die Vernachlässigung von auslösenden Ereignissen mit der Begründung, dass für mindestens 40 Stunden der Wasserspiegel nicht unter die Oberkante der aktiven Brennstofflänge fällt, widerspricht jedoch Punkt 4.4.2.2d der Richtlinie ENSI-A05. Dort ist gefordert, dass für Unfallsequenzen, die innerhalb von 24 Stunden weder in einen stabilen und sicheren Zustand, noch in Brennstoffschaden enden, ein Brennstoffschaden anzunehmen ist. Eine Ausnahme ist nur dann zulässig, wenn gezeigt werden kann, dass genügend Erfolg versprechende Massnahmen zur langfristigen Stabilisierung der Anlage zur Verfügung stehen. Dies ist in der BESRA-2013 nicht gezeigt.

## 7.6.5 Interne Ereignisse

### 7.6.5.1 Auswahl und Ermittlung der Häufigkeit auslösender Ereignisse

#### Angaben des KKB

Als auslösende Ereignisse sind in der BESRA-2013 die Ereignisse definiert, die zu einem Ungleichgewicht in der Nachwärmeabfuhr führen. Ein Ungleichgewicht liegt dann vor, wenn die durch die Brennelemente (im Reaktordruckbehälter oder Lagerbecken) produzierte Nachwärme grösser ist als die durch die Kühlsysteme abgeführte Nachwärme. Folgende Ursachen für ein Ungleichgewicht in der Nachwärmeabfuhr sind in der BESRA-2013 identifiziert worden:

- Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme oder der zugehörigen Hilfssysteme
- Druckbeaufschlagung oder Überspeisung des Reaktorkühlsystems
- Absinken des Füllstands im Reaktorkühlsystem oder Brennelementlagerbecken
- Rekritikalität des Reaktorkerns

Die Ermittlung der Häufigkeit, dass die Nachwärmeabfuhrsysteme ausfallen, erfolgt hauptsächlich mithilfe von Fehlerbaumanalysen. Zusätzlich werden weitere auslösende Ereignisse wie der Verlust der externen Stromversorgung wegen Wartung berücksichtigt, die nur während des Stillstands auftreten können.

Die Häufigkeit einer Druckbeaufschlagung oder Überspeisung des Reaktorkühlsystems wird mittels einer Kombination von generischen Daten und Komponentenzuverlässigkeitsdaten des KKB berechnet.

Für das Absinken des Füllstands im Reaktorkühlsystem oder Brennelementlagerbecken sind Testhäufigkeiten, Fehlerraten und Testintervalle kombiniert worden, um die Fehlöffnungshäufigkeiten verschiedener Ventile zu berechnen.

Der Risikoeinfluss langsamer Deborierungsvorgänge wird aufgrund der Möglichkeit für Gegenmassnahmen als sehr gering eingeschätzt. Schnelle Deborierungsvorgänge werden detailliert qualitativ untersucht. Beide Ereignisse werden auf Basis von geringen Häufigkeiten und genügend mildernden Massnahmen vernachlässigt.

Insgesamt sind 79 interne auslösende Ereignisse identifiziert und im Stillstandmodell der BESRA-2013 modelliert.

#### Beurteilung des ENSI

Aus Sicht des ENSI wurden die relevanten internen auslösenden Ereignisse identifiziert. Die zur Bestimmung der Ereignishäufigkeiten verwendete Methodik entspricht dem Stand der Technik. Zur Dokumentation hat das ENSI ein paar geringfügige Verbesserungspunkte identifiziert.

### 7.6.5.2 System- und Unfallablaufanalyse

#### Angaben des KKB

Für das Stillstandmodell sind die im Rahmen der Erstellung der BERA-2013 Stufe-1 entwickelten Ereignis- und Fehlerbaummodelle modifiziert und erweitert worden. Folgende Ereignisbaummodelle sind für die BESRA-2013 zusätzlich entwickelt worden:

- Konfigurations-Ereignisbaum, in dem zwischen den einzelnen Abstaltungstypen und den zugehörigen Betriebszuständen unterschieden wird
- Instandhaltungs-Ereignisbäume, in denen die unterschiedlichen Systemkonfigurationen, die sich aufgrund der während des Stillstands durchgeführten Instandhaltungen ergeben, berücksichtigt sind
- Ereignisbaum für die Unfallabläufe während des Stillstands (Modell für die Hauptsysteme und Operateurhandlungen)

Restwärmeabfuhrsystem, Hilfs- und Notspeisewasser, Sicherheitseinspeisung sowie Sicherheitsgebäudeisolation sind in jeweils eigenständigen Ereignisbäumen, welche sequenziell mit den übrigen Ereignisbäumen abgefragt werden, abgebildet. Der Accident Management-Ereignisbaum wurde entsprechend den Gegebenheiten des Stillstands modifiziert.

Für die Systemanalyse ist in der BESRA auf die im Rahmen der Erstellung der BERA-2013 Stufe-1 entwickelten Fehlerbäume zurückgegriffen worden. Diese sind insoweit modifiziert worden, dass unterschiedliche Systemkonfigurationen in den Betriebszuständen der Abstellungstypen berücksichtigt werden können und dass die Nichtverfügbarkeitsbeiträge infolge Instandhaltung während des Volllastbetriebs entfernt worden sind. Hierzu sind verschiedenen Armaturen, welche in der Volllast-Studie gemeinsam mit dem übrigen System behandelt wurden, eigenständige Fehlerbäume und Verzweigungen im Ereignisbaum zugewiesen worden.

### Beurteilung des ENSI

Die methodische Vorgehensweise der Ereignisablauf- und Systemanalyse in der BESRA-2013 entspricht dem Stand der Technik. Insgesamt sind sowohl das Stillstand- als auch das Schwachlastmodell der BESRA-2013 aufgrund der erforderlichen Berücksichtigung unterschiedlicher Abstellungstypen und Betriebszustände umfangreicher als das für Volllast entwickelte Anlagenmodell.

Nur wenige Übertragungen aus dem Volllastmodell sind nicht plausibel. So wurden im Volllastmodell diverse Sicherheitsgebäude-Durchdringungen als Fehlerquelle für die Isolation von Sicherheitsgebäudeatmosphäre oder -sumpf vernachlässigt, da sie lediglich im Stillstand geöffnet werden. Dennoch findet in der Systemanalyse für Stillstand und Schwachlast keine Neubewertung von deren Potential zu unerwünschtem Offenstehen statt. Diese Funktionen sind von untergeordneter Relevanz in der PSA der Stufe 1, wo sie hauptsächlich der Erhaltung des primärseitigen Inventars in gewissen Störfällen dienen, dagegen sehr bedeutend als Freisetzungspfad für radioaktive Materialien in der PSA der Stufe 2.

### 7.6.5.3 Ergebnisse

#### Angaben des KKB

Die in der BESRA-2013 für interne auslösende Ereignisse während des Stillstands ermittelte FDF beträgt  $1,26 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr. Tabelle 7.6.2 zeigt das zugehörige Risikoprofil. Hierin ist der Beitrag von Schwachlastbetrieb sowie An- und Abfahren nicht enthalten.

**Tabelle 7.6-2: FDF-Beiträge interner Ereignisse während des Stillstands**

Ereigniskategorie	Auslösende Ereignisse	FDF [1/Jahr]	Anteil
Transienten	Verlust der Restwärmeabfuhr	$9,62 \cdot 10^{-8}$	76,3 %
	Verlust von Hilfssystemen	$1,68 \cdot 10^{-8}$	13,3 %
	<b>Total</b>	<b><math>1,13 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>89,7 %</b>
LOCA	Fehlfunktion von Armaturen	$5,69 \cdot 10^{-9}$	4,5 %
	Überdruck bei vollständig gefülltem Druckhalter	$5,58 \cdot 10^{-9}$	4,4 %
	sonstige Leckagen	$1,37 \cdot 10^{-9}$	1,1 %
	<b>Total</b>	<b><math>1,26 \cdot 10^{-8}</math></b>	<b>10,0 %</b>
<b>Alle internen Ereignisse</b>	<b>Gesamttotal</b>	<b><math>1,26 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>100,0 %</b>

Der Verlust der Restwärmeabfuhr dominiert gegenüber den anderen Kategorien von auslösenden Ereignissen, wobei der Verlust der Ansaugung des Restwärmesystems beim Midloop-Betrieb („vortexing“) mit einer FDF von  $8,31 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr den grössten Beitrag liefert. Bedeutendster Verlust eines Hilfssystems ist der Ausfall eines Steuerluftkompressors mit einem FDF-Beitrag von  $4,95 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr. Bedeutendste Fehlfunktion einer Armatur ist das Offenstehen der Kaltfahrleitung bei Betriebsaufnahme des Restwärmesystems mit  $2,62 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr.

## Beurteilung des ENSI

Die FDF für interne Ereignisse ist gegenüber der BESRA-1998 deutlich geringer. Diesbezüglich relevant ist insbesondere, dass Anlagekonfigurationen in der BESRA-2013 mit hohem Detaillierungsgrad abgebildet sind. Dadurch ergibt sich ein sehr grosses PSA-Modell, so dass sich bei der Quantifizierung der FDF Probleme zeigen. Während für einzelne auslösende Ereignisse vom KKB im Rahmen einer Sensitivitätsstudie gezeigt wird, dass der Effekt vernachlässigbar ist, ist dies nicht für alle Ereignisse nachgewiesen. Aufgrund der numerischen Probleme sind die Ergebnisse für die Bewertung des Stillstands wenig belastbar. Die ausreichend genaue Quantifizierung des Stillstandmodells ist bereits Inhalt eines laufenden Geschäfts. Eine entsprechende Forderung im Rahmen der Stellungnahme zur PSÜ2012 ist daher nicht erforderlich.

### 7.6.6 Interne systemübergreifende Ereignisse

#### 7.6.6.1 Interner Brand

##### Angaben des KKB

Die probabilistische Brandanalyse in der BESRA-2013 besteht aus den in Kapitel 7.3.5.2 dargestellten vier Analyseschritten, wobei zum Screening eine Vorversion der ursprünglichen BESRA von 1998 genutzt wurde. Im Unterschied zur Volllaststudie werden für die Quantifizierung der Brandhäufigkeiten Brandereignisse verwendet, welche bei Stillstand möglich sind. Mit diesem Verfahren werden 65 risikorelevante Brandereignisse identifiziert.

Die BESRA-2013 weist insgesamt einen Brand-Beitrag zur Stillstands-FDF von  $3,92 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr aus, was 57,2 % der gesamten FDF im Stillstand darstellt. Bedeutendstes Szenario ist ein Brand im Schaltanlagegebäude, welcher mehrere Gleichstromschienen und das Restwärmeabfuhrsystem un verfügbar macht. Die FDF hierfür beträgt  $1,71 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr.

##### Beurteilung des ENSI

Die Ausführungen zum Volllastmodell (vgl. Kapitel 7.3.5.2) sowie zur Quantifizierung des Stillstandmodells (vgl. Kapitel 7.6.5.3) gelten sinngemäss auch hier. Das heisst, dass die Ergebnisse der Brand-PSA für den Nichtleistungsbetrieb wenig belastbar sind. Darüber hinaus fehlt in der BESRA-2013 die Berücksichtigung stillstandspezifischer Gegebenheiten, insbesondere bezüglich:

- Verfügbarkeit von Brandbarrieren
- Brände, ausgelöst durch Wartungsarbeiten
- mobile Brandlasten

Deren Einbezug stellt mittlerweile den Stand von Wissenschaft und Technik dar und wird im Rahmen der Aktionsliste (vgl. Forderung 7.6-1) gefordert.

#### 7.6.6.2 Interne Überflutung

##### Angaben des KKB

Die im Rahmen der BESRA-2013 durchgeführte Analyse interner Überflutungen für den Nichtleistungsbetrieb basiert bezüglich der Bestimmung von Überflutungsszenarien auf der gleichen Methode wie die entsprechende Analyse für den Leistungsbetrieb. Für die Bestimmung der Überflutungshäufigkeiten während des Nichtleistungsbetriebs werden die internen Flutereignisse US-amerikanischer Anlagen aus den Jahren 1980 bis 1992 sowie die anlageninterne Betriebserfahrung des KKB dahingehend ausgewertet, ob sie während des Nichtleistungsbetriebs aufgetreten sind oder auftreten können und, falls ja, in welcher Stillstandsphase. Die Szenarien werden anschliessend entsprechend unterteilt und die Eintrittshäufigkeiten der Detailszenarien auf Basis der durchschnittlichen Dauer der jeweiligen Stillstandsphasen berechnet.

Die durch interne Überflutungen bedingte FDF wird vom KKB mit  $4,17 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr ausgewiesen. Den grössten Anteil mit 65,7 % liefern Überflutungen innerhalb des Containments, die durch ein sehr kleines, nicht absperrbares Leck im Reaktorkühlkreislauf hervorgerufen werden.

### **Beurteilung des ENSI**

Die Methodik der Analyse interner Überflutungen ist bereits in der BESRA-1998 für den Nichtleistungsbetrieb verwendet worden. Sie ist grundsätzlich geeignet. Die Aufdatierung der Analyse interner Überflutungen, die die anlagenspezifische Betriebserfahrung bis 2010 berücksichtigt, entspricht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05.

Das ENSI identifizierte im Zusammenhang mit der Bewertung interner Überflutungen bei Nichtleistungsbetrieb Verbesserungspotenzial. Der bei der Beurteilung der Analyse interner Überflutungen für den Leistungsbetrieb genannte Verbesserungsbedarf sowie die Ausführungen zur Quantifizierung des Stillstandmodells (vgl. Kapitel 7.6.5.3) gelten grundsätzlich auch hier. Die wichtigsten stillstandspezifischen Punkte betreffen folgende Bereiche:

- Eine gemäss Richtlinie ENSI-A05 erforderliche Identifizierung von Unterschieden zur Leistungs-PSA bezüglich potenzieller Ausbreitungspfade, Erkennung und Absperrung der Überflutung wurde nicht durchgeführt.
- Es besteht ein Fehler bei der Zuordnung von Überflutungsszenarien zu einzelnen Stillstandphasen, der im Zusammenhang mit der Abbildung der Länge der einzelnen Phasen im PSA-Modell über Faktoren zu einer systematischen Unterschätzung der entsprechenden FDF-Beiträge führt.

## **7.6.7 Externe Ereignisse**

### **7.6.7.1 Erdbeben**

#### **Angaben des KKB**

Die vom KKB eingereichte Erdbebenanalyse der BESRA-2013 basiert bezüglich der Einteilung der Stillstandphasen, der Erfolgskriterien sowie der systemtechnischen Zusammenhänge auf der Analyse interner Ereignisse für den Nichtleistungsbetrieb. Die Erdbebengefährdung sowie die Einteilung der Gefährdungskurve in Intervalle, denen auslösende Ereignisse zugeordnet werden, sind der Studie für den Leistungsbetrieb entnommen. Ebenso werden die Fragilities dieser Studie verwendet. Zusätzlich wird untersucht, ob weitere Komponenten Einfluss auf das erdbebenbedingte Risiko haben. Lediglich das seismisch bedingte Versagen der Brennelementlagerbecken hat Auswirkungen, die diejenigen eines Brennelementhandhabungsstörfalls überschreiten, und wird daher modelliert. Analog wie für den Leistungsbetrieb werden die durch Erdbeben ausgelösten Unfallabläufe mit Hilfe eines dem internen Modell vorgeschalteten Ereignisbaums abgebildet, der die Auswirkungen eines Erdbebens auf wichtige Gebäude und Systeme abfragt.

Die durch Erdbeben verursachte Brennstoffschadenshäufigkeit wird in der BESRA-2013 mit  $9,17 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr angegeben, was einem Anteil von ungefähr 13 % der Gesamt-FDF entspricht. Erdbeben mit Beschleunigungen im Bereich von 0,55 g bis 2,8 g tragen etwa 87 % zur seismisch bedingten FDF bei.

### **Beurteilung des ENSI**

Die Erdbebenanalyse für den Nichtleistungsbetrieb ist im Vergleich zur BESRA-1998 in den der Analyse für den Leistungsbetrieb analogen Punkten verbessert worden. Bedingt durch die damit verbundene Ähnlichkeit der beiden Studien gelten die Beurteilung des ENSI bezüglich Leistungsbetrieb und die daraus abgeleiteten Verbesserungsmöglichkeiten auch für die Studie für den Nichtleistungsbetrieb.

Eine Sensitivitätsstudie der BESRA-2013 zum Abschneidekriterium für die Quantifizierung des Nichtleistungsmodells zeigt jedoch, dass für das auslösende Ereignis, welches Erdbeben mit Beschleunigungen von 0,55 g bis 0,75 g im Modell abbildet, bei Anwendung des vom KKB gewählten Abschneidekriteriums von  $10^{-14}$  pro Jahr der FDF-Beitrag um einen Faktor 2 bis 3 unterschätzt wird. Dies liegt aus Sicht des ENSI insbesondere

an den relativ hohen seismisch bedingten Ausfallwahrscheinlichkeiten bei hohen Bodenbeschleunigungswerten. Daher ist anzunehmen, dass die Beiträge von auslösenden Ereignissen, die Erdbeben mit Beschleunigungen im Bereich von 0,75 g bis 2,8 g abbilden, ebenfalls unterschätzt werden.

### **7.6.7.2 Extreme Winde und Tornados**

#### **Angaben des KKB**

Für die BESRA-2013 werden die Analysen zu extremen Winden und Tornados aus der BERA-2013 übernommen. Die für den Leistungsbetrieb bestimmte Gefährdung und daraus abgeleiteten auslösenden Ereignisse werden somit auch für den Nichtleistungsbetrieb verwendet. Ebenso werden die für BERA-2013 ermittelte Gebäude-Fragilitäten für die BESRA-2013 übernommen. Die spezifischen Anlagenkonfigurationen für den Nichtleistungsbetrieb sind bei der Modellierung berücksichtigt.

Die durch extreme Winde und Tornados bedingte Brennstoffschadenshäufigkeit beträgt  $6,11 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr.

#### **Beurteilung des ENSI**

Die Beurteilung des ENSI im Kapitel 7.3.6.3 gilt im Allgemeinen auch für den Nichtleistungsbetrieb. Aus Sicht des ENSI ist es plausibel, dass keine weiteren Aspekte aus dem Nichtleistungsbetrieb relevant sind für die Bestimmung der Auswirkungen extremer Winde und Tornados. Jedoch fehlt eine entsprechende Darlegung in der PSA-Dokumentation.

### **7.6.7.3 Externe Überflutung**

#### **Angaben des KKB**

Die durch externe Überflutungen bedingte Brennstoffschadenshäufigkeit wird bestimmt, indem die beiden für den Leistungsbetrieb als relevant identifizierten Ereignisse

- Überflutung aufgrund von starken Niederschlägen im Einzugsgebiet und
- Überflutung aufgrund von Talsperren- oder Wehrbrüchen

mit dem PSA-Modell für den Nichtleistungsbetrieb quantifiziert werden. Hierbei sind die gleichen Auswirkungen angenommen wie für den Leistungsbetrieb.

Damit entsprechen die überflutungsspezifischen Annahmen der Studie für den Nichtleistungsbetrieb jenen der Studie für den Leistungsbetrieb. Die durch externe Überflutungen bedingte FDF wird vom KKB mit  $1,12 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr ausgewiesen. Sie ist vollständig auf Überflutungen aufgrund von starken Niederschlägen im Einzugsgebiet zurückzuführen. Talsperren- und Wehrbrüche haben demgegenüber einen vernachlässigbaren Beitrag.

#### **Beurteilung des ENSI**

Aufgrund der weitgehenden Übereinstimmung der beiden Studien gilt die gesamthafte Beurteilung der Studie für den Leistungsbetrieb auch für den Nichtleistungsbetrieb. Das bedeutet, dass der dort identifizierte Verbesserungsbedarf grundsätzlich auch für den Nichtleistungsbetrieb zutrifft.

Der wichtigste im Zusammenhang mit der Bewertung externer Überflutungen für den Nichtleistungsbetrieb vom ENSI identifizierte Verbesserungspunkt betrifft die Vernachlässigung überflutungsspezifischer Unterschiede zwischen Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb. Temporäre Öffnungen wie z. B. ein offen stehendes Tor des Notstandgebäudes während des Stillstandes stellen Wassereindringpfade dar, die im Leistungsbetrieb nicht existieren. Allerdings stehen zum Schliessen solcher temporärer Öffnungen im Falle eines Hochwassers Vorwarnzeiten zur Verfügung. Bei Wehrbrüchen ist zwar das Zeitfenster bis zum Eintreffen der Flutwelle relativ kurz, dafür ist aber die Eintrittshäufigkeit eines solchen Ereignisses um Größenordnungen geringer als diejenige von Hochwassern mit vergleichbaren Wasserständen.

#### 7.6.7.4 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

##### Angaben des KKB

Es werden die gleichen Methoden und Daten wie in der Analyse für den Vollastbetrieb verwendet. Der im Stillstandmodell ermittelte Beitrag von Flugzeugabstürzen zur FDF beträgt  $2,54 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr.

##### Beurteilung des ENSI

Die Beurteilung für den Vollastbetrieb ist auch hier zutreffend. Trotz der dort aufgeführten Punkte mit Verbesserungspotential erwartet das ENSI einen geringen Beitrag von Flugzeugabstürzen zur FDF.

#### 7.6.8 Ergebnisse der Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb

##### Angaben des KKB

Die in der BESRA-2013 für auslösende Ereignisse während des Stillstands ermittelte FDF beträgt  $6,85 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr. Tabelle 7.6.3 zeigt das zugehörige Risikoprofil. Hinzu kommt noch eine FDF von  $9,14 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr, davon 79 % durch Erdbeben, während Schwachlast, An- und Abfahren, welche mit einem separaten Modell quantifiziert worden ist.

Tabelle 7.6-3: FDF-Beiträge während des Stillstands

Ereigniskategorie	Auslösende Ereignisse	FDF [1/Jahr]	Anteil
Interne Ereignisse	Transienten	$1,13 \cdot 10^{-7}$	16,5 %
	LOCA	$1,26 \cdot 10^{-8}$	1,8 %
	<b>Total</b>	<b><math>1,26 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>18,4 %</b>
Interne systemübergreifende Ereignisse	Brände	$3,92 \cdot 10^{-7}$	57,2 %
	Interne Überflutungen	$4,17 \cdot 10^{-8}$	6,1 %
	<b>Total</b>	<b><math>4,33 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>63,2 %</b>
Externe Ereignisse	Erdbeben	$9,17 \cdot 10^{-8}$	13,4 %
	Kühlwassereinlassverstopfung	$1,50 \cdot 10^{-8}$	2,2 %
	Externe Überflutung	$1,12 \cdot 10^{-8}$	1,6 %
	Extreme Winde und Tornados	$6,11 \cdot 10^{-9}$	0,9 %
	Flugzeugabsturz	$2,54 \cdot 10^{-9}$	0,4 %
	<b>Total</b>	<b><math>1,27 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>18,5 %</b>
<b>Alle Ereignisse</b>	<b>Gesamttotal</b>	<b><math>6,85 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>100,0 %</b>

63 % der Stillstands-FDF sind auf Revisionsstillstände zurückzuführen, der verbleibende Teil auf Brennelementwechsel und ungeplante Stillstände. Die höchsten FV erreichen einzelne rotierende Maschinen. Die höchsten RAW werden bei passiven Komponenten gefunden. Die FV und der RAW für Operateurhandlungen nehmen ihre höchsten Werte an für Handlungen, welche zur Wiederherstellung der Kühlung nach Verlust des Restwärmesystems dienen, sei es durch Dampferzeugerbespeisung, Rezirkulation, Feed-and-Boil oder durch Löschwassereinspeisung als Accident-Management-Massnahme.

## Beurteilung des ENSI

Aus Sicht des ENSI ist die Stufe-1-PSA für die Bewertung des Stillstands umfangreich. Unter anderem werden Anlagekonfigurationen sehr detailliert abgebildet. Dies führt zu einem sehr grossen PSA-Modell, so dass sich bei der Quantifizierung der FDF Probleme zeigen. Zum Beispiel konnte der gewählte Abschneidewert nicht gemäss Richtlinie ENSI-A05, Kapitel 4.7.1 Bst. b begründet werden. Damit ist unklar, bis zu welchem Grad alle relevanten Sequenzen numerisch erfasst wurden. Primär aufgrund der numerischen Probleme sind die Ergebnisse für die Bewertung des Stillstands wenig belastbar. Der FDF-Beitrag von Schwachlast, An- und Abfahren ist dagegen plausibel, da er auf Basis des einfacheren Volllastmodells mit einem adäquaten Abschneidekriterium quantifiziert wurde.

Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen und Dokumentation der Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb leitet das ENSI nachstehende Forderung ab:

### Forderung 7.6-1

*Bis zum 15. Dezember 2019 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebs umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt darzulegen, wie dieser im neuen Modell beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.*

## 7.7 Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb

Die Kernenergieverordnung (KEV) verlangt eine Stufe-2-PSA für den Anlagenstillstand. International gesehen werden nur wenige umfassende Stufe-2-PSA für den Anlagenstillstand durchgeführt. Im Rahmen der BESRA-2013 hat das KKB eine vollständige Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb eingereicht. Diese baut auf den beiden Stufe-1-PSA-Modellen (vgl. Kapitel 7.6) auf. Die Stufe-2-Analyse für den Betriebszustand Stillstand wird im Folgenden beschrieben und beurteilt. Die LERF-Beiträge der Betriebszustände Schwachlast, An- und Abfahren werden aufbauend auf dem Modell quantifiziert, das durch geringe Modifikationen aus dem Volllastmodell hervorgegangen ist. Hierfür gelten die Beurteilungen des Volllastmodells (vgl. Kapitel 7.4). Im Folgenden wird es daher nur bei der Darstellung der Ergebnisse für den Nichtleistungsbetrieb (vgl. Kapitel 7.7.6) beurteilt.

### 7.7.1 Kernschadenszustände der Anlage

#### Angaben des KKB

Da auch für den Nichtleistungsbetrieb ein integriertes PSA Modell verwendet wird (d. h. die Stufe-1-PSA und Stufe-2-PSA sind in einem Modell zusammengefasst), entfällt grundsätzlich die rechentechnische Notwendigkeit, PDS als Ausgangspunkte für die Quantifizierung der Stufe-2-PSA zu verwenden, da jede Kernschadenssequenz direkt in der Stufe-2-PSA weiterverfolgt werden kann. Allerdings werden in der Nichtleistungs-Stufe-2-PSA die PDS bei der Modellierung verschiedener Abhängigkeiten weiterhin verwendet.

Die in der Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb beschriebene Gruppierung der PDS entspricht derjenigen des Leistungsbetriebs (vgl. Kapitel 7.4.1). Allerdings wird in der Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb eine weitere, vereinfachte Gruppierung beschrieben, welche die Merkmale „Lage des Kerns (RDB, Brennelementbecken)“, „Druck im RDB“ und „Status des Containments“ enthält. Häufigkeiten von PDS werden ausschliesslich für diese vereinfachte Gruppierung ausgewiesen. Diese Resultate zeigen, dass mit einer Wahrscheinlichkeit von 99,5 % der Brennstoffschaden im Reaktordruckbehälter stattfindet, und mit einer Wahrscheinlichkeit von knapp 3 % im Brennelementbecken. Mit einer Wahrscheinlichkeit von rund 2,5 % tritt Brennstoffschaden an beiden Orten auf. Das Containment ist mit einer Wahrscheinlichkeit von rund 79 % geschlossen. Mit einer Wahrscheinlichkeit von rund 10 % ist der Druck bei Brennstoffschaden hoch.

## **Beurteilung des ENSI**

Die Beschreibung von zwei unterschiedlichen Schemata zur PDS-Gruppierung erschwert die Nachvollziehbarkeit der Dokumentation. Aus den logischen Regeln des CET kann geschlossen werden, dass für die Modellierung der Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb dieselbe PDS-Definition verwendet wird wie für den Leistungsbetrieb. Diese Zuordnung ist, wie bereits in Kapitel 7.4.1 beschrieben, geeignet zur Charakterisierung des Anlagezustandes bei Brennstoffschaden. Ein Schwachpunkt ist, dass für diese PDS keine Häufigkeiten ausgewiesen wurden.

### **7.7.2 Containmenttragfähigkeit**

Die Containmenttragfähigkeit wird bei der Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb beschrieben (vgl. Kapitel 7.4.2).

### **7.7.3 Containmentbeanspruchungen**

#### **Angaben des KKB**

Das Modell zur Bewertung des Stillstands berücksichtigt eine Reihe von physikalischen und chemischen Phänomenen, die bei schweren Unfällen zu einer massiven Containmentbelastung (bis hin zu Containmentversagen) führen können. In dem Modell werden die gleichen Phänomene berücksichtigt wie im Volllastmodell (vgl. Kapitel 7.4.3). Aufgrund der unterschiedlichen Randbedingungen werden teilweise andere bedingte Wahrscheinlichkeiten für die einzelnen Phänomene verwendet. Bei den Analysen mit einer offenen Materialschleuse wird von einem späten Versagen der Nebengebäude ausgegangen.

## **Beurteilung des ENSI**

Alle in der Richtlinie ENSI-A05 aufgeführten Schwerunfallphänomene werden vom KKB in der Stufe-2-PSA berücksichtigt und dokumentiert. Der identifizierte Verbesserungsbedarf betrifft insbesondere die Möglichkeit, ein frühes Versagen der Nebengebäude einzubeziehen, sowie, wie bei der Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb, die Wiederinbetriebnahme der Containmentkühlung nach anfänglichem Versagen.

### **7.7.4 Unfallablaufanalyse**

#### **Angaben des KKB**

Der Unfallablauf wird in der Stillstands-PSA grundsätzlich auf die gleiche Art und Weise modelliert wie in der Volllast-PSA. Folgende Unterschiede sind hervorzuheben: Im Gegensatz zur PSA für den Leistungsbetrieb wird davon ausgegangen, dass das Containment zu Beginn des Störfalls offen ist und geschlossen werden muss. Dieser Aspekt wird bereits in der Stufe-1-PSA modelliert.

Die Überführung der Endzustände aus dem CET in Freisetzungskategorien erfolgt auf die gleiche Weise wie in der PSA für den Leistungsbetrieb. Allerdings werden zur Berücksichtigung spezieller Zustände des Stillstandes noch weitere Freisetzungskategorien definiert. Die in der Stufe-2-PSA quantifizierte Häufigkeit der Freisetzungskategorien beträgt  $5,75 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr und damit 84 % der Stillstands-FDF. Dieser Unterschied ist bedingt durch das bei der Quantifizierung der Stufe-2-PSA verwendete Abschneidekriterium.

Die Tabellen 7.7-1 und 7.7-2 stellen die Freisetzungskategorien dar, für welche in der Stufe-2-PSA für den Stillstand Häufigkeiten ausgewiesen werden.

**Tabelle 7.7-1: Häufigkeiten [1/Jahr] der PSA Freisetzungskategorien für den Stillstand: Nicht- Bypass-Sequenzen**

Freisetzungspfade		Ohne Schmelze-Beton-Wechselwirkung		Mit Schmelze-Beton-Wechselwirkung		Total	Anteil
		Mit Sprühen AS*	Ohne Sprühen AU*	Mit Sprühen BS*	Ohne Sprühen BU*		
RC1	Nur Containmentleckage	$1,64 \cdot 10^{-8}$	$7,79 \cdot 10^{-9}$	$2,75 \cdot 10^{-7}$	$1,14 \cdot 10^{-7}$	$4,13 \cdot 10^{-7}$	71,9 %
RC2	Gefilterte Druckentlastung	-	-	-	$1,43 \cdot 10^{-9}$	$1,43 \cdot 10^{-9}$	0,2 %
RC4	Spätes Containmentversagen	-	-	-	$2,12 \cdot 10^{-8}$	$2,12 \cdot 10^{-8}$	3,7 %
RC6	Versagen Containmentabschluss	-	$3,44 \cdot 10^{-9}$	-	$1,21 \cdot 10^{-8}$	$1,55 \cdot 10^{-8}$	2,7 %
Total Nicht-Bypass-Sequenzen						$4,51 \cdot 10^{-7}$	78,6 %

**Legende**

\* Die Abkürzungen der Freisetzungskategorien (vgl. nachfolgende Tabelle 7.7-3) setzen sich aus der Buchstaben- und Zahlenkombination der ersten Spalte und diesen Buchstaben zusammen.

**Tabelle 7.7-2: Häufigkeiten [1/Jahr] der PSA Freisetzungskategorien für den Stillstand: Bypass-Sequenzen**

Bypass Sequenzen		Mit Rückhalt von Spaltprodukten		Ohne Rückhalt von Spaltprodukten		Total	Anteil
RC7B	Bypass via Kühlmittelentnahme oder via Dichtung der Hauptkühlmittelpumpen	-	-	$5,84 \cdot 10^{-8}$	$5,84 \cdot 10^{-8}$		
RC7C2	Induzierter Dampferzeugerheizrohrbruch	-	-	$3,41 \cdot 10^{-9}$	$3,41 \cdot 10^{-9}$	$3,41 \cdot 10^{-9}$	0,6 %

Spezielle Bypass Sequenzen während des Stillstands		Ohne Schmelze-Beton-Wechselwirkung		Mit Schmelze-Beton-Wechselwirkung		Total	Anteil
		Mit Sprühen AS*	Ohne Sprühen AU*	Mit Sprühen BS*	Ohne Sprühen BU*		
RC8	Bypass bei offener Materialschleuse, äusseres Tor geschlossen, Brennstoff im RDB	-	-	-	$5,36 \cdot 10^{-8}$	$5,36 \cdot 10^{-8}$	9,3 %
RC9	Bypass bei offener Materialschleuse, äusseres Tor offen, Brennstoff im RDB	-	-	-	$4,72 \cdot 10^{-9}$	$4,72 \cdot 10^{-9}$	0,8 %

		Via Brennelementlagerreinigungssystem C*		Total	Anteil
RC10	Kühlmittelverluste aus dem Brennelementbecken, Brennstoff im BEB		$3,07 \cdot 10^{-9}$		
Total Bypass-Sequenzen				$1,23 \cdot 10^{-7}$	21,4 %
<b>Gesamttotal (Bypass- und Nicht-Bypass-Sequenzen)</b>				<b><math>5,75 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>100,0 %</b>

## Beurteilung des ENSI

Der CET ist umfassend und enthält die wichtigen Schwerunfallphänomene, Ausrüstungen und Operatorhandlungen. Die Definition der Freisetzungskategorien ist sinnvoll und entspricht den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05. Ergänzend zum bereits für die Stufe-2-PSA für den Leistungsbetrieb festgehaltenen Verbesserungsbedarf hat das ENSI für die Stufe-2-PSA für den Stillstand Verbesserungsbedarf identifiziert, der nachfolgend zusammenfassend aufgeführt wird:

- Von der in der Stufe-1-PSA bestimmten Stillstands-FDF von  $6,82 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr wird in der Stufe-2-PSA nur 84 % weiter analysiert. Entsprechend den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05 Art. 5.1.c sind in der Stufe-2-PSA mindestens 99 % der FDF weiter zu analysieren.
- Im Gegensatz zur PSA für den Leistungsbetrieb ist es bei der PSA für den Stillstand unklar, ob die passiven autokatalytischen Rekombinatoren (PAR) für die Bestimmung der bedingten Wahrscheinlichkeiten von Wasserstoffverbrennungen in der frühen Phase berücksichtigt werden.

### 7.7.5 Quelltermanalyse

#### Angaben des KKB

Das Vorgehen zur Quelltermanalyse ist dasselbe wie für den Leistungsbetrieb. Tabelle 7.7-3 zeigt die Quellterme der einzelnen Freisetzungskategorien.

**Tabelle 7.7-3: Quellterme der Freisetzungskategorien**

Freisetzungskategorie	Häufigkeit	Anteil	Edelgase (Xe)	Halogene (I)	Alkalimetalle (Cs)	Aerosole	Risiko Aerosole	Risiko freigesetzte Aktivität
	[pro Jahr]		[Bq]	[Bq]	[Bq]	[Bq]	[Bq/Jahr]	[Bq/Jahr]
RC1AS	$1,64 \cdot 10^{-8}$	2,85 %	$9,9 \cdot 10^{12}$	$5,3 \cdot 10^9$	$7,1 \cdot 10^8$	$6,66 \cdot 10^9$	$1,09 \cdot 10^2$	$1,60 \cdot 10^5$
RC1AU	$7,79 \cdot 10^{-9}$	1,36 %	$9,9 \cdot 10^{12}$	$5,3 \cdot 10^{10}$	$7,1 \cdot 10^9$	$6,66 \cdot 10^{10}$	$5,19 \cdot 10^2$	$7,80 \cdot 10^4$
RC1BS	$2,75 \cdot 10^{-7}$	47,86 %	$1,1 \cdot 10^{14}$	$2,7 \cdot 10^{10}$	$4,6 \cdot 10^9$	$1,44 \cdot 10^{11}$	$3,96 \cdot 10^4$	$3,00 \cdot 10^7$
RC1BU	$1,14 \cdot 10^{-7}$	19,84 %	$1,1 \cdot 10^{14}$	$2,7 \cdot 10^{11}$	$4,6 \cdot 10^{10}$	$1,44 \cdot 10^{12}$	$1,65 \cdot 10^5$	$1,20 \cdot 10^7$
RC2BU	$1,43 \cdot 10^{-9}$	0,25 %	$9,2 \cdot 10^{17}$	$9,8 \cdot 10^{11}$	$1,2 \cdot 10^{11}$	$3,24 \cdot 10^{12}$	$4,63 \cdot 10^3$	$1,30 \cdot 10^9$
RC4BU	$2,12 \cdot 10^{-8}$	3,69 %	$9,2 \cdot 10^{17}$	$9,8 \cdot 10^{13}$	$1,2 \cdot 10^{14}$	$2,35 \cdot 10^{15}$	$5,00 \cdot 10^7$	$1,90 \cdot 10^{10}$
RC6AU	$3,44 \cdot 10^{-9}$	0,60 %	$1,6 \cdot 10^{18}$	$1,5 \cdot 10^{16}$	$2,9 \cdot 10^{15}$	$3,61 \cdot 10^{16}$	$1,24 \cdot 10^8$	$5,50 \cdot 10^9$
RC6BU	$1,21 \cdot 10^{-8}$	2,11 %	$1,6 \cdot 10^{18}$	$1,5 \cdot 10^{16}$	$2,9 \cdot 10^{15}$	$6,22 \cdot 10^{16}$	$7,54 \cdot 10^8$	$2,00 \cdot 10^{10}$
RC7B	$5,84 \cdot 10^{-8}$	10,16 %	$2,1 \cdot 10^{17}$	$5,3 \cdot 10^{16}$	$1,2 \cdot 10^{16}$	$8,37 \cdot 10^{16}$	$4,88 \cdot 10^9$	$1,70 \cdot 10^{10}$
RC7C2	$3,41 \cdot 10^{-9}$	0,59 %	$2,1 \cdot 10^{17}$	$5,3 \cdot 10^{16}$	$1,2 \cdot 10^{16}$	$8,37 \cdot 10^{16}$	$2,85 \cdot 10^8$	$9,90 \cdot 10^8$
RC8BU	$5,36 \cdot 10^{-8}$	9,33 %	$1,6 \cdot 10^{18}$	$1,5 \cdot 10^{16}$	$2,9 \cdot 10^{15}$	$6,22 \cdot 10^{16}$	$3,33 \cdot 10^9$	$8,70 \cdot 10^{10}$
RC9BU	$4,72 \cdot 10^{-9}$	0,82 %	$1,7 \cdot 10^{18}$	$3,8 \cdot 10^{17}$	$8,2 \cdot 10^{16}$	$8,28 \cdot 10^{17}$	$3,91 \cdot 10^9$	$1,20 \cdot 10^{10}$
RC10C	$3,07 \cdot 10^{-9}$	0,53 %	$1,1 \cdot 10^{18}$	$6,1 \cdot 10^{17}$	$2,5 \cdot 10^{17}$	$1,58 \cdot 10^{18}$	$4,86 \cdot 10^9$	$8,10 \cdot 10^9$
<b>Total</b>	<b><math>5,75 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>100 %</b>					<b><math>1,82 \cdot 10^{10}</math></b>	<b><math>1,71 \cdot 10^{11}</math></b>

Die TRAR beträgt  $1,71 \cdot 10^{11}$  Bq pro Jahr. Den höchsten Risikobeitrag zur TRAR liefern Sequenzen mit einem Containmentbypass durch die offene Materialschleuse (Freisetzungskategorie RC8BU). Insgesamt tragen die Bypass-Kategorien (RC7B bis RC10C) rund 73 % zur TRAR bei.

## Beurteilung des ENSI

Der Ansatz zur Bestimmung der Freisetzungen entspricht dem Stand der Technik und folgt den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05. So basieren die ermittelten Freisetzungen auf anlagenspezifischen Berechnungen und werden detailliert dargestellt. Der vom ENSI identifizierte Verbesserungsbedarf betrifft unter anderem den

für die Freisetzungskategorie RC7B verwendeten Quellterm, welcher möglicherweise die Freisetzung für diesen Freisetzungspfad unterschätzt. Die LERF wird davon allerdings nicht beeinflusst.

### 7.7.6 Ergebnisse der Stufe-2-PSA für Nichtleistungsbetrieb

#### Angaben des KKB

Basierend auf den Quelltermen werden die Freisetzungskategorien zu zwei Gruppen zusammengefasst, den grossen frühen Freisetzungen LERF und den grossen Freisetzungen LRF. Zur LERF wie auch zur LRF tragen die Freisetzungskategorien mit einem Containmentbypass sowie mit Versagen des Containmentabschlusses (RC6AU, RC6BU, RC7B, RC7C2, RC8BU, RC9BU und RC10C) bei. Die Definitionen für die LERF und die LRF sind die gleichen wie bei der PSA für den Leistungsbetrieb.

LERF und LRF betragen gemäss dem KKB  $1.39 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr. Der zusätzliche Beitrag der LERF während des heiss-abgestellten Zustands wurde mit dem Modell für die Betriebszustände Schwachlast, An- und Abfahren bestimmt und beträgt  $3,76 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr. Er ist in den in Tabelle 7.7-4 dargestellten Ergebnissen nicht enthalten.

**Tabelle 7.7-4: Beiträge der auslösenden Ereigniskategorien zur LERF während des Stillstands**

	Ereigniskategorie	Mittelwert [pro Jahr]	5% [pro Jahr]	50% [pro Jahr]	95% [pro Jahr]	Anteil
Interne Ereignisse	LOCA	6.13E-09				4,42 %
	Transienten	2.52E-08				18,17 %
	<b>Total</b>	<b>3.13E-08</b>				<b>22,60 %</b>
Interne systemübergreifende Ereignisse	Brand	6.20E-09				4,47 %
	Interne Überflutung	1.55E-08				11,16 %
	<b>Total</b>	<b>2.17E-08</b>				<b>15,63 %</b>
Externe Ereignisse	Erdbeben	6.92E-08				49,91%
	Externe Überflutung	1.32E-09				0,95 %
	Flugzeugabsturz	2.23E-09				1,60 %
	Verlust der Kühlwasserfassungen	1.08E-08				7,80 %
	Extreme Winde und Tornados	2.09E-09				1,51 %
	<b>Total</b>	<b>8.56E-08</b>				<b>61,78 %</b>
<b>Alle auslösenden Ereignisse</b>	<b>Gesamttotal</b>	<b>1.39E-07</b>	<b>4.49E-08</b>	<b>9,82E-08</b>	<b>3,41E-07</b>	<b>100,00%</b>

Bezogen auf die Freisetzungskategorien leisten die Kategorien „Bypass via Kühlmittelentnahme oder HKMP-Dichtung (ohne Rückhalt von Spaltprodukten), RC7B“, „Bypass bei offener Materialschleuse, äusseres Tor geschlossen, RC8BU“ und „Versagen des Containmentabschlusses, RC6BU“ (die beiden letzten Kategorien jeweils mit Schmelze-Beton-Wechselwirkung und ohne Containmentsprühen) mit über 89 % den grössten Beitrag zur LERF.

## Beurteilung des ENSI

Die Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb wurde hinsichtlich Methodik, getroffener Annahmen und ermittelter Resultate vom ENSI überprüft. Wesentliche Erkenntnisse sind:

- Der Unfallablaufbaum ist übersichtlich und gut dokumentiert und enthält die relevanten Abfragen.
- Die Kriterien für die Zuordnung der Freisetzungshäufigkeiten zu den Kategorien LERF und LRF stimmen mit der Richtlinie ENSI-A05 überein.
- Eine Übersicht der Beiträge der verschiedenen Betriebszustände zur LERF ist in der Dokumentation nicht enthalten.
- Gemäss den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05 Art. 5.1.c sind in der Stufe-2-PSA mind. 99 % der FDF weiter zu analysieren. Die in der Stufe-1-PSA ausgewiesene FDF beträgt  $6,8 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr, während die in der Stufe-2-PSA berücksichtigte Stillstands-FDF nur  $5,75 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr beträgt. Die für das Stufe-2-PSA Modell gewählte Quantifizierung genügt damit der Richtlinie ENSI-A05 nicht.
- Durch die ungenügende Quantifizierung des Stufe-1-Stillstandmodells sind auch die Ergebnisse des Stufe-2-Stillstandmodells nicht ausreichend belastbar.
- Der Beitrag zur LERF während des heiss-abgestellten Zustandes wurde mit dem Volllastmodell bestimmt, welches adäquat quantifiziert wurde, und ist daher plausibel.

Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen und Dokumentation der Nichtleistungs-Stufe-2-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab:

### **Forderung 7.7-1**

*Bis zum 15. Dezember 2020 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebs umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt darzulegen, wie dieser im neuen Modell beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.*

## 7.8 Unterschiede zwischen den beiden Blöcken des KKB

### Angaben des KKB

Das KKB hat mit den PSA-Modellen der BERA-2013 und der BESRA-2013 das Risiko der Anlage für den Block 2 modelliert, wobei die Betriebserfahrung beider Blöcke ausgewertet worden ist. Die PSA-Studie enthält darüber hinaus eine Beschreibung der Unterschiede zwischen Block 1 und Block 2 und eine Bewertung hinsichtlich ihrer Auswirkungen auf die PSA-Resultate.

Unterschiede zwischen den Blöcken betreffen nur wenige potenziell PSA-relevante Komponenten, deren Einfluss auf CDF und FDF als nicht signifikant eingestuft wird. In Bezug auf die Anordnung der Gebäude und der Sicherheitssysteme sind beide Blöcke im Wesentlichen identisch. Die bedeutendsten Unterschiede bestehen

- bei der Dicke der Fundamente der beiden Reaktorgebäude
- bei den Abmessungen der Fundamente der beiden Notstandgebäude
- bei einigen Kabelverläufen im östlichen Teil der Maschinenhäuser und bei den entsprechenden Verbindungen zu den Nebengebäuden E
- bei der Anordnung von einigen Räumen und Ausrüstungen in den Nebengebäuden D und E, da diese für die beiden Blöcke nicht identisch, sondern eher spiegelbildlich gebaut sind

Die Unterschiede haben keine Auswirkungen auf das Risiko aufgrund interner Ereignisse, können aber einen Einfluss auf das Risiko aufgrund interner systemübergreifender oder externer Ereignisse haben. Bei unfallbedingtem Flugzeugabstürzen, extremen Winden und Tornados, externen Überflutungen, Verstopfung des Kühlwassereinflusses sowie Turbinenzerknall sind die Auswirkungen auf die Anlage relativ global und hängen nicht von der lokalen Anordnung von Schaltschränken, Kabeln und Trennwänden ab. Das Risiko aufgrund solcher Ereignisse ist daher für beide Blöcke gleich. Die identifizierten Unterschiede können allerdings für interne Überflutungen, interne Brände und Erdbeben relevant sein.

Für die Abschätzung des Risikos aufgrund interner Überflutungen werden die Schaltanlagenräume und die Räume der Halon-Zone der beiden Blöcke bezüglich Ausbreitungspfaden von möglichen Überflutungsquellen aus und bezüglich dem Inventar an Komponenten in den potenziell betroffenen Räumen verglichen. Das KKB kommt zum Schluss, dass das entsprechende Risiko des Blocks 1 vergleichbar mit dem des Blocks 2 und wahrscheinlich sogar geringer ist.

Auf der Grundlage von Anlagenbegehungen in den Jahren 2007 und 2008 führt das KKB einen raumspezifischen Vergleich des Brandrisikos durch. Dabei werden insbesondere die Gefahr einer Brandentstehung, die in der PSA modellierten Komponenten in diesen Räumen und ihre Aufstellungsorte sowie die Kabelverläufe betrachtet. Einzelne Räume im Schaltanlagegebäude werden als diejenigen Räume identifiziert, die potenziell den grössten Beitrag dazu liefern, dass das entsprechende Risiko des Blocks 1 höher liegt als das des Blocks 2. Für diese Räume wird daher anhand der vorhandenen Zündquellen und der in der Nähe der Zündquellen befindlichen Komponenten und Kabel das Risiko detaillierter, aber weiterhin qualitativ im Vergleich zum Block 2 abgeschätzt. Mit Hinweis auf die wegen der Anlageänderungen aufgrund des Projekts AUTANOVE erforderliche Überarbeitung der Brand-PSA wird auf eine Abschätzung von PSA-Kennzahlen verzichtet. Aus den Analysen geht hervor, dass das Brandrisiko des Blocks 1 etwas höher liegen könnte als das des Blocks 2. Das KKB hält es für wahrscheinlich, dass der Unterschied in Bezug auf das Gesamtrisiko nicht sehr signifikant ist.

Zur Beurteilung der Anwendbarkeit der seismischen Fragilitäten des Blocks 2 auf den Block 1 betrachtet das KKB die Eigenschaften des Baugrunds, die Geometrie der Gebäudestrukturen und ihre Materialeigenschaften. Auch wenn beide Blöcke sehr nahe bei einander liegen, können leichte Unterschiede bei der Dicke der Sedimentschichten unter den Fundamenten der beiden Blöcke bestehen. Basierend auf Ergebnissen der PEGASOS-Studie (vgl. Kapitel 7.3.6.2) wurden die Berechnungen der Boden-Gebäude-Wechselwirkungen mit einer breiten Variation von Bodenprofilen durchgeführt. Die geringen Variationen der Schichtdicken unter den beiden Blöcken können daher vernachlässigt werden. Die Nebengebäude A, B und C weisen ein identisches Design auf. Die Nebengebäude D und E sowie der Ostteil der Maschinenhäuser sind hingegen leicht unterschiedlich gebaut, was bei der Abschätzung der Fragilitäten zu beachten ist. Die Materialeigenschaften der Gebäude werden im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms überprüft. Diese Werte werden für den Vergleich der Fragilitäten herangezogen. Sie spiegeln tendenziell das etwas höhere Alter des Blocks 1 wider.

Für die Reaktorgebäude wurden wegen der unterschiedlich dicken Fundamente detaillierte Berechnungen mit Hilfe eines Finite-Elemente-Modells durchgeführt. Für die übrigen Gebäude wurden einfachere Ansätze gewählt. Das Reaktorgebäude, das Notstandgebäude und das Nebengebäude B, das die Brennelementlagerbecken enthält, weisen bei Block 1 etwas geringere seismische Tragfähigkeiten aus als bei Block 2. Das Nebengebäude D des Blocks 1 hingegen ist seismisch robuster als dasjenige des Blocks 2, weil nur das des Blocks 1 im Jahr 1992 verstärkt worden ist.

### **Beurteilung des ENSI**

Der Vergleich der beiden Blöcke der Anlage ist systematisch durchgeführt worden und deckt grundsätzlich die PSA-relevanten Gesichtspunkte ab. Das ENSI stimmt mit dem KKB darin überein, dass signifikante Einflüsse der identifizierten Unterschiede auf PSA-Resultate insbesondere für die Ereigniskategorien interne Überflutungen, interne Brände und Erdbeben möglich und daher zu untersuchen sind.

Verbesserungspotenzial besteht insbesondere in folgenden Punkten:

- Sowohl die Analyse interner Überflutungen des Blocks 2 als auch der Vergleich mit dem Block 1 basieren auf dem Anlagezustand ohne Realisierung des Projekts AUTANOVE und sind daher nur beschränkt aussagekräftig. Dennoch ist aus Sicht des ENSI klar, dass interne Überflutungen im Block 1 keinen dominanten Beitrag zum Risiko der Anlage liefern.
- Auch die vergleichende Analyse des Brandrisikos basiert auf dem Anlagezustand ohne Realisierung des Projekts AUTANOVE und ist daher nur beschränkt aussagekräftig.
- Die quantitative Bewertung der Auswirkungen der Unterschiede auf die Gebäude-Fragilitäten, die in der BERA-2013 dokumentiert sind, stammt aus dem Jahr 2008. Inzwischen ist jedoch eine neue Erdbebengefährdung vom ENSI festgelegt worden. Es ist daher nicht klar, inwieweit die quantitative Bewertung weiterhin gültig ist.
- Eine Abschätzung der Auswirkungen der Unterschiede auf die LERF fehlt.

2015 wurden am Grundmaterial der RDB von Block 1 und 2 Sonderprüfungen durchgeführt (vgl. Kapitel 2.6). Diese weisen deutliche Unterschiede zwischen den beiden Blöcken auf. Die Untersuchungen und Bewertungen der Befunde von Block 1 sind noch nicht so weit fortgeschritten, dass sie in die PSA-Bewertung einbezogen werden könnten. Sie werden daher in der vorliegenden Stellungnahme zur PSÜ 2012 nicht behandelt.

Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Übertragbarkeit der Ergebnisse der PSA-Studien für den Block 2 auf den Block 1 leitet das ENSI nachstehende Forderung ab:

#### **Forderung 7.8-1**

*Bis zum 15. Dezember 2018 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Analyse der Übertragbarkeit der Ergebnisse der PSA-Studien für den Block 2 auf den Block 1 umzusetzen und die zugehörige Dokumentation dem ENSI einzureichen.*

## **7.9 Anwendungen der PSA**

### **Angaben des KKB**

#### *Beurteilung des Sicherheitsniveaus der Anlage*

Das KKB weist eine CDF von  $9,35 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr aus und führt aus, dass dies als geringes Risiko einzuschätzen ist. Die Senkung der CDF im Vergleich zur vorhergehenden Studie BERA-2009 um etwa 45 % führt das KKB insbesondere auf die im Modell bereits abgebildete verbesserte Energieversorgung durch das Projekt AUTANOVE zurück. Das KKB zieht den Schluss, dass das Sicherheitsniveau der Anlage in den vergangenen Jahren auf ein so hohes Niveau geführt worden ist, dass grosse Verbesserungen in Bezug auf die CDF mit verhältnismässigem Aufwand nicht mehr möglich sind.

Das KKB gibt an, dass ein grosser Anteil der Kernschadenssequenzen zu grossen frühen Freisetzen führt. Die LERF beträgt  $4,09 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr.

Die für den Stillstand ausgewiesene FDF von  $6,86 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr schätzt das KKB als geringes Risiko ein. Das Risiko des Schwachlastbetriebs, das mit dem modifizierten Volllastmodell quantifiziert ist, aber zur FDF zählt, fällt mit  $9,14 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr aufgrund der sehr kurzen Dauer dieses Zustands sehr niedrig aus. Wegen des sehr hohen Rechenaufwands zur Quantifizierung des Stillstandmodells enthält die BERA-2013 eine Sensitivitätsstudie zum entsprechenden Abschneidewert. Aus Sicht des KKB belegt diese, dass der gewählte Wert eine sinnvolle Balance zwischen Rechenzeit zur Quantifizierung des Modells und befriedigender Genauigkeit des Ergebnisses hält.

Die LERF für Schwachlast, An- und Abfahren beträgt gemäss dem KKB  $3,76 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr, die LERF im Stillstand  $1,39 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr.

### *Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge*

Bezüglich der CDF weist das KKB darauf hin, dass die Beiträge der Ereigniskategorien unausgewogen sind, da Erdbeben für 83 % des Gesamtrisikos verantwortlich sind. Unter dem Gesichtspunkt der seismischen Robustheit identifiziert das KKB die Gleichstromschienen als die schwächsten Teile der Anlage. Hingegen ist die Anlage bezüglich zufälliger Ausfälle von Systemen und Komponenten ausgewogen. Auch bei den Operateurchandlungen existieren keine das Risiko dominierenden Handlungen.

Die LERF des KKB während des Leistungsbetriebs ist mit einem Anteil von 96 % auf Erdbeben zurückzuführen. Hierzu führt das KKB an, dass die LERF ohne seismische Ereignisse nur  $1,7 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr betragen würde, und dass die Erdbebengefährdungskurve mit grossen Unsicherheiten behaftet ist.

Bezüglich der Stillstands-FDF identifiziert das KKB keine dominanten Systeme oder Funktionen. Operateurchandlungen haben jedoch eine hohe Bedeutung für die Stillstands-FDF. Dies führt das KKB darauf zurück, dass viele Signale und Kontrollfunktionen während des Stillstands blockiert sind und Handmassnahmen daher bei fast jedem auslösenden Ereignis mit Unterbrechung der Brennelementkühlung zum Einsatz kommen. Die Studie zeigt insgesamt ein bezüglich Stillstands-FDF ausgewogenes Risikoprofil. Bei der Schwachlast-FDF tragen Erdbeben zu etwa 79 % des entsprechenden FDF-Wertes bei.

Die LERF im Stillstand wird zu knapp 50 % von Erdbeben bestimmt.

### *Identifikation von Komponenten, die aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben*

Das KKB listet Komponenten mit sicherheitstechnischer Bedeutung aus Sicht der PSA bezüglich CDF, Stillstands-FDF und LERF auf. Von diesen gehören 20 weder einer der mechanischen Sicherheitsklassen SK1-SK3 noch der elektrischen Sicherheitsklasse 1E an.

### *Ausgewogenheit und Vollständigkeit der Technischen Spezifikation*

Das KKB berechnet mit Hilfe des Importanzmasses Risk Achievement Worth (RAW) und der Zeitdauer der Unverfügbarkeit einer Komponente die durch die Unverfügbarkeit bedingte Risikoerhöhung. Für die Festlegung eines zulässigen Risikobeitrags von Instandsetzungszeiten wird mangels einer Festlegung im schweizerischen Regelwerk US-amerikanisches Regelwerk<sup>280</sup> herangezogen, wobei das KKB sowohl bezüglich CDF als auch bezüglich LERF einen Bruchteil des dort erlaubten Risikobeitrags, nämlich  $2,5 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr, für die Bewertung der Regelungen der Technischen Spezifikation (TS) verwendet. Die aktuell maximal erlaubte Unverfügbarkeitsdauer wird der theoretisch anhand des genannten Kriteriums berechneten maximalen Dauer gegenüber gestellt. Darüber hinaus wird überprüft, ob die TS aus risikotechnischer Sicht vollständig ist.

Aus den Auswertungen zieht das KKB den Schluss, dass für die überwiegende Mehrheit der Komponenten die zulässigen Instandsetzungszeiten angemessen oder konservativ sind. Bei einzelnen Komponenten hingegen ergeben sich kürzere Instandsetzungszeiten als in der TS festgelegt. Bezüglich der elektrischen Systeme verweist das KKB darauf, dass die durch das Projekt AUTANOVE erforderlichen Änderungen der TS neu bewertet werden, sobald diese Änderungen definiert sein werden.

Alle sicherheitstechnisch bedeutenden PSA-Komponenten sind in der TS berücksichtigt, oder ihre Berücksichtigung ist aus Sicht des KKB nicht notwendig.

## **Beurteilung des ENSI**

### *Sicherheitsniveau*

Das ENSI betrachtet die mit der BERA-2013 ausgewiesene CDF trotz des identifizierten Verbesserungsbedarfs grundsätzlich als plausibel. Das KKB weist diesbezüglich ein hohes Sicherheitsniveau auf. Allerdings ergibt sich aus dem bezüglich der Erdbebenanalyse identifizierten Verbesserungspotenzial (vgl. Kapitel 7.3.6.2) möglicherweise eine CDF grösser als  $10^{-5}$  pro Jahr. In diesem Fall wären gemäss Punkt 6.1 a der Richtlinie ENSI-A06 Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen. Aus der Dominanz der Ereigniskategorie Erdbeben, weiter unten in diesem Kapitel unter dem Thema „Ausgewogenheit“ behandelt, ergibt sich jedoch bereits die Erfordernis, (sofern angemessen) Massnahmen zur Reduktion des CDF-Beitrags dieser Ereigniskategorie zu ergreifen (vgl. Forderung 7.9-2). Da sich

eine Reduktion der erdbebenbedingten CDF auch mindernd auf die Gesamt-CDF auswirkt, ist über die genannte Forderung hinaus keine weitere Forderung in Hinblick auf die Reduktion der CDF des KKB notwendig.

Die mit der BERA-2013 ausgewiesene LERF ist trotz des identifizierten Verbesserungsbedarfs grundsätzlich plausibel. Gemäss der Gefährdungsannahmenverordnung hat die Häufigkeit von Freisetzungen radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang deutlich geringer als die Kernschadenshäufigkeit zu sein. Die LERF des KKB erfüllt diese Anforderung nicht. Gemäss Richtlinie ENSI-A06 Kap. 6.1.a sind bei einer LERF grösser als  $10^{-6}$  pro Jahr Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen. Diese Anforderung wurde nicht erfüllt. Daher ergibt sich folgende Forderung:

#### **Forderung 7.9-1**

*Bis zum 15. Dezember 2017 sind Massnahmen zur Reduktion des Risikos grosser früher Freisetzungen (LERF) zu identifizieren und zu überprüfen, ob deren Umsetzung als angemessen zu beurteilen ist.*

Die angegebene Schwachlast-FDF ist aus Sicht des ENSI ebenfalls plausibel, gleiches gilt für die Schwachlast-LERF. Wegen der ungenügenden Quantifizierung des Stillstandmodells (vgl. Kapitel 7.6.5.3) ist die Stillstand-FDF nicht ausreichend belastbar. Der Wert von  $6,86 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr ist daher, wie bereits in Kapitel 7.6.7.1 angesprochen, optimistisch. Gleiches gilt für die Stillstand-LERF.

#### *Ausgewogenheit*

Das ENSI teilt die Auffassung des KKB, dass die Anlage in Hinblick auf die CDF bezüglich Operateurhandlungen und zufälligen Ausfällen von Komponenten und Systemen ausgewogen ist. Die Ereigniskategorie Erdbeben trägt allerdings mehr als 60 % zur Gesamt-CDF bei und liefert einen Betrag von mehr als  $6 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr. Gemäss Punkt 6.2 b der Richtlinie ENSI-A06 sind in diesem Fall – sofern angemessen – Massnahmen zur Reduktion dieses Risikobeitrags zu ergreifen. Eine Diskussion potenzieller Massnahmen zur Reduktion dieses Risikobeitrags fehlt im Rahmen der BERA-2013. Das ENSI hat mittlerweile neue Erdbebengefährdungsannahmen (als „Gefährdungsannahmen ENSI-2015“ bezeichnet) sowie Randbedingungen und Termine für die zu erbringenden Sicherheitsnachweise verfügt (vgl. Kapitel 2.1.5). Gemäss dieser Verfügung<sup>46</sup> sind auf den 28. Juni 2019 die probabilistischen Sicherheitsanalysen betreffend Erdbeben zu aktualisieren und die Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage und insbesondere auf das Risiko zu bewerten. Da sich aufgrund der neuen Gefährdungsannahmen die risikotechnische Bedeutung von Strukturen, Systemen und Komponenten bezüglich Erdbeben verändern kann, ergibt sich folgende Forderung:

#### **Forderung 7.9-2**

*Bis zum 28. Juni 2019 ist die Ausgewogenheit der Risikobeiträge bezüglich der Ereigniskategorie Erdbeben basierend auf den Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 zu beurteilen. Falls Erdbeben mehr als 60 % zur mittleren CDF beitragen und der Beitrag grösser als  $6 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr ist, sind Massnahmen zur Reduktion des CDF-Beitrags der Ereigniskategorie Erdbeben zu identifizieren und zu überprüfen, ob deren Umsetzung als angemessen zu beurteilen ist.*

Die LERF ist aus Sicht des ENSI nicht nur, wie vom KKB dargelegt, bezüglich Erdbeben-Sequenzen unausgewogen, sondern auch bezüglich Hochdrucksequenzen (vgl. Kap. 7.4.1). Forderung 7.9-1 adressiert bereits die Reduktion der LERF, Forderung 7.9-2 die Reduktion der CDF-Beiträge von Erdbeben. Da die LERF zu 96 % von Erdbeben dominiert ist, und da sich eine Reduktion der erdbebenbedingten CDF auch mindernd auf die erdbebenbedingte LERF auswirkt, ist über die beiden genannten Forderungen hinaus keine weitere Forderung in Hinblick auf die Reduktion der erdbebenbedingten LERF notwendig. Die auffallend hohe Bedeutung von Hochdrucksequenzen wird bereits im Rahmen der laufenden Aufsicht verfolgt.

Eine aussagekräftige Auswertung der Ausgewogenheit des Risikos des Nichtleistungsbetriebs ist wegen der nicht ausreichend genauen Bestimmung der Stillstands-FDF nicht möglich.

#### *Sicherheitstechnische Bedeutung von Komponenten*

Die Komponenten, die aufgrund der in der BERA-2013 enthaltenen Auswertung aus Sicht der PSA eine sicherheitstechnische Bedeutung haben, sind systematisch dokumentiert. Die Auswertung berücksichtigt jedoch

nicht CCF von Komponenten. Darüber hinaus fehlt eine Auseinandersetzung mit der Frage, ob bei einer (in der BERA-2013 fehlenden) Auswertung der Schwachlast-FDF weitere Komponenten eine sicherheitstechnische Bedeutung aufweisen.

#### *Technische Spezifikation*

Die Überprüfung der Vollständigkeit und der Ausgewogenheit der TS wurde vom KKB erstmalig durchgeführt. Die verwendete Methode ist grundsätzlich der Problemstellung angemessen, und die Auswertung ist nachvollziehbar. Allerdings wird bei der risikotechnischen Beurteilung der Ausgewogenheit bezüglich der LERF für die dafür verwendete inkrementelle bedingte frühe Freisetzungswahrscheinlichkeit (ICLERP) der gleiche Wert wie für die inkrementelle bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit verwendet. Die in der Richtlinie ENSI-A06 festgelegten risikotechnischen Kenngrößen für die LERF sind 10-mal geringer als diejenigen für die CDF. Deshalb ist bei der Beurteilung der zulässigen Instandsetzungszeiten für die ICLERP ein 10-mal geringerer Wert als für die ICCDP zu verwenden. Es fehlt auch eine Auswertung der RAW Werte von gemeinsam verursachten Komponentenausfällen (CCF). Ferner fehlt die Auswertung der Importanzen von Instandhaltungen während des Stillstands, die für die Bewertung der TS-Regelungen zur Verfügbarkeit von Systemen bei abgestelltem Reaktor von Bedeutung sind.

Ein Antrag auf Änderung der TS aufgrund des Projekts AUTANOVE wurde zwischenzeitlich vom KKB eingereicht und vom ENSI freigegeben. Damit entfallen die vom KKB diesbezüglich formulierten Vorbehalte zur risikotechnischen Bewertung der TS. Punktueller Verbesserungsbedarf besteht bezüglich der zulässigen Instandsetzungszeiten einiger weniger Komponenten sowie bezüglich der potenziellen Berücksichtigung einer Komponente in der TS.

## **7.10 Zusammenfassende Bewertung**

Basierend auf der vom KKB eingereichten PSA und den Resultaten der Überprüfung durch das ENSI können zusammenfassend folgende Schlussfolgerungen gezogen werden:

- Die Modelle der Stufe-1-PSA für den Leistungsbetrieb und den Nichtleistungsbetrieb berücksichtigen alle wesentlichen Störfälle. Sie sind in weiten Teilen aktualisiert worden, um die Anlageänderungen aufgrund des zwischenzeitlich realisierten Projekts AUTANOVE abzubilden. Eine Ausnahme bildet die Brand-PSA, für die unverändert die Brandereignisse und deren Konsequenzen aus der BERA-2000 übernommen worden sind. Die Überarbeitung der Brand-PSA wird bereits im Aufsichtsverfahren verfolgt.
- Die Störfallabläufe werden detailliert modelliert, und das verwendete Rechenprogramm entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Der extrem hohe Detaillierungsgrad des Stillstandmodells führt jedoch dazu, dass das Modell nicht ausreichend genau quantifiziert werden kann. Die für den Stillstand ausgewiesene FDF von  $6,86 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr ist daher optimistisch, die Bedeutung von Komponenten und Unfallsequenzen möglicherweise verzerrt. Basierend auf früheren Analysen des KKB sowie Erkenntnissen aus PSA von anderen Schweizer Kernkraftwerken geht das ENSI davon aus, dass für das Sicherheitsniveau im Nichtleistungsbetrieb das entsprechende Kriterium der Richtlinie ENSI-A06 (FDF kleiner als  $10^{-5}$  pro Jahr) eingehalten werden kann.
- Das ENSI betrachtet die mit der BERA-2013 ausgewiesene Kernschadenshäufigkeit trotz des identifizierten Verbesserungsbedarfs als grundsätzlich plausibel. Das KKB weist für den Vollastbetrieb im Vergleich zu dem von der Gefährdungsannahmenverordnung und der IAEA für bestehende Anlagen empfohlenen Sicherheitsziel einer Kernschadenshäufigkeit von unter  $10^{-4}$  pro Jahr eine niedrige Kernschadenshäufigkeit ( $9,35 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr) aus.
- Die Modelle für die Stufe-2-PSA bauen auf den Modellen der Stufe-1-PSA auf und basieren damit ebenfalls auf dem dortigen umfassenden Spektrum auslösender Ereignisse. Sie berücksichtigen die für den Unfallablauf relevanten Phänomene. Der für das Risiko früher grosser Freisetzungen während

des Leistungsbetriebs ausgewiesene Wert von  $4,09 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr wird vom ENSI als grundsätzlich plausibel eingeschätzt.

- Bei den Anwendungen der PSA ist insbesondere hervorzuheben, dass das KKB erstmals eine umfangreiche Analyse der Ausgewogenheit und Vollständigkeit der Technischen Spezifikation durchgeführt hat. Diese zeigt, dass die Technische Spezifikation im Hinblick auf die Kernschadenshäufigkeit grundsätzlich ausgewogen ist.
- Das KKB identifiziert mithilfe der BERA-2013 keine Anlagenschwächen. Auch das ENSI ermittelt keine grundlegenden Anlagenschwächen. Auswertungen der PSA in Hinblick auf die Ausgewogenheit der Risikobeiträge sowie die risikotechnische Bedeutung von Fragilities und Instandhaltungstätigkeiten sind jedoch nicht oder nur ansatzweise durchgeführt worden. Eine systematische Untersuchung zur Identifikation von angemessenen Massnahmen zur Risikosenkung ist insbesondere wegen des ausgewiesenen Risikos früher grosser Freisetzungen (vgl. Forderung 7.9-1), wegen des hohen Anteils von Hochdrucksequenzen an solchen Freisetzungen (dies wird bereits im Aufsichtsverfahren verfolgt) und wegen der hohen Bedeutung der Ereigniskategorie Erdbeben für die Kernschadenshäufigkeit (vgl. Forderung 7.9-2) erforderlich.

Trotz der fehlenden Identifikation möglicher Massnahmen zur Risikoreduktion kann das ENSI bestätigen, dass das KKB bezüglich auslegungsüberschreitender Störfälle einen hohen Sicherheitsstatus aufweist.

## 8 Notfallschutz

Ziel des Notfallschutzes ist der Schutz des Personals und der Bevölkerung vor den Auswirkungen erhöhter Radioaktivität bei Stör- und Unfällen. Zum Schutz der Bevölkerung werden Behörden und Bevölkerung in der Umgebung von Kernanlagen (innerhalb der Notfallschutzzonen 1 und 2) über die möglichen Gefahren der Radioaktivität und über Schutzmassnahmen im Voraus informiert. Zudem wird sichergestellt, dass im Ereignisfall die Behörden rechtzeitig gewarnt werden. Die Bevölkerung wird mit Sirenen alarmiert und über Radio angewiesen, entsprechende Schutzmassnahmen zu befolgen, bevor radioaktive Stoffe in gefährdendem Umfang aus der Anlage austreten.

Verantwortlichkeiten und Aufgaben des Betreibers sind in Verordnungen und Konzepten des Bundes festgelegt und im Notfallreglement der Kernanlage festgeschrieben. Sie werden regelmässig im Rahmen von Übungen und Inspektionen überprüft.

Nachstehend wird nur der anlageninterne Notfallschutz bewertet, da der anlagenexterne Notfallschutz den zuständigen Stellen des Bundes und der Kantone obliegt.

### 8.1 Anlageninterner Notfallschutz

Der Betreiber ist verantwortlich für das rechtzeitige Erkennen eines Störfalls, das Ergreifen von Gegenmassnahmen in der Anlage und für die zeitgerechte Meldung an die Behörden. Mit einer Notfallorganisation, unterstützt durch Infrastruktureinrichtungen und Handlungsanweisungen in Form einer Notfalldokumentation, werden die Aufgaben des Notfallschutzes wahrgenommen.

#### Angaben des KKB

Die Verantwortlichkeiten für die Notfallvorsorge sowie die Zuständigkeiten und Aufgaben des Beauftragten für die Notfallvorsorge sind im Kraftwerksreglement des KKB<sup>281</sup> festgelegt. Das Notfallreglement<sup>282</sup> regelt die Notfallorganisation, den Einsatz der Mitarbeitenden des KKB und weiterer Stellen sowie das Verhalten von Fremdpersonal und Besuchern auf dem Kraftwerksareal nach Eintritt eines Notfalls. Es enthält die Definitionen und Kriterien, nach denen Notfälle im KKB deklariert und kategorisiert werden.

Für die Organisation der Notfallvorsorge und die Einsatzbereitschaft der Notfallorganisation ist der Kraftwerksleiter verantwortlich. Seine diesbezügliche Aufgabe ist die Sicherstellung einer dem jeweiligen Stand der Kenntnisse angepassten Notfallorganisation für die Notfallbekämpfung. Der Beauftragte für die Notfallvorsorge ist für die übergeordnete Koordination der Notfallvorsorge zuständig. Er verfolgt auch den internationalen Entwicklungsstand im Bereich der Notfallvorsorge sowie des Notfallmanagements und nimmt am internationalen Erfahrungsaustausch teil.

Für die anforderungsgerechte Aufrechterhaltung der Notfallbereitschaft im KKB wurde im Rahmen des integrierten Managementsystems der Prozess „Gewährleistung der Notfallfallbereitschaft“ erarbeitet. Darin wird u. a. dargestellt, wie mit Erfahrungen aus betrieblichen Ereignissen sowie aus Ereignissen in anderen Anlagen und mit den Anforderungen externer Stellen umzugehen ist.

Das permanente Notfallvorsorge (NOVO)-Team behandelt abteilungsübergreifende Themen im Bereich der Notfallvorsorge und unterstützt die Kraftwerksleitung und die Abteilungsleiter bei der Sicherstellung einer optimalen Notfallbereitschaft. Im NOVO-Team werden Erkenntnisse aus Notfallübungen und der Notfallausbildung sowie notfallrelevante Erkenntnisse aus dem Kraftwerksbetrieb beraten und ggf. entsprechende Optimierungsmassnahmen der Internen Sicherheitskommission (ISK) zur Beratung und anschliessend der Kraftwerksleitung zur Entscheidung vorgeschlagen.

Das richtige Verhalten in Notfällen ist Bestandteil der Grundausbildung aller Mitarbeitenden im Rahmen der modularen Basisausbildung. Mitarbeitende, die in die Notfallorganisation integriert sind, erhalten zusätzlich innerhalb ihres Notfallorgans eine angemessene funktionsspezifische Fachausbildung. Die Notfallorgane, die eine besondere Bedeutung für die Beherrschung von Störfällen haben, müssen ihre Kenntnisse mindestens einmal

jährlich in internen Übungen oder im Rahmen der Notfallübung mit Behördenbeobachtung praktisch anwenden. Weiterführende spezielle Ausbildungen erhalten insbesondere Mitglieder des Notfallstabs, Pickettingenieure, Mitarbeitende der Notfallpiketts Maschinentechnik und Elektrotechnik, Mitglieder des Technical Support Centers, Mitarbeitende der Schicht, der Betriebsfeuerwehr, der Sanität und der Betriebswache. Die Ausbildung der in den Notfalléquipen Schicht, Betriebsfeuerwehr, Sanität und Betriebswache eingesetzten Mitarbeitenden erfolgt gemäss verabschiedeten Jahresplänen und den zugrunde liegenden gesetzlichen und regulativen Anforderungen.

Auf Grund von Erkenntnissen aus zurückliegenden Notfallübungen wurde zur Unterstützung und Entlastung des Notfallstabes die Bildung eines Technical Support Centers (TSC) beschlossen. Das TSC erarbeitet im Auftrag des Notfallstabs zu spezifischen Problemen Lösungsansätze. Infolge der Implementierung des TSC (2009) wurde die Zusammensetzung des Notfallstabs gestrafft. Dem Notfallstab und dem TSC stehen ein Notfallraum und in beiden Blöcken ein Ersatznotfallraum zur Verfügung. Wegen der Einführung des TSC und Erkenntnissen aus Notfallübungen wurde der Notfallraum Anfang des Jahres 2012 vollständig neu gestaltet, renoviert und neu möbliert. Im gleichen Jahr wurden die Ersatznotfallräume nach ergonomischen Gesichtspunkten umgebaut. Ziel war die Unterbringung des TSC in einem abgetrennten Teil des Ersatznotfallraums.

Das Notfallreglement wurde im Betrachtungszeitraum zwei Überarbeitungen unterzogen. 2005/2006 wurde der Neuerstellung und Inkraftsetzung der Alarmierungsverordnung und der Überarbeitung des Schweizerischen Notfallschutzkonzeptes<sup>283</sup> Rechnung getragen. In dieser Revision wurde auch die Einführung des GSKL-Führungsmodells Notfallorganisation berücksichtigt. 2010 erfolgte eine Harmonisierung zwischen dem Kraftwerksreglement und dem Notfallreglement derart, dass im Kraftwerksreglement alle Verantwortlichkeiten für die Notfallvorsorge geregelt sind, während das Notfallreglement ausschliesslich das Verhalten bei Notfällen regelt. Zudem wurde die Einführung des TSC berücksichtigt. Als Folge des schweren Unfalls von Fukushima wurden für die Accident Management-Massnahmen je ein Zelt innerhalb und ausserhalb des Perimeters des Kraftwerksareals für Accident Management-Mittel der Feuerwehr aufgestellt.

### **Beurteilungsgrundlage des ENSI**

Art. 94 bis 98 StSV

Art. 33, 38, 39, 40 und Anhang 3 KEV

Punkt 4.2 der Richtlinie ENSI-B12<sup>284</sup>

Punkt 6.3.1 der Richtlinie ENSI-G07<sup>285</sup>

Konzept der KomABC für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen<sup>286</sup>

Anforderungen 5.6 bis 5.9, 5.18, 5.19, 5.20, 5.23, 5.25 gemäss IAEA Safety Standard GS-R-2<sup>287</sup>

Anforderungen 2.31 bis 2.38 gemäss IAEA Safety Standard NS-R-2<sup>288</sup>

Anforderungen 5.2 bis 5.7 gemäss IAEA Safety Standard SSR-2/2<sup>292</sup>

### **Beurteilung des ENSI**

Die Notfallorganisation wird als Stabsorganisation straff und auftragsorientiert geführt. Das KKB verfügt über eine Notfallorganisation, die bei Eintritt einer Betriebsstörung anhand eindeutig festgelegter Kriterien gemäss dem Leitschema und entsprechenden Checklisten im Notfallreglement aufgebildet wird. Anhand der Notfallanweisungen arbeiten die für den Betrieb zuständige Schichtgruppe, der Pickettingenieur, der Notfallstab und die Notfallunterstützungsgruppen strukturiert zusammen. Die Verantwortlichkeiten und die Kriterien zur Übergabe der Verantwortlichkeiten sind festgelegt. Die Notfallorganisation und der Führungsrhythmus werden der Lage angepasst, um eine zeitgerechte und effiziente Bewältigung einer Notfallsituation zu gewährleisten.

Das KKB besitzt aus Sicht des ENSI ein umfassendes, dem Stand der Technik entsprechendes Vorschriftenwerk für die Notfallorganisation, das sowohl den Bereich der Auslegungstörfälle als auch den der auslegungsüberschreitenden Störfälle abdeckt (vgl. Kapitel 8.3).

Die Vermittlung der notwendigen Kenntnisse für die Mitglieder des Notfallstabs wie auch der Notfallequipen erfolgt jährlich. Diese Kenntnisse werden unter realistischen Einsatzbedingungen in Notfallübungen überprüft, welche vom ENSI inspiziert werden (vgl. Kapitel 8.2).

Die Notfallorganisation des KKB erfüllt die Anforderungen der Richtlinien ENSI-B12<sup>284</sup> und ENSI-G07<sup>285</sup>, des Konzepts für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen der KomABC sowie die der IAEA Safety Standards NS-R-2, SSR-2/2 und GS-R-2, der StSV und der KEV, wonach der Betreiber einen Störfall erkennen und beurteilen, entsprechende Massnahmen zu dessen Beherrschung treffen sowie für die Alarmierung und die rasche Orientierung der zuständigen Behörden sorgen muss.

## 8.2 Notfallübungen

Notfallübungen dienen dazu, die Ausbildung und die Zusammenarbeit der Notfallorgane zu fördern und die Notfallbereitschaft unter möglichst realistischen Bedingungen zu üben und periodisch zu überprüfen. Ferner erlauben die Notfallübungen Rückschlüsse auf die Eignung der Struktur der Notfallorganisation des Betreibers, auf den Ausbildungsstand sowie den Ausbildungsbedarf des eingesetzten Personals.

### Angaben des KKB

Die Überprüfung der Einsatzbereitschaft der Notfallorganisation erfolgt u. a. im Rahmen regelmässig durchgeführter Notfallübungen. Im Überprüfungszeitraum hat das KKB 10 Notfallübungen mit Beobachtung durch die Aufsichtsbehörden, 20 interne Übungen bzw. Einsätze, die den Charakter von Notfallübungen haben, sowie 10 Alarmierungsnotfallübungen durchgeführt<sup>19</sup>. Technische Notfälle wurden häufiger als andere Szenarien geübt. Dies ist als angemessene Vorgehensweise zu bewerten, weil nur im Rahmen eines Technischen Notfalls (gleichwohl dieser aus einer anderen Notfallart entstehen kann) eine signifikante Gefährdungssituation für die Umgebung und die dort lebende Bevölkerung entstehen kann.

Im Betrachtungszeitraum von 2002 – 2011 wurden bis auf die Notfallarten „BE-Handhabungsunfall“, „Ölunfall“ und „Geiselnahme, Erpressung“ sämtliche Notfallarten in den Szenarien berücksichtigt. Die Notfallart „Ölunfall“ ist hinsichtlich der zu ergreifenden Massnahmen der Notfallart „Chemieunfall“ sehr ähnlich und kann damit durch diese als abgedeckt betrachtet werden. Der BE-Handhabungsunfall wurde letztmalig im Jahre 1994 geübt. Die Auswirkungen eines BE-Handhabungsunfalls auf das Personal und die Anlage entsprechen jenen der Aktivitätsüberschreitung bzw. des Strahlenunfalls, welche letztmalig Gegenstand der Notfallübung LAKI im Frühjahr 2012 waren.

Alle zur Beherrschung von Technischen Störfällen und Sicherheitsnotfällen wichtigen Teile der Notfallorganisation waren innerhalb des Betrachtungszeitraums regelmässig an einer Notfallübung oder an einem echten Einsatz beteiligt. Der Notfallstab wurde jährlich, der Pickettingenieur sowie die Notfallequipen und die Notfallzentrale mindestens einmal in 3 Jahren in die Szenarien der Notfallübungen eingebunden.

Im Betrachtungszeitraum wurde das Notfallmanagement aufgrund von Erkenntnissen aus eigenen Analysen, Notfallübungen und externen Erfahrungen kontinuierlich weiterentwickelt und optimiert. Hauptzielrichtung der getroffenen Massnahmen waren u. a. die Verbesserung der Handhabung der Notfalldokumentation, die bessere Koordination und Einbindung externer Notfallorganisationen und Informationsdienste in das Notfallmanagement der Anlage auf Basis vertraglicher Regelungen mit betroffenen Institutionen, Anpassungen im Alarmierungs- und Besammlungskonzept und bessere fachliche Unterstützung des Notfallstabes bei seinen Entscheidungsfindungen durch die Gründung des TSC. Überdies führten auch Ergebnisse aus Untersuchungen zu Gefährdungen wie Erdbeben, Starkwind und Hochwasser sowie Erfahrungen aus externen Ereignissen wie z. B. aus dem schweren Unfall in Fukushima zu Massnahmen, die das Notfallmanagement des KKB auf einem international sehr hohen Niveau halten.

## Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 96 StSV

Art. 33 KEV

Art. 19 VBWK

Richtlinie ENSI-B11<sup>289</sup>

Konzept der KomABC für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen<sup>290</sup>

Anforderungen 2.35 und 2.37 des IAEA Safety Standards NS-R-2<sup>291</sup>

Anforderungen 5.6 und 5.7 des IAEA Safety Standards SSR-2/2<sup>292</sup>

Anforderungen 5.33 und 5.34 des IAEA Safety Standards GS-R-2<sup>287</sup>

## Beurteilung des ENSI

Das KKB hat im Überprüfungszeitraum die gemäss der Richtlinie ENSI-B11<sup>289</sup> vorgesehenen Notfallübungen durchgeführt und dabei die Erfüllung der gesetzten Ziele überprüft.

Das ENSI hat jährlich die Notfallübungen inspiziert. Anhand dieser Inspektionen konnte die Richtigkeit der Angaben des KKB zu den durchgeführten Notfallübungen nachvollzogen werden.

Anlässlich einer Stabsnotfallübung wurde in Anwesenheit des ENSI im Jahre 2002 die Anwendbarkeit der neu entwickelten Severe Accident Management Guidance (SAMG) überprüft und als grundsätzlich geeignet eingestuft (vgl. Kapitel 8.3).

Die Mitglieder des Notfallstabs und der Notfallequipes werden periodisch geschult. Mit internen und vom ENSI inspizierten Notfallübungen wurden der Ausbildungsstand und die Einrichtungen überprüft und notwendige Verbesserungen identifiziert. Solche Verbesserungen umfassten unter anderem:

- Präzisierung der Kriterien für die rasche Alarmierung der Bevölkerung (Warnung und allgemeiner Alarm)
- Einführung des Technical Support Centers TSC
- Optimierung der Infrastruktur im Notfall- und Ersatznotfallraum

Die identifizierten Verbesserungsmassnahmen wurden vom KKB mit Schulungen oder Anpassungen von Notfallvorschriften und Ausrüstungen systematisch bearbeitet. Das ENSI hat die Umsetzung der Verbesserungsmassnahmen überwacht und bei nachfolgenden Notfallübungen einer Prüfung unterzogen.

Das ENSI stuft die KKB-Notfallorganisation aufgrund seiner Beobachtungen anlässlich von Notfallübungen gesamthaft als fähig ein, Notfallsituationen in der Anlage zu beherrschen.

Damit erfüllt das KKB die Anforderungen der StSV, der KEV und der Richtlinie ENSI-B11 sowie die der IAEA Safety Standards NS-R-2, SSR-2/2 und GS-R-2 bezüglich Notfallübungen vollumfänglich<sup>289</sup>.

## 8.3 Notfallmanagement bei schweren Unfällen

Für das systematische Notfallmanagement eines auslegungsüberschreitenden Störfalls mit stark beschädigtem Kern – im Folgenden als „schwerer Unfall“ bezeichnet – ist der Einsatz vorbereiteter technischer Entscheidungshilfen (Englisch: Severe Accident Management Guidance, SAMG) notwendig. Die SAMG, welche im KKB als Unfallbegrenzungsrichtlinien (UR) bezeichnet werden, sind in schriftlicher Form bereitgestellte, anlagenspezifische Entscheidungshilfen zur Milderung der Auswirkungen eines schweren Unfalls, mit dem Ziel, den Kernschmelzvorgang zu beenden oder zumindest die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung so gering wie möglich zu halten. Es entspricht dem Stand der Technik auf dem Gebiet, dass Erkenntnisse aus Notfallübungen und der Forschung zu schweren Unfällen zur stetigen Verbesserung der SAMG herangezogen

werden<sup>293</sup>. Das ENSI verlangte anfangs 1998 die systematische Einführung von SAMG in allen Schweizer Kernkraftwerken und präziserte Ende 2000 diese Forderung inhaltlich<sup>294</sup>.

### Angaben des KKB

Die SAMG im KKB<sup>295</sup> sind eine werkspezifische Umsetzung der generischen SAMG, die von der Druckwasserreaktor-Betreiberorganisation für das KKB im Jahr 2000 erstellt worden sind. Nach Anpassungen und Ergänzungen erfolgte im Jahr 2001 mittels Stabsnotfallübung die Inkraftsetzung und Validierung der SAMG. Weitere Stabsnotfallübungen von schweren Unfällen mit Kernschaden fanden in den Jahren 2002 und 2003 statt. Eine etwa halbtägige SAMG-Ausbildung der Mitglieder des Notfallstabs findet alle drei Jahre statt. Im Jahr 2004 erfolgte aufgrund der Nachrüstung von passiven Wasserstoff-Rekombinatoren (Passive Autocatalytic Recombiners, PARs) im Containment eine Überarbeitung der Entscheidungshilfen zu den Einsatzgrenzen für Containment-Druckbegrenzungs-systeme. Eine Erweiterung des Anwendungsbereichs auf den Stillstand erfolgte im Juli 2005. Umfangreiche Anpassungen der aus den SAMG heraus aufgerufenen Accident-Management (AM)-Vorschriften erfolgten ab 2011, z. B. die Einarbeitung der Erkenntnisse nach Fukushima in die Vorschrift zur Notkühlung des Brennelement-Lagerbeckens.

Die Strategien der SAMG im KKB entsprechen weitgehend denen, die von der Druckwasserreaktor-Betreiberorganisation entwickelt wurden. Zusätzlich implementierte KKB werkspezifische AM-Vorschriften, die aus den SAMG und teilweise auch aus den Stör- und Notfallvorschriften heraus aufgerufen werden. Nach Überschreitung einer Kernaustrittstemperatur (KAT) von 650 °C ist bei Totalverlust der Wechselstromversorgung sofort nach den SAMG vorzugehen. In allen anderen Störfällen erfolgt bei KAT > 650 °C der Einstieg in die SAMG erst, wenn die zuvor eingeleiteten Massnahmen zur Kernkühlung keinen Erfolg zeigen. In den Vorschriften für den Stillstand und für die Massnahmen nach Ausfall von Notstromschiene finden sich ErsatzEinstiegs-kriterien für den Fall, dass die KAT-Messung nicht verfügbar ist. Diese Kriterien orientieren sich an der Dosisleistung und der Wasserstoffkonzentration im Containment, den Temperaturen im heissen Strang und am Druckhalter des Reaktorkreislaufs sowie dem Neutronenfluss.

Die SAMG bestehen aus Anweisungen für vom Betriebspersonal im Hauptkommandoraum bzw. im Notstand-leitstand durchzuführende Sofortmassnahmen und aus Anleitungen für die technische Führung durch den Notfallstab. Diese Anleitungen umfassen:

- Einen Gefährdungs-Statusbaum und Unfall-Diagnoseplan (UR-R-TOP), welcher die zu überwachen- den Parameter und deren Grenzwerte beinhaltet.
- Die bei Nichteinhaltung von Grenzwerten zu verwendenden Unfallbegrenzungsrichtlinien. Diese Richt- linien unterstützen die Entscheidungsfindung über die zu ergreifenden Massnahmen. Sie umfassen Anleitungen zur Abklärung der Einsetzbarkeit sämtlicher in der Anlage bestehender Möglichkeiten zur Linderung der Unfallfolgen sowie zur Abwägung eventueller Nachteile dieser Möglichkeiten und Ver- weise auf AM-Vorschriften, in denen die Implementierung dieser Möglichkeiten beschrieben ist.
- Berechnungsgrundlagen und graphische Hilfsmittel zur schnellen Entscheidungsfindung.

Dabei wird der Notfallstab durch das Technical Support Center (TSC) beraten und unterstützt.

Die technische Basis der SAMG besteht aus der werkseigenen PSA, die regelmässig aufdatiert wird, sowie diversen Berichten des Reaktorherstellers zu für die SAMG relevanten Themen wie Diagnosehilfsmittel, In- strumentierung, Grenzwerten, Strategien, Einsetzbarkeit der Systeme und Notfallplan. Berichte zur Effektivität der PARs wurden in den Jahren 2001 und 2003 ergänzt.

### Beurteilungsgrundlage des ENSI

Art. 7 und 41 sowie Anhang 3 KEV

Richtlinien ENSI-B12<sup>284</sup> und HSK-R-103<sup>296</sup>

IAEA Safety Guide NS-G-2.15<sup>297</sup>

## Beurteilung des ENSI

Aufgrund der im Rahmen dieser PSÜ durchgeführten Prüfung betrachtet das ENSI die KKB-SAMG als weitgehend konform mit den Anforderungen der Richtlinie ENSI-B12<sup>284</sup>. Positiv hervorzuheben sind insbesondere:

- Die substantielle technische Basis, insbesondere der im internationalen Vergleich umfassende Umfang der SAMG (alle Betriebszustände) und der Stufe-2-PSA (alle Betriebszustände, interne, interne systemübergreifende und externe Ereignisse).
- der modulare, effiziente und systematische Aufbau der SAMG (Anweisungen für Sofortmassnahmen, Anleitungen zur Diagnose und Entscheidungsfindung, Verweise auf AM-Vorschriften zur Implementierung getroffener Entscheidungen).
- die übersichtliche und kompakte Darstellung von Gefährdungs-Statusbaum und Unfall-Diagnoseplan in Form eines Ablaufschemas, das regelmässig zu durchlaufen ist.

Nach Prüfung der zur SAMG-Inkraftsetzung und -Validierung durchgeführten Notfallübung aus dem Jahr 2001 erachtete das ENSI die SAMG des KKB als grundsätzlich geeignet. Aufgrund der alle drei Jahre stattfindenden SAMG-Ausbildung der Notfallstab-Mitglieder ist die Forderung der Richtlinie ENSI-B12<sup>284</sup> (4.4.6.b) nach einer Integration von SAMG in das Programm der Notfalle Ausbildung erfüllt.

Nach Prüfung von Detailspekten leitet das ENSI Punkte mit Verbesserungspotenzial ab, welche in einer Aktionsliste detailliert aufgeführt sind. Nachfolgend sind die wichtigsten Punkte aus der Aktionsliste zusammenfassend dargelegt:

- In einer Reihe von Unfallszenarien wäre das Kriterium  $KAT > 650 \text{ °C}$ , welches bei verfügbarer KAT-Messung die notwendige Bedingung für den SAMG-Einstieg ist, erst nach massiv vorangeschrittener Kernschädigung wahrnehmbar. Zum Beispiel würde laut einer Unfallablaufsimulation der BERA-2013-Stufe-2-PSA in einem durch einen kleinen Kühlmittelverlust ausgelösten Unfallszenario der Einstieg in die bei verlorener Kernkühlung zu verwendende Vorschrift (Einstiegs-kriterium:  $KAT > 650 \text{ °C}$ ) erst nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters erfolgen. Für solche Fälle sind keine Ersatzeinstiegs-kriterien vorgesehen.
- Die Anweisungen zur sofortigen Isolation des passiven SIDRENT-Strangs nach SAMG-Einstieg sind nicht an die Prüfung von Vorbedingungen hinsichtlich des vorhandenen Containment-Drucks gebunden. Dies könnte unter bestimmten Unfallrandbedingungen (z. B. schneller Containment-Druckanstieg infolge Frischdampfleitungsbruch) das Containment-Überdruckversagen begünstigen.
- In den SAMG fehlen explizite Anweisungen zur Aufrechterhaltung bzw. Wiederherstellung der für die Instrumentierung benötigten Stromversorgung. Diese Stromversorgung ist aus Sicht des ENSI von hoher Bedeutung für die zuverlässige Handhabung der Anleitungen zur Diagnose und Entscheidungsfindung.

### **Forderung 8.3-1**

*Bis zum 15. Dezember 2017 sind sämtliche in der Aktionsliste zur BERA2013 festgehaltenen Verbesserungspunkte bezüglich SAMG umzusetzen und ihre Umsetzung zu dokumentieren.*

## 9 Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus

### 9.1 Sicherheitsebenen orientierte Bewertung

#### Angaben des KKB

##### *Vorsorge auf Sicherheitsebene 1*

Die Zielsetzung der Massnahmen auf der Sicherheitsebene 1 besteht in der Vermeidung von Betriebsstörungen. Die wesentlichen Methoden zur Gewährleistung eines sicheren und störungsfreien Normalbetriebs sind:

- eine hohe Qualität der eingesetzten Werkstoffe, maschinentechnischen, elektro- und leittechnischen Komponenten, Systeme sowie Gebäude und deren konservative Auslegung,
- ein inhärent sicheres Betriebsverhalten des Reaktorkerns,
- ein abdeckendes System von klar verständlichen und aktuell gehaltenen Vorschriften für die Betriebsführung,
- der Einsatz anforderungsgerechter und zuverlässiger Mess- und Überwachungseinrichtungen sowie Steuer- und Regeleinrichtungen,
- optimierte Schnittstellen Mensch – Maschine, klar strukturierte Anzeigen, Bedienpulte, visuelle Darstellung von Prozessen zur Vermeidung von Fehlinterpretationen des Anlagenzustandes und von Fehlhandlungen des Personals,
- eine präventive Instandhaltung inklusive regelmässiger Prüfungen der Verfügbarkeit und des Zustands von Komponenten und Systemen sowie Wartung und Instandsetzungen mit den zugehörigen Vorschriften,
- ein implementiertes Betriebsdauermanagement und ein Alterungsüberwachungsprogramm,
- vollständige und lückenlose Betriebsaufzeichnungen / Dokumentation sowie eine systematische Auswertung der Betriebserfahrung – auch aus anderen Anlagen bei gegebener Übertragbarkeit – als Grundlage für einen kontinuierlichen Korrektur- und Verbesserungsprozess,
- ein etabliertes umfassendes, integriertes Managementsystem,
- motiviertes und gut qualifiziertes sowie erfahrenes Betriebspersonal, einschliesslich einer geeigneten Organisation und eines umfassenden Aus- und Weiterbildungssystems,
- eine kontinuierliche Optimierung der Betriebsführung sowie Anpassung von Systemen, Komponenten und Strukturen an den Stand der Technik.

Weitere KKB-spezifische Massnahmen für einen störungsfreien Anlagenbetrieb sind Betriebsführungsinstrumente, Brandschutz-, Blitzschutz-, Strahlenschutz- und Entsorgungskonzepte sowie die Konzepte der Kernüberwachung und der chemischen Überwachung.

##### *Vorsorge auf Sicherheitsebene 2*

Die Zielsetzung der Massnahmen auf der Sicherheitsebene 2 besteht in der Beherrschung von Betriebsstörungen. Um eine Ausweitung von Betriebsstörungen zu Störfällen zu verhindern, sind folgende Massnahmen bzw. Einrichtungen im KKB implementiert bzw. installiert:

- Überwachungseinrichtungen

Die Überwachungseinrichtungen dienen der Erkennung von abweichenden Parametern und fehlerhaft ausgelösten bzw. nicht ausgelösten, aber notwendigen Massnahmen. Überwacht werden z. B. Ein- und Ausfahrtiefe der Regelstäbe, Drücke, Temperaturen, Durchsätze, Siedeabstand, Leitfähigkeit, Leckagen, Strahlung, Aktivität, Schwingungen und Körperschall.

- Störungsmeldungen

Abweichungen vom Normalbetrieb bzw. Überschreitungen von Sicherheitslimits, Ansprechen von Begrenzungen usw. werden über optische und akustische Signale der Gefahrenmeldeanlage dem Betriebspersonal mitgeteilt. In den Parametereinstellungen zur Signalisation oder Alarmauslösung bestehen Reserven, damit das Personal ausreichend Zeit für Korrekturmaßnahmen hat.

Das rechnergestützte Alarm-Managementsystem als Teil des umfassenden Anlageinformationssystems gibt dem Betriebspersonal gezielt wichtige Informationen über den Anlagenzustand und automatisch ausgelöste Schalthandlungen. Es vermeidet eine Überflutung mit untergeordneten Informationen.

- Begrenzungen

Ungewollte Änderungen von Prozessgrößen, die durch die Regeleinrichtungen nicht mehr im Normalbereich gehalten werden können, sollen durch geeignete automatische Eingriffe / Gegenmaßnahmen wirksam abgefangen werden, bevor Reaktorschutzgrenzwerte erreicht werden.

- Aggregate- / Komponentenschutz

Zum Eigenschutz werden Komponenten beim Überschreiten von zulässigen Grenzwerten sicher abgeschaltet. Die Schutzsignale wirken direkt auf die Komponentensteuerung / -antriebe und haben eine höhere Priorität als Befehle von Hand bzw. aus der betrieblichen Automatik. Signale aus leitetechnischen Begrenzungen und vom Reaktorschutz haben mit Ausnahme der Notstromerzeugungsanlagen, bei denen schwere übergreifende Schäden vermieden werden sollen, Vorrang.

### *Vorsorge auf Sicherheitsebene 3*

Trotz den auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 realisierten Massnahmen kann der Eintritt von Störfällen nicht vollständig ausgeschlossen werden. Aus diesem Grund sind Schutzmassnahmen gegen ein definiertes Spektrum von Auslegungsstörfällen vorgesehen.

Entsprechend den Anforderungen an die Auslegung der Kraftwerksanlage sind zur Beherrschung der sogenannten Auslegungsstörfälle spezielle Sicherheitseinrichtungen und Vorsorgemaßnahmen vorgesehen, welche den Verlauf und die Folgen durch das Erfüllen von Sicherheitsfunktionen derart begrenzen, dass keine schwerwiegenden radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung auftreten. Eine zentrale Funktion bei der Beherrschung von Auslegungsstörfällen nimmt dabei im KKB das Reaktorschutz- und Regelsystem ein. Neben der Überwachung aller massgebenden reaktor- und prozesstechnischen Kenngrößen erfüllt es im Anforderungsfall die Funktionen der Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung sowie der Auslösung von Sicherheitsausrüstungen.

Um die Ausweitung eines Störfalles auf der Sicherheitsebene 3 zu einem schweren Störfall auf der Sicherheitsebene 4 zu verhindern und um die zur Störfallbeherrschung erforderliche hohe Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen zu gewährleisten, werden im KKB verschiedene systemtechnische Auslegungsgrundsätze angewendet:

- Redundanz

Das heutige auslegungsgemässe Sicherheitsdispositiv des KKB besteht aus den zwei ursprünglichen Sicherheitssträngen der Originalauslegung und dem nach heutigen Anforderungen qualifizierten, gebunkerten Notstandssystem als dritten, diversitären Strang.

- Diversität

Zur Erfüllung einer Sicherheitsfunktion werden verschiedenartige physikalische Wirkungsmechanismen oder Gerätekonstruktionen angewandt, die nicht aufgrund derselben Ursache alle gleichzeitig unwirksam werden bzw. ausfallen können. Beispielsweise werden im Reaktorschutzsystem zur Auslösung von Sicherheitsfunktionen zum Teil physikalisch diversitäre Anregekriterien verarbeitet. Als weiteres Beispiel für die Auslegung des KKB gegen systematische Ausfälle von Sicherheitsfunktionen

ist das Notstandssystem zu nennen, welches eine diversitäre Redundanz zu den beiden seit der Errichtung vorhandenen Sicherheitssträngen darstellt. Es kann u. a. die Reaktorschnellabschaltung und die Ansteuerung seiner Sicherheitseinrichtungen mit eigenen Mitteln durchführen. Dabei ist es auch hinsichtlich der Messwerterfassung- und -verarbeitung sowie in der Stromversorgung unabhängig aufgebaut.

- Räumliche Trennung

Zum Schutz vor Störungen mit übergreifendem Charakter sollen redundante Stränge soweit möglich räumlich getrennt angeordnet werden, damit kein gleichzeitiges Versagen auftreten kann. Die ursprüngliche Auslegung des KKB berücksichtigte dieses Prinzip nicht in vollem Umfang. Deswegen wurde und wird die Anlage mit umfangreichen Nachrüstungen des Notstandsystems, des Notspeisewassersystems, aber auch des Reaktorschutzsystems sowie den Nachrüstungen im Rahmen des Projekts AUTANOVE systematisch verbessert.

- Fail-Safe-Prinzip

Als weiteres Element der Massnahmen auf der Sicherheitsebene 3 wird das Fail-Safe-Prinzip angewendet. Demnach werden Sicherheitseinrichtungen so ausgelegt, dass Störungen in ihnen selbst oder ein Ausfall ihrer Energieversorgung eindeutig sicherheitsgerichtete Aktionen auslösen.

- Automatisierung

Zur Reduktion der Möglichkeit von Fehlhandlungen des Personals, insbesondere bei der Störfallbeherrschung, ist das KKB so ausgelegt, dass in den ersten 30 Minuten nach Störfalleintritt manuelle Bedienungseingriffe im Regelfall nicht erforderlich sind. Die vom Reaktorschutzsystem angesteuerten Massnahmen zur Störfallbeherrschung laufen automatisch und mit Vorrang vor manuellen Bedienungseingriffen ab. Dies verschafft dem Betriebspersonal die erforderliche Zeit, den Anlagenzustand zu analysieren, die Vorgänge zu bewerten und die richtigen Gegenmassnahmen festzulegen.

Zur Sicherstellung der Einsatzbereitschaft der Sicherheitseinrichtungen wird im KKB regelmässig der Nachweis des Zustands und der Verfügbarkeit dieser Einrichtungen mittels periodischer Funktionsprüfungen erbracht. Der Prüfumfang und das Prüfintervall richten sich nach der sicherheitstechnischen Bedeutung der Komponente oder des Systems und der Betriebserfahrung. Die Anforderungen bezüglich der Prüfumfänge und -intervalle sowie bezüglich der Systemverfügbarkeiten sind in den Technischen Spezifikationen für den Reaktorbetrieb definiert.

Die Massnahmen auf der Sicherheitsebene 3 werden durch ein Notfallkonzept ergänzt, welches bei Eintritt von Auslegungsstörfällen den Übergang von der Normalbetriebsorganisation zur Notfallorganisation einleitet. Die Notfallorganisation gewährleistet, dass die Durchführung der in den Sicherheitsebenen 3 bis 5 definierten Notfallmassnahmen personell und organisatorisch sichergestellt ist.

Zur Überprüfung des auslegungsgemässen Verhaltens der Anlage bei Auslegungsstörfällen werden Störfallanalysen durchgeführt. Auf dieser Basis wird der ausreichende Schutz der Anlage gegen Störfälle nachgewiesen. Je nach Störfallkategorie und der damit verbundenen Eintrittshäufigkeit darf die aus einem einzelnen Störfall resultierende Dosis für nichtberuflich strahlenexponierte Personen die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung nicht überschreiten.

#### *Vorsorge auf Sicherheitsebene 4*

Ziel der Massnahmen auf der Sicherheitsebene 4 ist die Begrenzung der Auswirkungen von auslegungsüberschreitenden Störfällen. Diese umfassen sowohl Anlagenzustände ohne als auch mit Kernschäden.

Um bei auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen einen schweren Kernschaden mit bedeutenden Aktivitätsfreisetzungen zu verhindern, sind präventive AM-Massnahmen entwickelt worden, die auf die Einhaltung der vier grundlegenden Schutzziele ausgerichtet sind. Dabei werden administrative und technische Massnahmen angewendet. Die präventiven AM-Massnahmen werden aus den Notfallvorschriften aufgerufen. Diese

decken den Bereich der Auslegungsstörfälle und der auslegungsüberschreitenden Störfälle bis zum Kernschaden ab.

Bei sich einstellendem Kernschaden erfolgt der Übergang von präventiven zu lindernden AM-Massnahmen und von den Notfallvorschriften zu den Unfallbegrenzungsrichtlinien (Severe Accident Management Guidelines, SAMG). Die Zielsetzung des Severe Accident Management umfasst die Schadenslinderung und -begrenzung, d. h. Stoppen eines eingetretenen Kernschmelzens, Wiederherstellung der Wärmeabfuhr, Sicherstellung des Aktivitätseinschlusses und Eindämmung der Freisetzung radioaktiver Stoffe. Dabei werden alle zur Verfügung stehenden Möglichkeiten, also noch verfügbare Betriebs- und Sicherheitssysteme, mobile Einrichtungen sowie die eigens für auslegungsüberschreitende Störfälle installierten Einrichtungen wie die gefilterte Druckentlastung des Containments, das Unfallprobenahmesystem und passive autokatalytische Rekombinatoren zum Wasserstoffabbau genutzt, um die letzte Barriere zu bewahren bzw. um radioaktive Freisetzungen zu minimieren.

#### *Vorsorge auf Sicherheitsebene 5*

Bei Ereignisabläufen, die der Sicherheitsebene 5 zuzuordnen sind, wird radioaktive Strahlung durch die Abgabe von radioaktiven Stoffen in einem für die Bevölkerung gefährdenden Masse freigesetzt. Ziel der Massnahmen auf dieser Sicherheitsebene ist die Linderung dieser Auswirkungen. Vom KKB im Ereignisfall zu erfüllende Aufgaben sind:

- Aufgebot und Orientierung der Notfallschutzpartner nach Ereigniseintritt,
- Analysieren des Ereignisses im Hinblick auf eine Gefährdung der Bevölkerung und Bereitstellung von Informationen über den aktuellen Anlagenzustand zu Händen der Notfallschutzpartner,
- Einleitung geeigneter Massnahmen zur Beherrschung des Ereignisses und zur Begrenzung der Auswirkungen auf das Personal und die Bevölkerung,
- Orientierung der Notfallschutzpartner bei Erreichen der Technischen Kriterien für die Warnung und den Allgemeinen Alarm,
- Ermittlung des Quellterms und Übermittlung an das ENSI.

Die Teilaufgaben des KKB im externen Notfallschutz werden im Rahmen der planmässigen Notfallausbildung geschult und bei Notfallübungen trainiert.

### **Beurteilung des ENSI**

#### *Vorsorge auf Sicherheitsebene 1*

Die Qualität der Werkstoffe der eingesetzten Ausrüstungen und Bauten sowie deren konservative Auslegung sind in Kapitel 5 bewertet, das inhärent sichere Betriebsverhalten des Reaktorkerns sowie die Kernüberwachung in Kapitel 4.4. Vorschriften für die Betriebsführung sowie das integrierte Managementsystem, das im KKB etabliert ist, einschliesslich des Programms zur Förderung der Sicherheitskultur sind Thema des Kapitels 3.5. Betriebspersonal, Organisation sowie Aus- und Fortbildungssystem sind in Kapitel 3.1 bis 3.4 behandelt. Bezüglich Instandhaltung, Prüfungen, Wartung, Instandsetzung und Alterungsüberwachung sei auf Kapitel 4.3 verwiesen. Mess- und Überwachungseinrichtungen sowie Steuer- und Regeleinrichtungen sind in Kapiteln 5.5 und 5.6 bewertet. Betriebsaufzeichnungen bzw. Dokumentationen sowie systematischen Auswertungen der Betriebserfahrung sind Gegenstand der Kapitel 4.1 und 4.2. Die Mensch-Maschine-Schnittstellen des KKB werden in Kapitel 5.6.4 beurteilt.

Viele der Themen, die das KKB für die Sicherheitsebene 1 anführt, sind für mehrere Sicherheitsebenen von Bedeutung. Insbesondere die vom KKB genannten Themen Organisation und Personal (vgl. Kapitel 3), Wasserchemie und Aufbereitungssysteme (vgl. Kapitel 4.5), Strahlenschutz (vgl. Kapitel 4.6), Entsorgung (vgl. Kapitel 4.7), Brandschutz (vgl. Kapitel 5.8), Blitzschutz (vgl. Kapitel 5.9) bewertet das ENSI als Sicherheitsebenen übergreifend.

Bezüglich der Sicherheitsebene 1 hat das ENSI Verbesserungsbedarf beim Nachweis und der Sicherstellung einer hohen Qualität (Forderungen 5.2-1, 5.14-1 und 5.14-2) festgestellt.

Das KKB optimiert die Betriebsführung kontinuierlich und passt die Systeme, Komponenten und Strukturen an den Stand der Technik an. Im Wesentlichen erfüllen das KKB und das ZWIBEZ die Anforderungen an die Sicherheitsebene 1.

#### *Vorsorge auf Sicherheitsebene 2*

Zu Überwachungseinrichtungen, Störungsmeldungen, Begrenzungen und Aggregate- / Komponentenschutz sei auf die Kapitel 5.5 und 5.6 dieser Stellungnahme verwiesen.

Bezüglich der Sicherheitsebene 2 hat das ENSI keinen Verbesserungsbedarf identifiziert. Das KKB und das ZWIBEZ erfüllen die Anforderungen an die Sicherheitsebene 2.

#### *Vorsorge auf Sicherheitsebene 3*

Die Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme einschliesslich deren Hilfs- und Versorgungssysteme sowie die Eignung der Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme werden insbesondere in den Kapiteln 4 und 5 bewertet. Die Beurteilung der Technischen Spezifikationen ist Gegenstand des Kapitels 3.5.3. Der anlageninterne Notfallschutz sowie die Notfallübungen sind in den Kapiteln 8.1 und 8.2 behandelt, die technischen und radiologischen Störfallanalysen im Kapitel 6.

Verbesserungsbedarf hat das ENSI für das KKB bei den technischen Störfallanalysen (vgl. Forderungen 2.1-1, 6.1-1, 6.2-1 bis 6.2-4, 6.4-1 b und 6.4-4), bei den radiologischen Analysen von Auslegungstörfällen (vgl. Forderung 6.3-1), bei der Alterungsüberwachung (vgl. Forderungen 4.3-1 und 4.3-3) sowie bei dem Nachweis und der Sicherstellung einer hohen Qualität (Forderungen 4.3-2 und 5.4-1) festgestellt. Beim ZWIBEZ besteht Verbesserungsbedarf bezüglich technischer Störfallanalysen (vgl. Forderungen 6.4-1 a und 6.4-2).

Insgesamt erfüllen das KKB und das ZWIBEZ aber für den laufenden Betrieb die Anforderungen an die Sicherheitsebene 3.

#### *Vorsorge auf Sicherheitsebene 4*

Notfallvorschriften werden in Kapitel 8.1, SAMG in Kapitel 8.3 bewertet. Die PSA wird vom ENSI insbesondere der Sicherheitsebene 4 zugeordnet und in Kapitel 7 der vorliegenden Stellungnahme behandelt.

Das ENSI hat bei den probabilistischen Sicherheitsanalysen an verschiedenen Stellen (vgl. Forderungen 7.3-1, 7.4-1, 7.5-1, 7.6-1, 7.7-1, 7.8-1, 7.9-1 und 7.9-2) Verbesserungsbedarf festgestellt. Bei der Störfallvorsorge des Rückstandslagers sowie bei den SAMG besteht ebenfalls Verbesserungsbedarf (vgl. Forderungen 6.4-5 und 8.3-1).

Im Wesentlichen erfüllen das KKB und das ZWIBEZ die Anforderungen an die Sicherheitsebene 4.

#### *Vorsorge auf Sicherheitsebene 5*

Die Verantwortung für die Sicherheitsebene 5, also den anlagenexternen Notfallschutz, liegt primär nicht beim KKB. Die Wirksamkeit der Sicherheitsebene 5 ist Gegenstand national koordinierter Massnahmen. Die Übung der Teilaufgaben des KKB im Rahmen von Notfallübungen wird im Kapitel 8.2 bewertet.

Das KKB und das ZWIBEZ erfüllen die Anforderungen an die Sicherheitsebene 5.

#### *Sicherheitsebenen übergreifende Aspekte*

Viele Themen sind für mehrere Sicherheitsebenen von Bedeutung. Als Sicherheitsebenen übergreifend hat das ENSI insbesondere Organisation und Personal (vgl. Kapitel 3), Wasserchemie und Aufbereitungssysteme (vgl. Kapitel 4.5), Strahlenschutz (vgl. Kapitel 4.6), Entsorgung (vgl. Kapitel 4.7), Brandschutz (vgl. Kapitel 5.8), Blitzschutz (vgl. Kapitel 5.9), Kommunikationsanlagen (vgl. Kapitel 5.10), Strahlenmesstechnik (vgl. Kapitel 5.11) sowie Flucht- und Interventionswege (vgl. Kapitel 5.13) bewertet.

Punktuellen Sicherheitsebenen übergreifenden Verbesserungsbedarf hat das ENSI bezüglich der Transport- und Lagerfähigkeit von Transport- und Lagerbehältern (vgl. Forderung 4.7-1), des Löschwasserrückhaltekonzepts (vgl. Forderung 5.8-1) und des ZWIBEZ-Sicherheitsberichts (vgl. Forderung 6.4-3) identifiziert.

Übergeordnet hat das ENSI festgestellt, dass für das KKB zum Zeitpunkt der Einreichung der PSÜ-Unterlagen der Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb nicht aktualisiert worden war (vgl. Forderung 1.1-1).

## 9.2 Schutzzielorientierte Bewertung

### Angaben des KKB

Das KKB betrachtet für die schutzzielorientierte Bewertung des Sicherheitskonzepts der Anlage die Sicherheitsebenen 3 (Auslegungsstörfälle) und 4 (auslegungsüberschreitende Störfälle). Hierfür werden die vier grundlegenden Schutzziele teilweise auf Teilschutzziele heruntergebrochen. Die Sicherheitsfunktionen, die zur Erreichung dieser Teilschutzziele und damit auch der übergeordneten Schutzziele notwendig sind, werden beschrieben und beurteilt.

#### *Schutzziel 1: Kontrolle der Reaktivität*

- Teilschutzziel „Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern“

Zur Reduzierung der erzeugten Wärme bei Störfällen ist im Reaktorkern die im Normalbetrieb ablaufende Kettenreaktion abzuschalten. Hierzu sind zusätzlich zum inhärent stabilen Verhalten des Reaktorkerns, das zu Beginn jedes Zyklus nachgewiesen wird, Systemfunktionen erforderlich. Der Sicherstellung der Unterkritikalität dienen das Einfallen der Regel- und Abschaltstäbe, die Borierung und die Notborierung mit Hilfe des Volumenregelsystems, die Sicherheits- und die Notstand-Einspeisung aus dem BOT, die Druckspeichereinspeisung und die Einspeisung von Notstand-Sperrwasser. Damit wird die Sicherstellung der Unterkritikalität gewährleistet. Mit Realisierung des Projekts AUTANOVE steht ein zusätzliches Notsperrwasser-System zur Verfügung, das eine weitere Einspeisemöglichkeit von boriertem Wasser bietet.

- Teilschutzziel „Kontrolle der Reaktivität im Brennelement-Lagerbecken“

Das Brennelement-Lagerbecken ist mit boriertem Wasser gefüllt. Eine Kettenreaktion ist durch passive Massnahmen (ausreichender Abstand zwischen den Brennelementen in den Lagergestellen und Zwischenwände aus neutronenabsorbierendem borhaltigem Stahl) auch für Störfallbedingungen ausgeschlossen. Die geforderte Unterkritikalität ist auch bei völliger Entborierung des Wassers noch sichergestellt. Aktive Massnahmen sind somit nicht erforderlich.

#### *Schutzziel 2: Kühlung der Brennelemente*

- Teilschutzziel „Sicherstellung des Wasserinventars im Primärkreislauf“

Bei Kühlmittelverlust durch Leckagen oder Lecks muss das Primärkühlmittel wieder ergänzt werden. Hierzu dienen die Sicherheits- und Notstand-Einspeisung im Druckbereich 0 bis ca. 100 bar, Druckspeichereinspeisung, Einspeisung durch Volumenregelsystem, Notstand-Sperrwasser, Sicherheitseinspeisung und Notstand-Rezirkulation im Niederdruckbereich sowie Hochdruck- und Notstandsicherheitseinspeisung-Rezirkulation im Hochdruckbereich. Damit ist die Primärkühlmittelergänzung gewährleistet.

Bei Kühlmittelverlust über fehlerhaft offene Armaturen oder über Lecks in Anschlusssystemen muss der Kühlmittelverlust minimiert werden, soweit eine ausreichende Kompensation der Leckverluste auf Dauer nicht möglich ist oder die Gewährleistung anderer Sicherheitsfunktionen durch Überflutung gefährdet ist. Hierfür dienen die Isolierung der Teile A und B des Sicherheitsgebäudes und das Ausschalten der Druckhalterheizung. Damit ist die Minimierung des Primärkühlmittelverlusts gewährleistet.

- Teilschutzziel „Sicherstellung des Wasserinventars im Sekundärkreislauf“

Die Dampferzeuger müssen so bespeist werden, dass die nach Abschaltung im Reaktorkern anfallende Nachzerfalls- und Speicherwärme abgeführt werden kann. Hierzu dienen die Systemfunktionen Hilfsspeisewasser, Notspeisewasser, Notstand-Speisewasser und Notstand-Brunnenwasser. Mit Realisierung des Projekts AUTANOVE wird das Notspeisewassersystem ertüchtigt, so dass es gegen alle EVA-Ereignisse ausgelegt ist. Damit können die Dampferzeuger auch im Falle eines Sicherheitsereignisses einzelfehlersicher bespeist werden, die Dampferzeugerbespeisung ist gewährleistet.

Bei Kühlmittelverlust über Lecks oder fehlerhaft offene Armaturen müssen diese abgesperrt werden können, wenn dies für die Gewährleistung der sekundärseitigen Wärmefuhr oder für das Vermeiden unzulässiger Auswirkungen auf andere Sicherheitsfunktionen erforderlich ist. Hierzu dienen die Systemfunktionen Isolierung der Frischdampfleitungen durch Schliessen der Frischdampf-Schnellschlussventile, Schliessen der Speisewasserventile und Schliessen der Speisewasserbypassventile. Damit ist die Minimierung des Wasser-/Dampfverlusts aus dem Sekundärkreislauf gewährleistet.

- Teilschutzziel „Sicherstellung des Wasserinventars im Brennelement-Lagerbecken“

Die Leitungen des Lagerbeckenkühl- und Reinigungssystems tauchen von oben in das Becken ein. Die Zuleitungen tauchen nur wenige Zentimeter ein, so dass es bei Lecks nur zu einer kleinen Absenkung des Füllstandes durch Siphoneffekt kommen kann. Die Ansaugleitungen sind im unteren Bereich des Beckens angebracht. Sie verfügen jedoch über eine Rückschlagklappe zur Verhinderung einer Entleerung des Beckens über Siphoneffekt. Im Rahmen des Projekts NABELA sind die Nachrüstung einer zweiten Rückschlagklappe sowie eine Druckentlastungsbohrung unterhalb der Wasserlinie an den Kühlwasserrückgabelleitungen geplant. Grössere Leckagen in der Beckenwand können aufgrund der Auslegung und hohen Qualität sowie des drucklosen Betriebszustands ausgeschlossen werden. Damit sind für die Sicherstellung des Wasserinventars im Brennelement-Lagerbecken keine durch Sicherheitseinrichtungen zu gewährleistende Sicherheitsfunktionen erforderlich.

- Teilschutzziel „Sicherstellung des Wasserinventars im Reaktorsicherheitsbehälter“

Aufgrund des realisierten Konzeptes zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen erfolgt eine Einspeisung von boriiertem Wasser in den Primärkreislauf, indem anfangs für die Einspeisung aus dem BOTA angesaugt wird und dann das über den Leckaustrag verlorene Kühlmittel im Rezirkulationsumpf gesammelt und mittels Rezirkulationspumpen-Rückspeisung über die Restwärmekühler oder den Notstand-Rezirkulationskühler wieder in den Primärkreislauf eingespeist wird. Die hierfür erforderliche Umschaltung von BOTA-Ansaugung auf Rezirkulation erfolgt bei innerer Rezirkulation von Hand und bei Notstand-Rezirkulation automatisch, wenn das Wasserniveau im BOTA unter einen bestimmten Wert abgesunken ist. Über die für das Teilschutzziel „Sicherstellung des Wasserinventars im Primärkreis“ vorhandenen Sicherheitsfunktionen sind hier keine weiteren Funktionen zu betrachten.

- Teilschutzziel „Sicherstellung der Integrität des Primärkreislaufs“

Bei Störfällen muss der Druckanstieg im Primärkreis begrenzt werden. Dies wird durch die Systemfunktion Abblasen über Druckhaltersicherheitsventile gewährleistet. Die Systemfunktionen betriebliches Druckhaltersprühen und Druckhalter-Hilfssprühen können hinzugezogen werden, um den Störfallablauf günstig zu beeinflussen.

Eine Überspeisung des Druckhalters beeinträchtigt weder die Integrität des Primärkreislaufs noch die der Druckhalterventile, da diese für das Abblasen von Wasser und Wasser-Dampf-Gemisch ausgelegt sind. Aktive Funktionen auf der Primärseite zur Vermeidung eines Überspeisens (Alarm im Hauptkommandoraum bei hohem Füllstand, Reaktorschnellabschaltung und Stoppen der Ladepumpen bei noch höherem Niveau) sind deshalb günstig, zur Sicherstellung der Integrität des Primärkreislaufs aber nicht erforderlich.

- Teilschutzziel „Sicherstellung der Integrität des Sekundärkreislaufs“

Die sekundärseitige Druckbegrenzung erfolgt über Dampfabgabe aus den Dampferzeugern. Sie ist somit durch die Sicherheitsfunktion „Sekundärseitige Wärmeabfuhr“ abgedeckt.

Die Frischdampfleitungen sind nicht für eine Lastaufnahme infolge einer Fehleinspeisung von Wasser ausgelegt, daher muss das Überfüllen der Dampferzeuger vermieden werden. Zur DE-Überspeisungsabsicherung sind die Systemfunktionen Schliessen der Hauptspeisewasserventile und der Speisewasserbypassventile sowie Abschaltung der Speisewasserpumpen und aller DE-Einspeisungen über das Notstand-Schutzsystem vorhanden. Sie sind alle zweifach redundant ausgelegt, seismisch qualifiziert und notstromversorgt. Daher ist die Sicherheitsfunktion „DE-Überspeisungsabsicherung“ gewährleistet.

- Teilschutzziel „Sicherstellung der Integrität des Brennelement-Lagerbeckens“

Da das BE-Lagerbecken offen ist und eine Überspeisung die Integrität des Lagerbeckens nicht beeinträchtigt, sind keine aktiven Sicherheitsfunktionen zum Schutz gegen unzulässige Belastungen erforderlich.

- Teilschutzziel „Sicherstellung der Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters“

Zur Druck- und Temperaturbegrenzung im Sicherheitsbehälter nach Leckstörfällen sind Containment-umluftkühler und das Containmentsprühsystem vorhanden und erforderlich. Sie sind bezüglich Leistung und Redundanzgrad so ausgelegt, dass der Auslegungsdruck der Druckschale bei allen im Containment anzunehmenden Bruchorten und -grössen eingehalten wird. Die Einhaltung des Auslegungsdruckes erfordert bei einem grossen Frischdampfleitungsbruch eine Absperrung der Bespeisung des betroffenen DE durch einen Operateur. Zum Abbau von eventuell freigesetztem Wasserstoff und Kohlenmonoxid sind passive autokatalytische Rekombinatoren vorhanden. Deren Kapazität ist so ausgelegt, dass eine Gefährdung des Containments durch Wasserstoff-Detonationen ausgeschlossen werden kann. Das System zur gefilterten Druckentlastung des Containments ist im Rahmen der Auslegungsstörfälle und zur Beherrschung eines 2F-Bruchs der Hauptkühlmittelleitung nicht erforderlich; es gehört zur Sicherheitsebene 4. Die Auslegung der Druckbegrenzung im Reaktorsicherheitsbehälter ist zur Beherrschung von primär- und sekundärseitigen Kühlmittelverluststörfällen ausreichend.

Eine Reaktorsicherheitsbehälter-Überspeisungsabsicherung ist nicht erforderlich, da der Behälter zur Aufnahme der bei Störfällen maximal einspeisbaren Wassermengen ausgelegt ist.

- Teilschutzziel „Sicherstellung der Wärmeabfuhr“

Für die primärseitige Wärmeabfuhr sind die Systemfunktionen Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger, Hochdruck- und Niederdruck-Sicherheitseinspeise-Rezirkulation, Notstand-Rezirkulation (Niederdruck) und Notstand-Sicherheitseinspeise-Rezirkulation (Hochdruck), Notstand-Kaltabfahren und Wärmeabfuhr über das Restwärmesystem vorhanden. Sofern kein grösserer Kühlmittelverluststörfall vorliegt, erfolgt die primärseitige Wärmeabfuhr nach Erreichen von 120 °C normalerweise über die primäre Kühlkette, also das Restwärmesystem und die primären Zwischen- sowie Nebenkühlwassersysteme. Zusätzlich kann das Notstandsystem genutzt werden, das über zwei notstromversorgte, seismisch ausgelegte und gegen Flugzeugabsturz gesicherte Stränge zur langfristigen Wärmeabfuhr verfügt. Somit ist die primärseitige Wärmeabfuhr bei allen relevanten Störfällen gewährleistet.

Der sicherheitstechnisch relevante Wärmeabfuhrbetrieb aus dem Sekundärsystem beruht auf der DE-Bespeisung und der Dampfabfuhr, jeweils mittels sicherheitsklassierter Systeme. Die zwei klassierten Frischdampf-Abblaseventile können von Hand geöffnet werden, falls das für beide Abblaseventile gemeinsame Ölsystem nicht zur Verfügung steht. Da zur Störfallbeherrschung ausreichend Zeit vorhanden ist, um diese Handmassnahme durchzuführen, ist die Sicherheitsfunktion „Sekundärseitige Wärmeabfuhr“ bei allen zu berücksichtigenden Störfällen gewährleistet.

Um langfristig ein Sieden des BE-Beckenwassers und damit Wasserverlust aus dem Becken zu vermeiden, muss rechtzeitig eine ausreichende Wärmeabfuhr sichergestellt werden. Die Funktion des

zweisträngigen, jedoch nur einsträngig notstromversorgten Brennelementlagerbecken-Kühlsystems kann bei einer Reihe von EVA-Ereignissen verloren gehen. In diesem Fall steht ausreichend Zeit zur Verfügung, um die diversitäre alternative Brennelementlagerbecken-Kühlung in Betrieb zu nehmen. Zusätzlich besteht die Möglichkeit, über mobile Feuerwehrpumpen den Kühler dieses Kühlsystems zu bespeisen. Damit ist die Wärmeabfuhr aus dem BE-Becken gewährleistet.

Die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorsicherheitsbehälter wird durch die primär- und sekundärseitige Wärmeabfuhr sichergestellt. Darüber hinaus besitzen die KKB-Reaktoren mit Nebenkühlwasser gekühlte Containment-Umluftkühler und ein Containment-Sprühsystem.

### *Schutzziel 3: Begrenzung der Abgabe radioaktiver Stoffe*

Bei Kühlmittelverluststörfällen wird der Aktivitätseinschluss im Reaktorsicherheitsbehälter durch die Isolierung der Teile A und B sowie der Spülluft des Sicherheitsgebäudes und durch die Unterdruckhaltung im Ringraum mit Hilfe des Ringraum-Rückpumpensystems sichergestellt. Einzig die Funktion des Ringraum-Rückpumpensystems kann bei EVA- und EVI-Ereignissen mit der Folge einer geringfügig erhöhten Aktivitätsabgabe an die Umgebung ausfallen. Die primäre Rückhaltefunktion der Stahldruckschale ist dabei aber nicht gefährdet.

Die bei Kühlmittelverluststörfällen an aktivitätsführenden Systemen im Ringraum auftretende Freisetzung von Radioaktivität an die Umgebung wird durch die Absaugung des Ringraums und Filterung der Fortluft vor Abgabe über den Kamin verringert. Auch in diesen Fällen würde ein Ausfall des Ringraum-Rückpumpensystems zu einer geringfügig erhöhten Aktivitätsabgabe an die Umgebung führen.

Bei einem Dampferzeuger-Heizrohrbruch wird die mögliche Aktivitätsfreisetzung verringert, wenn ein Überspeisen vermieden und die Dampfabgabe aus dem DE minimiert wird. Dies geschieht durch Absenkung des Primärdrucks mittels des nicht betroffenen DE sowie dampf- und wasserseitigen Isolierens des betroffenen DE. Die erforderlichen Systemfunktionen sind insbesondere auch gegen Erdbeben ausreichend gesichert.

Bei störungsbedingten Aktivitätsfreisetzungen aus den Gebäuden ausserhalb des Containments erfolgt die Kontrolle der Aktivitätsabgabe, indem die kontaminierte Luft gefiltert und über den Kamin kontrolliert in die Umgebung freigesetzt wird. Störfälle mit Aktivitätsabgaben im BE-Lager werden mit Hilfe der mit Jodfiltern ausgerüsteten Notlüftung beherrscht. Bei deren Ausfall wäre eine geringfügig erhöhte Aktivitätsabgabe an die Umgebung möglich, die Beherrschung der Auslegungsstörfälle jedoch auch dann gewährleistet. Störfälle mit Aktivitätsabgaben ins Nebengebäude werden auch ohne Kreditierung der Lüftung beherrscht. Bei Störfällen mit Aktivitätsabgaben im Notstandgebäude stehen für einzelne Räume zwei redundante Abluftventilatoren zur Verfügung, generell sind die Lüftungsanlagen jedoch nicht redundant aufgebaut. Bei diesen Störfällen gilt es, das Kraftwerkpersonal im Notstandgebäude vor radioaktiven Belastungen in der Raumluft zu schützen. Hierfür ist die Lüftung notstromgesichert und seismisch widerstandsfähig ausgelegt, womit die Kontrolle der Aktivitätsabgabe aus den Gebäuden ausserhalb des Containments ausreichend erfüllt ist.

### *Schutzziel 4: Begrenzung der Strahlenexposition*

Die Einhaltung der ersten drei genannten Schutzziele dient dazu, die Integrität oder Funktion der Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe (Brennstoffkristallgitter, Brennstab-Hüllrohr, Reaktorkühlsystem / Druckführende Umschliessung, Reaktorsicherheitsbehälter) zu gewährleisten und damit eine Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern. Daraus leitet das KKB ab, dass sich automatisch die Einhaltung des Schutzzieles „Begrenzung der Strahlenexposition“ ergibt.

### **Beurteilung des ENSI**

Das KKB beschränkt sich für die schutzzielorientierte Bewertung des Sicherheitskonzepts der Anlage auf die Sicherheitsebenen 3 und 4. Dies greift zu kurz, da bereits auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 Schutzmassnahmen erforderlich sind.

Darüber hinaus leitet das KKB aus der Einhaltung der Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Begrenzung der Abgabe radioaktiver Stoffe“ – gemäss Gefährdungsanahmenverord-

nung lautet dieses Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ – die Einhaltung des Schutzziels „Begrenzung der Strahlenexposition“ ab. Die Begrenzung der Strahlenexposition ist jedoch ein eigenständiges Schutzziel, für welches Themen wie z. B. baulicher und technischer Strahlenschutz, administrativer und personeller Strahlenschutz und Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung im Kernkraftwerk und dessen Umgebung von Bedeutung sind.

In diesem Zusammenhang sei auf die Optimierung strahlungsrelevanter Tätigkeiten (Sicherheitsebene 1, Begrenzung der Strahlenexposition) und das meldepflichtige Vorkommnis 09-2003 (vgl. Kapitel 4.2.2) verwiesen. Bei diesem Ereignis akkumulierten zwei Personen bei Inspektionsarbeiten infolge nicht abgestimmter Arbeitsplanungen zwischen verschiedenen Ressorts Personendosen oberhalb des zulässigen Grenzwerts, wodurch das Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“ verletzt war. Das ENSI hat sich mittels Inspektionen, Fachgesprächen und der Berichterstattung vergewissert, dass sich der Strahlenschutz im KKB im Hinblick auf die Anwendung innerbetrieblicher Schwellen und die Einhaltung von Zielen für die Individual-, Job- und Kollektivdosen und damit die Umsetzung des Optimierungsprinzips gut entwickelt hat (vgl. Kapitel 4.6.5).

Das ENSI kann bestätigen, dass die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ im Überprüfungszeitraum erfüllt waren. Mit Ausnahme des oben erwähnten Vorkommnisses 09-2003 war auch das Schutzziel "Begrenzung der Strahlenexposition" im Überprüfungszeitraum erfüllt.

Damit die Schutzziele im nächsten Überprüfungszeitraum erfüllt werden können beziehungsweise damit das Sicherheitsniveau der Anlage weiter erhöht wird, stellt das ENSI die im Kapitel 9.3 zusammengestellten Forderungen.

### **9.3 Forderungen**

Im Folgenden sind sämtliche in der vorliegenden sicherheitstechnischen Stellungnahme enthaltenen Forderungen zusammengestellt. Aus der Nummer ist erschiessbar, in welchem Kapitel eine Forderung gestellt worden ist.

#### **Forderung 1.1-1**

*Bis zum 30. Juni 2018 ist der Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb entsprechend den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A03 zu aktualisieren und zu bewerten.*

#### **Forderung 2.1-1**

*Das KKB hat bis zum 15. Dezember 2017 für den Hang westlich der Beznau mit Hangneigungen bis 30° eine aktuelle Hanganalyse einzureichen, die auch die Möglichkeit eines Rückstaus bzw. einer Umleitung der Aare und damit einer potentiellen Überflutung des Kraftwerkgeländes berücksichtigt.*

#### **Forderung 4.3-1**

*Für den Überprüfungszeitraum und darüber hinaus sind die wesentlichen Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich der Alterung mechanischer Komponenten gesamthaft und thematisch zu diskutieren. Insbesondere werkstoffkundliche Themen, wie z. B. mikrobiologische Korrosion in Systemen mit Aare- und Brunnenwasser, Spannungsrisskorrosion an austenitischen Rohrleitungen und Armaturen sowie Wechselwirkung von mehreren gleichzeitig wirkenden Alterungsmechanismen sind dabei von Interesse. Die abgeleiteten ergänzenden Massnahmen sind zusammenfassend darzustellen und deren Wirksamkeit zu bewerten. Das Ergebnis der Untersuchungen ist dem ENSI in einem Bericht bis zum 30. Juni 2018 einzureichen.*

#### **Forderung 4.3-2**

*Das KKB hat bis zum 30. Juni 2018 gesamthaft zu überprüfen, ob die materialtechnischen und Auslegungsanforderungen für die im Rahmen von Nachrüstmassnahmen aufklassierten Komponenten und Systeme erfüllt*

sind. Das Ergebnis der Überprüfung ist in einem zusammenfassenden Bericht zu dokumentieren. Dabei hat das KKB auch darzustellen, ob ergänzende Massnahmen notwendig sind.

#### **Forderung 4.3-3**

Das KKB hat bis zum 31. März 2017 aufzuzeigen, welche organisatorischen und personellen Ressourcen zur Erfüllung der regulatorischen Anforderungen zur Alterungsüberwachung im Bereich der Maschinentechnik erforderlich sind. In einem Konzept sind Massnahmen zu definieren, wie allfällige Lücken in der bestehenden Organisationsstruktur geschlossen werden können.

#### **Forderung 4.7-1**

Das KKB hat bis zum 15. Dezember 2017 ein umfassendes und systematisches Konzept für die Sicherstellung der Transport- und Lagerfähigkeit für die Transport- und Lagerbehälter vorzulegen, die für die Zwischenlagerung verwendet werden. Dabei ist die Weiterentwicklung der Transportvorschriften, die Weiterentwicklung des Standes der Technik sowie die gleichzeitige Alterung von Behälterkomponenten und eingelagertem Kernmaterial zu berücksichtigen. Überwachungsmassnahmen im jeweiligen Zwischenlager sind in geeigneter Weise einzubeziehen und in ein Alterungsmanagementprogramm (AMP) zu überführen. Das AMP ist erstmalig nach fünf Jahren zu prüfen und gegebenenfalls anzupassen sowie dem ENSI vorzulegen.

#### **Forderung 5.2-1**

Für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke der BK I und BK II sind die aktuellen Tragwerksnormen des SIA massgebend. Das KKB hat nachzuweisen, dass die Tragsicherheit der Bauwerke auch bei Anwendung der aktuellen Normen und der Berücksichtigung aktualisierter Einwirkungen erfüllt wird. Dabei fordert das ENSI nicht zwingend die Durchführung von neuen statischen und dynamischen Berechnungen. Der Nachweis kann auch qualitativ erfolgen, das heisst ohne neue Berechnungen unter Verwendung bisheriger Berechnungsergebnisse mit zugehörigen Beurteilungen und Bewertungen. Der Nachweis ist dem ENSI bis zum 15. Dezember 2017 einzureichen.

#### **Forderung 5.4-1**

Die Angaben zum Splitterschutz in Tabelle 5.4.1 des Sicherheitsberichts sind bis zum 30. Juni 2018 bezüglich der Durchdringungen C07, D01, D02, E05, J01, J02, J03, J07, J08, J10, L01 und L02 zu überprüfen und ggf. richtigzustellen. Falls kein expliziter Splitterschutz für diese Durchdringungen besteht, ist dies vom KKB zu begründen.

#### **Forderung 5.8-1**

Ein Löschwasserkonzept für die Gesamtanlage inklusive der Planung eventueller daraus resultierender notwendiger Anpassungen ist zu erstellen und dem ENSI bis zum 30. Juni 2017 einzureichen.

#### **Forderung 5.14-1**

Die Notstromversorgung (USV-Anlage) des ZWIBEZ ist bis zum 15. Dezember 2017 hinsichtlich der Klassierung zu überprüfen.

#### **Forderung 5.14-2**

- a) Die Messsysteme des ZWIBEZ zur Fortluftüberwachung und zur Überwachung der Ortsdosisleistung sind bis zum 15. Dezember 2017 nach den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01 zu klassieren.
- b) Die elektrischen Ausrüstungen des technischen Brandschutzes des ZWIBEZ sind bis zum 15. Dezember 2017 nach den Anforderungen der Richtlinie ENSI-G01 als 0E zu klassieren.

#### **Forderung 6.1-1**

Das KKB hat unter Berücksichtigung der detaillierten Kommentare der entsprechenden Bewertungen des ENSI die Störfallanalysen Zunahme des Speisewasserstroms, Fehlöffnen eines Druckhaltersicherheitsventils, Dampferzeugerheizrohrbruch, mehrfache Dampferzeugerheizrohrbrüche, Frischdampf-, Speisewasser- und Hilfsspeisewasserleitungsbruch sowie den Total Station Blackout bis zum 30. Juni 2018 neu zu erstellen.

**Forderung 6.2-1**

- a) Das KKB hat bis zum 30. Juni 2018 ein Spektrum kleiner Lecks ausgehend von mindestens 3 cm<sup>2</sup> bis zum Erreichen eines sicheren, stabilen Anlagenzustandes zu untersuchen. Die Umschaltung auf die Sumpf-Rezirkulation wie auch die Störfallvorschriften sind in den Analysen zu berücksichtigen.
- b) Das abdeckende Störfallspektrum des Sicherheitsberichts ist bis zum 30. Juni 2018 um den kleinen Kühlmittelverluststörfall zu ergänzen.

**Forderung 6.2-2**

Das KKB hat bis zum 30. Juni 2018 die Szenarien „Steckenbleiben eines Brennelementes im Transferrohr“ und „Kühlmittelverlust aus dem Transferrohr während eines Brennelementtransfers“ zu untersuchen.

**Forderung 6.2-3**

Das KKB hat bis zum 15. Dezember 2017 zusätzliche Massnahmen zur Verringerung der Eintrittshäufigkeit eines Brennelementhandhabungsstörfalls zu identifizieren und zu bewerten. Dabei ist der Stand der Nachrüsttechnik zu berücksichtigen.

**Forderung 6.2-4**

- a) Ein deterministisches Störfallspektrum anlageninterner Überflutungen bis zu einer Eintrittshäufigkeit von 10<sup>-6</sup> pro Jahr kompatibel zu den in der PSA ausgewiesenen Eintrittshäufigkeiten interner Überflutungen ist bis zum 30. Juni 2018 zu bestimmen. Für diese Störfälle ist der wirksamste Einzelfehler gemäss Richtlinie ENSI-A01 zu berücksichtigen. Falls keine detaillierten Berechnungen zur internen Überflutung geführt werden, sind die in den betroffenen Anlagenräumen vorhandenen Komponenten in der Analyse als ausgefallen anzunehmen.
- b) Ein deterministisches Störfallspektrum anlageninterner Brände bis zu einer Eintrittshäufigkeit von 10<sup>-6</sup> pro Jahr kompatibel zu den in der PSA ausgewiesenen Eintrittshäufigkeiten interner Brände ist bis zum 30. Juni 2018 zu bestimmen. Für diese Störfälle ist der wirksamste Einzelfehler gemäss Richtlinie ENSI-A01 zu berücksichtigen. Weiterhin sind die möglichen Brandlasten und Zündquellen sowie der mögliche Brandverlauf auszuweisen. Falls keine detaillierte Brandausbreitungsrechnung geführt wird, sind die im Brandabschnitt vorhandenen Komponenten und Kabel in der Analyse als ausgefallen anzunehmen.

**Forderung 6.3-1**

Der Auslegungs-Kühlmittelverluststörfall ist bis zum 15. Dezember 2017 hinsichtlich einer potentiellen Freisetzung vor Lüftungsisolation radiologisch zu analysieren und in einem Bericht zu dokumentieren. Alternativ ist der ausreichende Ausschluss von offenen Containment-Lüftungsklappen zu Beginn des Störfalls in der Technischen Spezifikation festzulegen.

**Forderung 6.4-1**

- a) Die Auswirkungen der auslösenden Ereignisse extreme Wetterbedingungen, Explosionen und interne Überflutungen auf das ZWIBEZ sind bis zum 15. Dezember 2018 zu bewerten.
- b) Die Auswirkungen der auslösenden Ereignisse extreme Wetterbedingungen, Explosionen und interne Überflutungen auf das Rückstandslager sind bis zum 15. Dezember 2017 zu bewerten.

**Forderung 6.4-2**

Der deterministische Erdbebennachweis für das ZWIBEZ ist für die Erdbebengefährdung ENSI-2015 bis zum 30. September 2020 zu führen.

**Forderung 6.4-3**

Der Sicherheitsbericht des ZWIBEZ ist bis zum 15. Dezember 2018 für den Flugzeugabsturz auf das HAA-Lager um die Betrachtung der Folgedosen gemäss Richtlinie ENSI-G14 für die kritischen Bevölkerungsgruppen gemäss Kapitel 4.2 e) der Richtlinie zu ergänzen.

**Forderung 6.4-4**

- a) Das KKB hat bis zum 15. Dezember 2017 für den Absturz von Gebinden im Rückstandslager eine eigenständige deterministische Störfallanalyse durchzuführen.
- b) Das KKB hat bis zum 15. Dezember 2017 die Eintrittshäufigkeiten für interne Brände im Rückstandslager neu zu bestimmen und einer entsprechenden Störfallkategorie zuzuordnen. Falls der Flugzeugabsturz nicht mehr abdeckend ist, ist eine eigenständige deterministische Störfallanalyse mit Bestimmung des Schadensbildes für die Brandszenarien durchzuführen.

**Forderung 6.4-5**

Die Analyse zum Flugzeugabsturz auf das Rückstandslager ist bis zum 15. Dezember 2017 so zu führen, dass die radiologischen Konsequenzen ausreichend konservativ und abdeckend ermittelt werden. In diesem Zusammenhang sind Auswirkungen des Brandes auch auf die mechanisch nicht belasteten Gebinde zu berücksichtigen. Etwaige Wechselwirkungen der Gebinde untereinander und der spezifische Energieeintrag in die Gebinde sind zu bewerten, und die Übertragbarkeit von Freisetzunganteilen aus der Transportstudie Konrad ist zu diskutieren.

**Forderung 7.3-1**

Bis zum 28. Juni 2019 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Volllastbetriebs umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt darzulegen, wie dieser im neuen Modell beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

**Forderung 7.4-1**

Bis zum 15. Dezember 2019 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Volllastbetriebs umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt darzulegen, wie dieser im neuen Modell beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

**Forderung 7.5-1**

Bis zum 15. Dezember 2018 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Analyse des mit den Brennelementlagerbecken bei Leistungsbetrieb verbundenen Risikos umzusetzen.

**Forderung 7.6-1**

Bis zum 15. Dezember 2019 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebs umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt darzulegen, wie dieser im neuen Modell beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

**Forderung 7.7-1**

Bis zum 15. Dezember 2020 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Nichtleistungsbetriebs umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt darzulegen, wie dieser im neuen Modell beziehungsweise in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

**Forderung 7.8-1**

*Bis zum 15. Dezember 2018 sind die in der Aktionsliste zur BERA2013 aufgeführten Verbesserungspunkte zur Analyse der Übertragbarkeit der Ergebnisse der PSA-Studien für den Block 2 auf den Block 1 umzusetzen und die zugehörige Dokumentation dem ENSI einzureichen.*

**Forderung 7.9-1**

*Bis zum 15. Dezember 2017 sind Massnahmen zur Reduktion des Risikos grosser früher Freisetzen (LERF) zu identifizieren und zu überprüfen, ob deren Umsetzung als angemessen zu beurteilen ist.*

**Forderung 7.9-2**

*Bis zum 28. Juni 2019 ist die Ausgewogenheit der Risikobeiträge bezüglich der Ereigniskategorie Erdbeben basierend auf den Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 zu beurteilen. Falls Erdbeben mehr als 60 % zur mittleren CDF beitragen und der Beitrag grösser als  $6 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr ist, sind Massnahmen zur Reduktion des CDF-Beitrags der Ereigniskategorie Erdbeben zu identifizieren und zu überprüfen, ob deren Umsetzung als angemessen zu beurteilen ist.*

**Forderung 8.3-1**

*Bis zum 15. Dezember 2017 sind sämtliche in der Aktionsliste zur BERA2013 festgehaltenen Verbesserungspunkte bezüglich SAMG umzusetzen und ihre Umsetzung zu dokumentieren.*

## Anhang 1: Abkürzungen

AM	Accident Management
AMP	Alterungsmanagementprogramm
ASN	Autorité de Sûreté Nucléaire
AUTANOVE	Autarke Notstromversorgung
BE	Brennelement
BERA	Beznau Risk Assessment
BESRA	Beznau Unit 2 Shutdown Risk Assessment
CCF	Common Cause Failure
CDF	Core Damage Frequency
CET	Containment Event Tree
DE	Dampferzeuger
ERSIM	Erhöhung der Sicherheitsmargen
FLI	Failure Likelihood Index
FDF	Fuel Damage Frequency
EOO	Error of Omission
FV	Fussel-Vesely-Importanz
HAA	Hochaktive Abfälle
HCLPF	High Confidence of Low Probability of Failure
HEP	Human Error Probability
HKL	Hauptkühlmittelleitungsteile
HRA	Human Reliability Analysis
iMS	integrierte Managementsystem
ISK	Sicherheitskommission
KEV	Kernenergieverordnung
LERF	Large Early Release Frequency
LOCA	Loss of Coolant Accident
LRF	Large release frequency
MMI	Mensch-Maschine-Interface

---

MOX-Brennelemente	Mischoxid-Brennelementen
NOK	Nordostschweizerische Kraftwerke AG
NOVO-Team	Notfallvorsorge-Team
OBE	Operating-Basis Earthquake
ODL	Ortsdosisleistung
PAR	passiven autokatalytischen Rekombinatoren
PDS	Plant Damage State
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PRP-IH	PRP Intermediate Hazard
PTS	Pressurized Thermal Shock
RAW	Risk Achievement Worth
RS-Lager	Rückstandslager
SAA	Schwachaktive Abfälle
SAMG	Severe Accident Management Guidance
SIA	Schweizerischen Ingenieur- und Architektenvereins
SLIM	Success Likelihood Index Methodology
SSE	Safe-Shutdown Earthquake, SSE
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction
TLB	Transport- und Lagerbehälter
TRAR	Total Risk of Activity Release
TSBO	Total Station Blackout (TSBO)
TSC	Technical Support Center
TSM	Technical Support Mission
ZWIBEZ	Zwischenlager Beznau
Zwilag	Zwischenlager Würenlingen AG

---

## Anhang 2: Referenzen

- <sup>1</sup> Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken vom 16. April 2008, Stand 1. Mai 2008
- <sup>2</sup> Richtlinie ENSI-A03: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken, 2014
- <sup>3</sup> KKB-Brief KBV 021/513 wrb/gmbe, „PSÜ 2012 im KKB – Einreichen der Unterlagen“ vom 21. Dezember 2012
- <sup>4</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11001: Darstellung des Sicherheitskonzeptes
- <sup>5</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 12003: Status der Erfüllung von Auflagen, Pendenzen und Forderungen
- <sup>6</sup> Kernkraftwerk Beznau, Block 1, Sicherheitsbericht, Rev. 4 vom 30. September 2011
- <sup>7</sup> Kernkraftwerk Beznau, Block 2, Sicherheitsbericht, Rev. 6 vom 30. September 2011
- <sup>8</sup> KKB, Technische Mitteilungen TM-513-V 11002: Betriebsverhalten der Gesamtanlage, TM-513-V 11003: Betriebserfahrungsbericht Instandhaltung, TM-513-V 11004: Alterungsüberwachung, TM-513-V 11005: Nutzung von Betriebserfahrungen (Vorkommnisauswertung), TM-513-V 11006: Vorschriften, Betriebsaufzeichnungen, MMI und Anlagensimulator, TM-513-V 11007: Organisation und Personal, TM-513-V 11008: Strahlenschutz und Strahlenüberwachung, TM-513-V 11009: Kraftwerkschemie, TM-513-V 11010: Behandlung radioaktiver Betriebsabfälle
- <sup>9</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 12001: Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ2012); Standortfaktoren, 9. August 2012
- <sup>10</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 12002: Kernüberwachung
- <sup>11</sup> KKB, Technische Mitteilungen TM-513-V 11011: Systembewertung Reaktorkühlkreislauf (JRC), TM-513-V 11012: Systembewertung Druckhaltesystem (JRC), TM-513-V 11013: Systembewertung Reaktorabschaltesystem (JRA, JRP), TM-513-V 11014: Systembewertung Sicherheitseinspeisesystem mit BOTA, Druckspeicher (JSI), TM-513-V 11015: Systembewertung Containment-Sprühsystem (JCS), TM-513-V 11016: Systembewertung Restwärmesystem (JAC), TM-513-V 11017: Systembewertung Notstand-Sperrwassersystem (JNA), TM-513-V 11018: Systembewertung Hilfsspeisewasser (LSN), TM-513-V 11019: Systembewertung Notspeisewassersystem (LSE), TM-513-V 11020: Systembewertung Notstand-Speisewasser (LNA), TM-513-V 11021: Systembewertung Frischdampfsystem (LDA, LDF, MTB), TM-513-V 11022: Systembewertung Speisewassersystem (LSH), TM-513-V 11023: Systembewertung Sicherheitsgebäudeabsperungen (diverse TP) u. Isoliersperrwasser (KIV), TM-513-V 11024: Systembewertung Containment-Umluftsystem (KHV), TM-513-V 11025: Systembewertung Ringraum-Unterdruckhaltung, TM-513-V 11026: Systembewertung Gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsgebäudes, TM-513-V 11027: Systembewertung Wasserstoffabbausystem, TM-513-V 11028: Systembewertung Reaktorschutz und Reaktorregelsystem (CL., JRS), TM-513-V 11029: Systembewertung Notstand-Schutzsystem (CN), TM-513-V 11030: Systembewertung Nuklear-Instrumentierung (JNI), TM-513-V 11031: Systembewertung Kernüberwachung (JFT), TM-513-V 11032: Systembewertung Aktivitätsüberwachung (KRM), TM-513-V 11033: Systembewertung WS-Versorgung, Eigenbedarfsnetz und Dieselgeneratoranlage, TM-513-V 11034: Systembewertung Gleichstromversorgung, TM-513-V 11035: Systembewertung Gesicherte Wechselstromversorgung, TM-513-V 11036: Systembewertung Systeme des Brennelementlagers (FAC/FEC/diverse), TM-513-V 11037: Systembewertung Hauptkühlwasser (PRH), TM-513-V 11038: Systembewertung Primäres Nebenkühlwasser (PRW), TM-513-V 11039: Systembewertung Sekundäres Nebenkühlwasser (PRN), TM-513-V 11040: Systembewertung Primäres Zwischenkühlwasser, TM-513-V 11041: Systembewertung Sekundäres Zwischenkühlwasser (PKZ), TM-513-V 11042: Systembewertung Brunnenwassersystem (LBW), TM-513-V 11043: Systembewertung Notstand-Brunnenwassersystem (LNB), TM-513-V 11044: Systembewertung Chemie- und Volumenregelsystem (Notborierung) (KCH), TM-

- 513-V 11045: Systembewertung Steuerluftsysteme (QIA, QNA), TM-513-V 11046: Systembewertung Lüftung KHV/SHV), TM-513-V 11047: Systembewertung Reinigungskreisläufe HKM und BOTa, TM-513-V 11048: Systembewertung Hebezeuge (SME), TM-513-V 11049: Systembewertung Rückstandsaufbereitung flüssig / gasförmig (KWD), TM-513-V 11050: Systembewertung Sicherheitsgebäude, TM-513-V 11051: Systembewertung Notstandgebäude UN (P), SIDRENT-Aufbau UY, Notstandbrunnen UX, BOTa-Gebäude UU, TM-513-V 11052: Systembewertung Notspeisewassergebäude UU, TM-513-V 11053: Systembewertung Nebengebäude UN, Werkhalle UC, TM-513-V 11054: Systembewertung Maschinenhaus UM, Primärgarderobe UJ, Laborgebäude UL, TM-513-V 11055: Systembewertung Unterirdische Bauwerke UV, Kühlwassergebäude UK inklusive Kanäle, TM-513-V 11056: Systembewertung Rückstandslager UR, Zwischenlager UL, TM-513-V 11057: Systembewertung Stauwehr exkl. Wehrkraftwerk, Oberwasserkanal mit Brücke, Hydrowerk (HKB)
- <sup>12</sup> KKB, Technische Mitteilungen TM-511-RA11011: Überprüfung der Störfallgruppe 6 „Abnahme des Hauptkühlmittelinventars“, TM-511-RA11012: Überprüfung der Störfallgruppe 7 „Freisetzung radioaktiver Stoffe aus Ausrüstungen“, TM-511-RA11013: Überprüfung der Störfallgruppe 8 „Weitere Einwirkungen von Innen“, TM-511-RA11014: Überprüfung der Störfallgruppe 9 „Einwirkungen von Aussen“
- <sup>13</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-511-RA12046: Abschätzung der radiologischen Auswirkungen von Auslegungstörfällen nach ENSI-A08 und G14
- <sup>14</sup> AREVA-Arbeitsbericht PEPA-G/2011/de/0100, Rev. A „BEZNAU – Radiologische Folgen eines Flugzeugabsturzes auf das Rückstandslager“
- <sup>15</sup> AN-511-RN07001: BESRA-Zwischenaktualisierung 2006
- <sup>16</sup> KKB511D0127: BERA Study Level 1, Main Report and Appendices
- <sup>17</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-511-RN10027: PSÜ-Pendenzen PÜ39b und PÜ39c: Neubewertung der HRA der BESRA
- <sup>18</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-511-RN12045: Zusammenfassende probabilistische Ereignisanalyse für die Jahre 2002-2011
- <sup>19</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11058: Notfallvorsorge und Notfallmanagement
- <sup>20</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-511-V 11062: Systematische Sicherheitsüberprüfung der Zwischenlager und der betrieblichen Lagerbecken am Standort Kernkraftwerk Beznau
- <sup>21</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11059: Bewertung der Massnahmen zum Aufbau, zur Umsetzung und zur Aufrechterhaltung der Sicherheitskultur
- <sup>22</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11060: Technische Gesamtbewertung
- <sup>23</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-MP12062: Zusammenfassende Darstellung zu Korrosion Stahldruckschale Block 1
- <sup>24</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-511-RA10031: Neueinteilung der Auslegungstörfälle in Störfallkategorien gemäss ENSI-A01 und BERA2009
- <sup>25</sup> KKB, Technische Mitteilungen TM-511-RA13112: Bewertung der neuen technischen Störfallanalysen; KKB 511 D 0279: KKB-2: 1152.6 MWth, Nachweis der ausreichenden Kernkühlung nach einem Kühlmittelverluststörfall für den gesamten Abbrandbereich (Heissstabanalysen mit Brennstabeingabedaten von CARO-E3); KKB 511 D 0280: KKB2: Nachweis der ausreichenden Kernkühlung bei mittleren Lecks unter der Annahme von zwei wirksamen Sicherheitseinspeisepumpen und BS-Eingabedaten von CARO-E3; KKB 511 D 0283: KKB1/2: Nachweis der Integrität der Brennstabhüllrohre für mittlere Lecks ohne Einzelfehler in der Störfallkategorie 2; KKB 511 D 0286: KKB 1/2: 1130 MWth, Nachweis der ausreichenden Kernkühlung nach einem Kühlmittelverluststörfall für den ERU-Referenzkern (Einzelfehler in der Rückschlagklappe eines Druckspeichers); KKB 511 D 0297: KKB1/2: Ausfall des Speisewassers mit und ohne Einwirkungen von Aussen; KKB 511 D 0300: KKB I/II: Analyse des Störfalls „Blockieren einer Hauptkühlmittelpumpe“;

KKB 511 D 0301: KKB I/II: Analyse des Störfalls "Ausfall Netzeinspeisung"; KKB 511 D 0302: KKB1/2: Ausfall der Netzeinspeisung; KKB 511 D 0303: KKB1/2: Blockieren einer Reaktor-Hauptpumpe und nachfolgender Ausfall der externen Stromversorgung; KKB 511 D 0304: KKB1/2: Doppelendiger Bruch einer Hauptspeisewasserleitung im Containment; KKB 511 D 0305: KKB1/2: Fehlausfahren einer Steuerelementbank; KKB 511 D 0306: KKB1/2: Fehleinfall eines Steuerelements; KKB 511 D 0307: KKB1/2: Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen; KKB 511 D 0308: KKB1/2: Störung im Chemie- und Volumenregelsystem; KKB 511 D 0309: KKB1/2: Turbinenschnellschluss ohne Turbinenbypass; KKB 511 D 0310: KKB1/2: Zunahme des Frischdampfstromes; KKB 511 D 0311: KKB 1/2: Minimal möglicher Durchsatzgrenzwert beim Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen; KKB 511 D 0313: PANBOX Verification and Validation Status; KKB 511 D 0314: COBRA-FLX – Summary of Verification and Validation Status; KKB 511 D 0315: Fehlöffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils; KKB 511 D 0316: Heizrohrbruch im Dampferzeuger; KKB 511 D 0317: Ausfall Hauptspeisewasser mit ATWS; KKB 511 D 0318: Borsäureverdünnung im Kernbereich; KKB 511 D 0319: Beschreibung des Rechenprogramms NLOOP; KKB 511 D 0320: Fehlöffnen eines Frischdampf-Abblaseventils; KKB 511 D 0321: Fehleinfall eines Steuerelements bei Teillast; KKB 511 D 0322: Auswertung der Betriebserfahrungen von BE-Handhabungsstörfällen und Untersuchung auf ihre Anwendbarkeit für KKB; KKB 511 D 0323: Analyse von Prozessen für BE-Handhabung im KKB; KKB 511 D 0324: Systemanalyse der BE-Handhabesysteme des BE-Lagers in KKB; KKB 511 D 0325: Analyse von Prozessen und Systemen für BE-Handhabung im Containment

- <sup>26</sup> KKB, Technische Mitteilungen TM-511-RA13100: Zusammenfassung der Ergebnisse der radiologischen Analysen der Auslegungsstörfälle; TM-511-RA13101: Basisbericht zu den Transport- und Dosismodellen für die radiologische Störfallanalyse; TM-511-RA13102: Radiologische Analyse des Störfalls "Dampferzeuger-Heizrohrbruch"; TM-511-RA13103: Radiologische Analyse eines Brennelement-Handhabungsstörfalls; TM-511-RA13104: Radiologische Analyse des Auslegungs-Kühlmittelverluststörfalls; TM-511-RA13105: Radiologische Analyse des Störfalls "Stabauswurf"; TM-511-RA13106: Radiologische Analyse des Störfalls "Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments"; TM-511-RA13107: Radiologische Analyse des Störfalls "Fehlöffnen von Frischdampf-Abblaseventilen"; TM-511-RA13108: Radiologische Analyse des Störfalls "Ausfall der externen Netzeinspeisung"
- <sup>27</sup> BERA2013 Level 1 Main Report and Appendices; BERA2013 Level 2 Main Report and Appendices; BESRA2013 Level 1 Main Report and Appendices; BESRA2013 Level 2 Main Report and Appendices
- <sup>28</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-511-RN13113: Risikotechnische Beurteilung von Komponenten sowie der Vollständigkeit und Ausgewogenheit zulässiger Instandsetzungszeiten
- <sup>29</sup> KKB Kernkraftwerk Beznau, Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ 2012) Standortfaktoren Kapitel 2.7, Technische Mitteilung TM-513-V 12001, 9. August 2012), (Kernkraftwerk Beznau, Sicherheitsbericht Block 2, Revision 6, 30. September 2011
- <sup>30</sup> Sicherheitsbericht Ersatzkraftwerk Beznau, TB-042-RS080021 v 2.0, Dezember 2008
- <sup>31</sup> Richtlinie ENSI 16/10: Gutachten des ENSI zum Rahmenbewilligungsgesuch der EKKB AG, September 2010
- <sup>32</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 20001: Standortfaktoren
- <sup>33</sup> Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität, SR 520.17, heute als ABCN-Einsatz VO, Verordnung über die Organisation von Einsätzen bei ABC- und Naturereignissen, bekannt
- <sup>34</sup> 2006, Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen, seit Juli 2015 ersetzt durch „Notfallschutzkonzept bei einem KKW-Unfall in der Schweiz“
- <sup>35</sup> Notfallschutzverordnung: SR 732.33
- <sup>36</sup> Aktennotiz ENSI-AN-9106: Aktionsplan Fukushima 2015, März 2015
- <sup>37</sup> Aktennotiz ENSI 14/2127: Stellungnahme des ENSI zur Gefährdungsanalyse extremer Wetterbedingungen am Standort Beznau, 17. Juni 2015

- <sup>38</sup> Aktennotiz ENSI-AN 9734: Stellungnahme des ENSI zu den Nachweisen des ausreichenden Schutzes des KKB gegen extreme Wetterbedingungen, 28. Juli 2016
- <sup>39</sup> KKB-Brief KBR-B 021 kdo/hli, „PSÜ2012 Kernkraftwerk Beznau Block 1 und 2 und ZWIBEZ; Nachforderungen mit Termin 31. Dezember 2014“ vom 18.12.2014
- <sup>40</sup> Madritsch H., Meier B., Kuhn P., Roth P., Zingg O., Heuberger S., Naef H. & Birkhäuser P. (2013): Regionale strukturgeologische Zeitinterpretation der Nagra 2D-Seismik 2011/12, Nagra Arbeitsbericht NAB 13-10
- <sup>41</sup> Nagra Final Report, Volumes 1-6: Probabilistic Seismic Hazard Analysis for Swiss Nuclear Power Plant Sites (PEGASOS Project), 31 July 2004
- <sup>42</sup> HSK-AN-6252: Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz (Projekt PEGASOS), Juni 2007
- <sup>43</sup> ENSI-Verfügung: FLP/SAN – 14/11/015, „Verfügung: Massnahmen aufgrund der Ereignisse in Fukushima“ vom 18. März 2011
- <sup>44</sup> ENSI-Verfügung: SGE/FLP – 14/11/015, „Vorgehensvorgaben zur Überprüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung“ vom 1. April 2011
- <sup>45</sup> Aktennotiz ENSI 14/1658: Stellungnahme des ENSI zum deterministischen Nachweis des KKB zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens, 9. Juli 2012
- <sup>46</sup> ENSI-Verfügung: ENSI – 10KGX.PEG, „Verfügung: Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 für die Standorte der Schweizer Kernkraftwerke“ vom 26. Mai 2016
- <sup>47</sup> Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2, Sicherheitstechnische Bewertung einer Betriebsdauer über 40 Jahre, Bericht KKB 511 D0266
- <sup>48</sup> Eidgenössisches Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartement, „Atomkraftwerk Beznau I, Betriebsbewilligung“ vom 30. Oktober 1970
- <sup>49</sup> Aktennotiz HSK 14/1044: Erstellung und Inbetriebnahme des neuen Anlagensimulators SIMPlus, 2. Juli 2007
- <sup>50</sup> Axpo Power AG: Aktueller Stand der Langzeitplanung für Transport- und Lagerbehälter KKB - Status 26.05.2015, Technischer Bericht BT-KN-E 0026 Rev. 7 vom 30. Juni 2015
- <sup>51</sup> ENSI: Brennelementlagerbecken und Trockenlagerung von abgebrannten Brennelementen, Stellungnahme KOF/VOB-14/06/055 vom 17. Dezember 2015
- <sup>52</sup> Safety Series No. 75-INSAG-4, Safety Culture, IAEA, 1991
- <sup>53</sup> Richtlinie ENSI-G09: Betriebsdokumentation, Juni 2014
- <sup>54</sup> Richtlinie ENSI-B10: Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal, Oktober 2010
- <sup>55</sup> Axpo Kernenergie; Vision, Mission, Werte der Division Kernenergie; MS-LD 3010, Rev. 0.2 vom 15.02.2011
- <sup>56</sup> Axpo Kernenergie; Verbindlichkeitserklärung; MS-LD 3019, Rev. 0.3 vom 29.04.2013
- <sup>57</sup> Safety Series No. 50-C/SG-Q „Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations“, IAEA, Vienna, 1996
- <sup>58</sup> Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2, Änderungsverfahren der Tech-Specs (technische Spezifikationen für den Reaktorbetrieb), Administrative Weisung AW-R-05 vom 31.12.2008
- <sup>59</sup> KKB, Administrative Weisung AW-K-35: Erfassung, Auswertung interner Betriebserfahrungen
- <sup>60</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11002: Betriebsverhalten der Gesamtanlage
- <sup>61</sup> IAEA Safety Standard SSR-2/1: Sa-fety of Nuclear Power Plants: Design, 2016

- <sup>62</sup> Richtlinie ENSI-A06: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen, November 2015
- <sup>63</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11004: Alterungsüberwachung; TM-513-V11003: Betriebserfahrungsbericht Instandhaltung
- <sup>64</sup> NUREG-1801, „Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, September 2005
- <sup>65</sup> Richtlinie ENSI-B07, Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen, September 2008
- <sup>66</sup> KKB, Technische Mitteilungen TM-513-V 11003: Betriebserfahrungsbericht Instandhaltung, Artikel 3.3 Bautechnik, TM-513-V 11004: Alterungsüberwachung, Artikel 2.2, Bautechnik, TM-513-V 11060: Technische Gesamtbewertung, Artikel 4.3.1 Bauwerke und Baustrukturen und Artikel 6.4.1 Bautechnik
- <sup>67</sup> Richtlinie ENSI-B01: Alterungsüberwachung, August 2011
- <sup>68</sup> Richtlinie HSK-R-60: Überprüfung der Brennelementherstellung, 2003
- <sup>69</sup> Richtlinie HSK-R-61: Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren, 2004
- <sup>70</sup> Richtlinie ENSI-G20: Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb, 2015
- <sup>71</sup> IAEA Safety Standard NS-G-2.2: Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, 2000
- <sup>72</sup> IAEA Safety Standard NS-G-1.4: Design of Fuel Handling and Storage Systems for Nuclear Power Plants, 2003
- <sup>73</sup> IAEA Safety Standard NS-G-2.5: Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants Safety Guide, 2001
- <sup>74</sup> KTA 3103: Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren, 1984
- <sup>75</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11009: Kraftwerkschemie
- <sup>76</sup> Protokoll PSÜ-KKB: Nachforderungen aus dem Bereich Wasserchemie 14KGX.PSÜ, ENSI 14/1943 vom 17.10.2013
- <sup>77</sup> VGB-Richtlinie Teil 1: DWR-Anlagen R 401 J, Ausgabe 2006
- <sup>78</sup> Kraftwerksreglement für das Kernkraftwerk Beznau, RG-K-01 vom 01.04.2010
- <sup>79</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11008: Strahlenschutz und Strahlenüberwachung
- <sup>80</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11007: Organisation und Personal
- <sup>81</sup> ENSI 14/1808: Fachgespräch zur KKB-PSÜ2012 bezüglich Strahlenschutzaspekten vom 20. Juni 2013
- <sup>82</sup> RG-K-03: Strahlenschutzreglement, Abschnitt 9
- <sup>83</sup> KKB, Administrative Weisung AW-K-45: Weisung Planung von Revisionsabstellungen (RA), Brennelementwechsel (BW) und Prüfung des Abstellprogramms
- <sup>84</sup> KKB, Administrative Weisung AW-K-47: Weisung Zentrale Planung im Leistungsbetrieb
- <sup>85</sup> KKB, Administrative Weisung AW-M-022: Instandhaltungskonzept für das Kernkraftwerk Beznau, Abschnitt 3.6)
- <sup>86</sup> KKB, Administrative Weisung AW-M-012: Instandhaltungsordnung der Abteilung KBM (Maschinentechnik), Abschnitt 5.9
- <sup>87</sup> KKB, Administrative Weisung AW-E-95001: Instandhaltungsordnung der Abteilung Elektrotechnik (KBE), Abschnitt 9
- <sup>88</sup> WDK-004: Weisung Änderungswesen Axpo Kernenergie - Lenkungsdocument

- <sup>89</sup> KKB, Administrative Weisung AW-U-00001: Lagerung und Handhabung von radioaktiven Strahlen- und Prüfquellen vom 07. April 2000, Rev. 4
- <sup>90</sup> KKB, Administrative Weisung AW-U-92001: Merkblatt über die Verwendung von Maschinen, Werkzeugen und Hilfsmitteln in der kontrollierten Zone und das Sammeln der anfallenden Abfälle vom 1. Juni 1992, Rev. 6
- <sup>91</sup> KKB, Administrative Weisung AV-A-AME-07: Empfang radioaktiver Stoffe, innerbetrieblichen Transport, Handhabung und Lagerung vom 1. März 1998, Rev 2
- <sup>92</sup> Richtlinie HSK-R-37: Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und -Fortbildungen im Aufsichtsbe- reich der HSK, Juli 2001
- <sup>93</sup> Richtlinie ENSI-B13: Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals, November 2010
- <sup>94</sup> Richtlinie ENSI-G07: Organisation von Kernanlagen, Juli 2013
- <sup>95</sup> ENSI-AN-7669: Analyse Fukushima 11032011 vom 29.08.2011
- <sup>96</sup> Strahlenschutzreglement für das Kernkraftwerk Beznau, RG-K-03 vom 01.12.2002
- <sup>97</sup> Strahlenschutzhandbuch, KKB 680 D 0051, Rev. 13
- <sup>98</sup> Strahlenschutzvorschrift SU-U-002: Zonenkonzept und Anwendung von Personenschutzmitteln, Rev. 8 vom 30.04.2010
- <sup>99</sup> ENSI 14/1547: Strahlenschutzaspekte bei der Revisionsabstellung 2011 KKB2, 27. August 2011, 6.10.2011
- <sup>100</sup> KKB, Administrative Weisung AW-U-93002: Strahlenschutz im ZWIBEZ, Rev. 4 vom 05.03.2008
- <sup>101</sup> Administrative Weisung: Ein- und Ausschleusen von Gegenständen über die Grenzen der kontrollierten Zone, AW-U-06001, vom 01. Februar 2006
- <sup>102</sup> Richtlinie HSK-R-48: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken, November 2001
- <sup>103</sup> Vorschrift IV-M-021: Instandhaltung von Armaturen
- <sup>104</sup> Richtlinie ENSI-G15: Strahlenschutzziele für Kernanlagen, November 2010
- <sup>105</sup> Strahlenschutzvorschrift SU-U-001: Dosimetrie, Rev. 6 vom 25.01.2011
- <sup>106</sup> Strahlenschutzvorschrift SU-U-009 in der Revision 1 vom 01.07.2014
- <sup>107</sup> Prüfvorschrift PV-U-S001: Prüfplan Strahlenschutzmessgeräte, Rev. 12 vom 01.04.2010
- <sup>108</sup> Prüfvorschrift PV-U-S012: Personenmonitor H 13860 TS und RTM 860 TS
- <sup>109</sup> Instandhaltungsvorschrift IV-E-197001: Kontrolle und Abgleich der Inkorporationsmonitore, Rev. 5 vom 15.04.2011
- <sup>110</sup> KKB Erfahrungsbericht Nr. B10-2005: Inkorporation bei einem Mitarbeiter im Rahmen einer geplanten BW- Tätigkeit, 19.08.2010
- <sup>111</sup> Richtlinie HSK-R-12: Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanla- gen und des Paul Scherrer Instituts, Oktober 1997
- <sup>112</sup> Richtlinie ENSI-B04: Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen, August 2009
- <sup>113</sup> Richtlinie ENSI-G13: Messmittel für ionisierende Strahlung
- <sup>114</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11009: Kraftwerkschemie des KKB
- <sup>115</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11005: Nutzung von Betriebserfahrungen (Vorkommnisauswertung)

- 116 Richtlinie HSK-R-07: Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts, Juni 1995
- 117 EPRI Alpha Monitoring Guidelines for Operating Nuclear Power Stations, 1013509, Final Report, November 2006
- 118 Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Beznau (KKB), HSK 10/260, Rev. 1 vom Dezember 2007
- 119 Bundesrätliche Verfügung betreffend die Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Beznau 2 vom 3. Dezember 2004
- 120 Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Beznau (KKB) vom Dezember 2007
- 121 Richtlinie ENSI-G14: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung, Dezember 2009
- 122 ENSI-AN-8173: Berechnete Dosiswerte für die meistbetroffenen Bevölkerungsgruppen in der Umgebung der schweizerischen Kernkraftwerke bei Ausschöpfung der Abgabelimiten, 14.1.2013
- 123 Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen: SR 814.201.81 vom 10. Januar 2000, Stand am 2. Mai 2000
- 124 Richtlinie ENSI-B05: Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle, 2007
- 125 Konzept der Zwischenlagerung und Teilentsorgung der ausgebauten Dampferzeuger des Kernkraftwerks Beznau, Block I und II, AN-576-MP96024 vom 24.07.1996
- 126 Arbeitsvorschrift AV-U-UR065: Kontrolle von Gebinden und Gebäudestrukturen im RS-Lager
- 127 Konzept der Zwischenlagerung und Teilentsorgung der ausgebauten Dampferzeuger des Kernkraftwerks Beznau, Block I und II, AN-576-MP96024 vom 24.07.1996
- 128 Richtlinie ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannter Brennelemente, 2015
- 129 ENSI: TN24GB04: Beurteilung verschiedener Fertigungsabweichungen für den Tragkorb, Schreiben ROB/VOB-14/09/005 vom 19.12.2012
- 130 HSK: Beurteilung des Behältertyps TN24GB für die Zwischenlagerung in ZWIBEZ, Stellungnahme HSK 14/1118 vom 29. Februar 2008
- 131 HSK: Beurteilung des Behältertyps TN24GB für die Zwischenlagerung in ZWILAG, Stellungnahme HSK 14/1191 vom 10. November 2008
- 132 HSK: Grundsätzliche Eignung des Behältertyps CASTOR HAW 20/28 CG für die Zwischenlagerung im ZZL, Freigabeschreiben KB/SS vom 3. Oktober 2001
- 133 Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN): Certificat d'agrément d'un modèle de colis, Zulassung F/362/B(U)F-96 (Dg), 4. Februar 2013
- 134 Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Zulassungsschein für ein Versandstückmuster des Typs B(U) für spaltbare radioaktive Stoffe, Zulassung D/4318/B(U)F-85 (Rev. 7), 14. August 2013
- 135 BfS: Zulassungsschein für ein Versandstückmuster des Typs B(U) für spaltbare radioaktive Stoffe, Zulassung D/4329/B(U)F-85 (Rev. 7), 26. November 2013
- 136 Axpo Kernenergie: Aktueller Stand der Langzeitplanung für Transport- und Lagerbehälter KKB. Technischer Bericht BT-KN-E 0026 Rev. 4 vom 21. Juni 2012
- 137 Richtlinie ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen, März 2012
- 138 IAEA Safety Standard SSR-6: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2012

- <sup>139</sup> HSK: Inspektion bei der Beladung des T/L-Behälters TN24GB-01 – KKB, 25. März 2008, Inspektionsbericht HSK 14/1127, Inspektion IN-00987, 14. April 2008
- <sup>140</sup> HSK: Betriebsfreigabe für das HAA-Lager des ZWIBEZ, Freigabeschreiben MO/HL-14KFX.ZWABEL, 14/08/004, 14/08/035, 14/08/040 vom 16. Oktober 2008
- <sup>141</sup> ENSI: Inspektion bei der Anlieferung unbestrahlter Brennelemente – KKB, 14. Oktober 2011, Inspektionsbericht ENSI 14/1560, Inspektion IN-02133, 1. November 2011
- <sup>142</sup> Richtlinie ENSI-G01: Sicherheitstechnischen Klassierung für bestehende Kernkraftwerke, 2011
- <sup>143</sup> HSK 14/816: Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung für das KKB 1
- <sup>144</sup> Richtlinie HSK-R-04: Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken, 1990
- <sup>145</sup> Richtlinie HSK-R-48: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken, 2001
- <sup>146</sup> Richtlinie HSK-R-102: Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz, 1986
- <sup>147</sup> Richtlinie HSK-R-08: Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung, 1976
- <sup>148</sup> Richtlinie ENSI-A04: Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen
- <sup>149</sup> Richtlinie HSK-R-05: Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Mechanische Ausrüstungen
- <sup>150</sup> Richtlinie HSK-R-18: Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen
- <sup>151</sup> Richtlinie ENSI-G11: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage, Ausgabe Februar 2009, Rev.1 vom 1. Mai 2010
- <sup>152</sup> Richtlinie ENSI-B06: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung, Ausgabe April 2009, Rev.1 vom 1. Mai 2010
- <sup>153</sup> SVTI-Festlegung NE-02, Rev. 4, Vorprüfung
- <sup>154</sup> SVTI-Festlegung NE-08, Rev. 5, Aufsichtsverfahren bei der Herstellung, Anforderungen an Bescheinigungen und an die Dokumentation
- <sup>155</sup> SVTI-Festlegung NE-14, Rev. 4 und 5, seit 2005 Rev. 6, Wiederholungsprüfungen von nuklear abnahmepflichtigen mechanischen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4
- <sup>156</sup> Richtlinie HSK-R-51: Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke und Gebäude in Kernanlagen
- <sup>157</sup> IAEA-EBP-SALTO, Safety Aspects of Long Term Operation of Water Moderated Reactors, Final Report (2007)
- <sup>158</sup> ENSI-Brief „Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2; Alterungsüberwachungsprogramm; Stellungnahme ENSI zu überarbeiteten Steckbriefen“, GEK/VOB – 14/12/061 vom 31. Oktober 2012
- <sup>159</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.99, Rev. 2: Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, May 1988
- <sup>160</sup> ENSI 14/1400: Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau Block 1 und Block 2, 30. November 2010
- <sup>161</sup> IAEA-Safety Guide NS-G-2.12: Ageing Management for NPP, Vienna, 2008
- <sup>162</sup> NUREG-0800 Rev. 1: Standard Review Plan 3.6.3, Leak Before Break Evaluation Procedures, USNRC, 2007

- <sup>163</sup> NUREG-1061 Vol. 3: Evaluation of Potential Pipe Breaks, USNRC, 1984
- <sup>164</sup> USNRC Regulatory Guide 1.45: Guidance on Monitoring and Responding to Reactor Coolant System Leakage, 2008
- <sup>165</sup> EUR-18549: European Safety Practices on the Application of LBB Concepts, European Commission Nuclear Safety and the Environment, 2000
- <sup>166</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, App. H: Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements, 2001
- <sup>167</sup> KTA 3203: Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren, Juni 2001
- <sup>168</sup> ASTM E 185-02: Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels
- <sup>169</sup> ASTM E 1921-05: Standard Test Method for Determination of Reference Temperature  $T_0$  for Ferritic Steels in the Transition Range
- <sup>170</sup> USNRC Regulatory Guide 1.154: Format and Content of Plant-specific PTS Analysis for PWR, 1987
- <sup>171</sup> NUREG-1806: Technical Basis for Revision of the PTS Screening Limit, USNRC, 2007
- <sup>172</sup> 3.1.19 – TM-513-V11029: Systembewertung Notstand-Schutzsystem
- <sup>173</sup> 3.1.9 – TM-513-V11019: Systembewertung Notspeisewassersystem
- <sup>174</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11030: Systembewertung Nuklear-Instrumentierung
- <sup>175</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11031: Systembewertung Kernüberwachung
- <sup>176</sup> Richtlinie HSK R-31: Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen, Oktober 2003
- <sup>177</sup> HSK-Brief MU/ZR: KKB Block 1 und 2, Neubewertung der Störfallinstrumentierung vom 6.8.2003
- <sup>178</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11058: Notfallvorsorge und Notfallmanagement
- <sup>179</sup> Richtlinie HSK R-16: Seismische Anlageninstrumentierung, Februar 1980
- <sup>180</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11013: Reaktorabschaltsysteme (JRA, JRP)
- <sup>181</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11028: Systembewertung Reaktorschutz- und -Regelsystem (JRS, CL.)
- <sup>182</sup> Richtlinie HSK-R-46: Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken, April 2005
- <sup>183</sup> ENSI-B14: Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen, Dezember 2010
- <sup>184</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11033: Systembewertung WS-Versorgung, Eigenbedarfsnetz und Dieselgeneratoranlage
- <sup>185</sup> Richtlinie HSK-R-23: Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken, Januar 2003
- <sup>186</sup> Richtlinie ENSI-B14: Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen, Dezember 2010
- <sup>187</sup> Richtlinie HSK-R-31: Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen, Oktober 2003

- <sup>188</sup> Richtlinie HSK-R-15: Meldungen der Kernanlagen Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, November 2004
- <sup>189</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11034: Systembewertung Gleichstromversorgung
- <sup>190</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11035: Systembewertung gesicherte Wechselstromversorgung
- <sup>191</sup> Richtlinie ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen, Oktober 2008
- <sup>192</sup> Richtlinie HSK-AN-6132: Der Störfall vom 25. Juli 2006 im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark 1 und die Auswirkungen auf die Kernkraftwerke in der Schweiz, Februar 2007
- <sup>193</sup> Sicherheitsbericht ZWIBEZ, Kapitel 11 Brandschutz, 31. Dezember 2011, Revision 3
- <sup>194</sup> KKB, Technische Mitteilungen TM-513-V 11014: Sicherheitseinspeisesystem JSI mit BOTA, TM-513-V 11015: Containment-Sprühsystem (JCS), TM-513-V 11024: Containment-Umluftsystem (KHV), TM-513-V 11046: Lüftung KHV/SHV, TM-513-V 11050: Sicherheitsgebäude, TM-513-V 11051: Notstandgebäude UN, SIDRENT-Aufbau UY, Notstandbrunnen UX, BOTA-Gebäude UU, TM-513-V 11053. Nebengebäude UN, Werkhalle UC, TM-513-V 11054: Maschinenhaus UM, Primärgarderobe UJ, Laborgebäude UL, TM-513-V 11056: Rückstandslager UR, Zwischenlager UL
- <sup>195</sup> KKB 696 D18: Brandschutzkonzept der Kraftwerksanlagen, 31. Dezember 2012, Revision 5
- <sup>196</sup> Richtlinie HSK-R-50: Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen, März 2003
- <sup>197</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11061: Zusammenfassender Bericht
- <sup>198</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11029: Notstand-Schutzsystem (CN)
- <sup>199</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11062: Systematische Sicherheitsüberprüfung der Zwischenlager und der betrieblichen Lagerbecken am Standort Kernkraftwerk Beznau
- <sup>200</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-511-V 11014: Störfallgruppe 9 „Einwirkungen von Aussen“
- <sup>201</sup> ASK-Brief: Blitzschutz aus Sicht der nuklearen Sicherheit, 23. März 1979
- <sup>202</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11029: Notstand-Schutzsystem (CN)
- <sup>203</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11033: WS-Versorgung, Eigenbedarfsnetz und Dieselgeneratoranlage
- <sup>204</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11003: Betriebserfahrungsbericht, Instandhaltung
- <sup>205</sup> AV-E-P08002: Anforderungen für Erdung, Blitzschutz EMV sowie Zuständigkeiten
- <sup>206</sup> KTA 2206: Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen, November 2009
- <sup>207</sup> SEV 4022: Leitsätze des SEV, Blitzschutzanlagen, 2008
- <sup>208</sup> IEC 62305-1: Protection against lightning – Part 1: General principles, December 2010
- <sup>209</sup> IEC 62305-2: Protection against lightning – Part 2: Risk management, December 2010
- <sup>210</sup> IEC 62305-3: Protection against lightning – Part 3: Physical damage to structures and life hazard, December 2010
- <sup>211</sup> IEC 62305-4: Protection against lightning – Part 4: Electrical and electronic systems within structures, December 2010
- <sup>212</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11032: Systembewertung Aktivitätsüberwachung (KRM)
- <sup>213</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V11008: Strahlenschutz und Strahlenüberwachung
- <sup>214</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-R 13114: Systembewertung Probenahmesystem (KSL)

- <sup>215</sup> KKB 077D0025/KKB 077D0026: Technische Spezifikationen für den Reaktorbetrieb Kernkraftwerk Beznau Block 1 und Block 2
- <sup>216</sup> Richtlinie HSK-R-07: Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts, 1995
- <sup>217</sup> Richtlinie HSK-G13: Strahlenschutzmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen, 2008
- <sup>218</sup> Richtlinie ENSI-B12: Notfallschutz in Kernanlagen, 2009
- <sup>219</sup> Richtlinie ENSI-G01: Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke, 2011
- <sup>220</sup> KTA 1501: Ortsfestes System zur Überwachung der Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken, November 2010
- <sup>221</sup> KTA 1502: Überwachung der Radioaktivität in der Raumlufte von Kernkraftwerken, November 2005
- <sup>222</sup> KTA 1503.1: Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener Stoffe, Teil 1: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe beim bestimmungsgemäsem Betrieb, Juni 2002
- <sup>223</sup> KTA 1503.2: Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener Stoffe, Teil 2: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe bei Störfällen, Juni 1999
- <sup>224</sup> KTA 1504: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser, November 2007
- <sup>225</sup> DIN ISO 2889: Probenentnahme von luftgetragenen radioaktiven Stoffen aus Kanälen und Kaminen kerntechnischer Anlagen (ISO 2889:2019) vom Juli 2012
- <sup>226</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-513-V 11048: Systembewertung Hebezeuge (SME)
- <sup>227</sup> KTA 3902: Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken, November 2012) und 3903 (KTA 3903: Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken, November 2012
- <sup>228</sup> KKB 696 D18: Brandschutzkonzept der Kernkraftwerksanlagen, Rev. 6 vom 31.03.2014, TM-513-V 11060: Technische Gesamtbewertung, TM-513-V 11058: Notfallvorsorge und Notfallmanagement“
- <sup>229</sup> HSK-Brief VJ/kr: Projekt ZWIBEZ: Sicherheitstechnische Klassierung, Ablauf des Aufsichtsverfahrens vom 8. März 1991
- <sup>230</sup> Richtlinie ENSI-A08: Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen
- <sup>231</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-511-RA13112: Bewertung der neuen technischen Störfallanalysen
- <sup>232</sup> Richtlinie ENSI-A01: Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse, Juli 2009
- <sup>233</sup> ANSI/ANS-51.1-1983: Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants, gültig 1983 bis 1998
- <sup>234</sup> AN-511-RA05021: KKB Kernkraftwerk Beznau, Einordnung der Auslegungsstörfälle gemäss neuer HSK-R-100, 25. Mai 2005
- <sup>235</sup> HSK-Brief: Einordnung der Störfälle nach der überarbeiteten Richtlinie HSK-R-100, Geschäfts-Nr. 14/05/037, 6. Dezember 2005
- <sup>236</sup> Kernkraftwerk Beznau, Sicherheitsrelevante Parameter / Zykluspezifische Nachweismethoden, KKB 505D0028 (AREVANP Technical Report FSI -0002533, Revision 1.0), 7. August 2012
- <sup>237</sup> U.S.NRC 10 CFR §50.46: Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors
- <sup>238</sup> Kernkraftwerk Beznau: Safety Analysis Report Unit 2, November 1991
- <sup>239</sup> KKB-Brief: Kernkraftwerk Beznau Block 1 und 2, Handhabung von Brennelementen und Behältern; ENSI 14/2204“ vom 7.10.2015

- <sup>240</sup> ENSI-Aktennotiz: Stellungnahme des ENSI zum deterministischen des KKB zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Hochwassers, ENS 14/1531, 31. August 2011
- <sup>241</sup> ENSI-Aktennotiz: Stellungnahme des ENSI zum deterministischen des KKB zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens, ENSI 14/1658, 7. Juli 2012
- <sup>242</sup> HSK-AN-4626: Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vor-sätzlichen Flugzeugabsturz, März 2003
- <sup>243</sup> Westinghouse: Reactor Coolant System Response to the Extended Loss of AC Power Event for Westing-house, Combustion Engineering and Babcock & Wilcox NSSS Designs, PWROG Project: PA-ASC-0916, August 2012
- <sup>244</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.183: Alternative Radiological Source Terms for Evaluation Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, July 2000
- <sup>245</sup> Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwer-ken mit DWR gemäß § 28 Abs.3 StrlSchV, veröffentlicht im BAnz. Nr. 245 vom 31.12.1983
- <sup>246</sup> NRC REgulatory Issue Summary 2006-4: Experience with Implementation of Alternative Source Terms, March 7, 2006
- <sup>247</sup> KKB, Technische Mitteilung TM-511-RA-13101: Basisbericht zu den Transport- und Dosismodellen für die radiologische Störfallanalyse
- <sup>248</sup> NRC Regulatory Issue Summary 2006-04
- <sup>249</sup> Daniel A. Crow. / Joseph F. Louvar „Chemical Process Safety ISBN 0-13-018176-5
- <sup>250</sup> Eickmann, Methoden der Ermittlung und Bewertung chemischer Expositionen an Arbeitsplätzen, Reihe: Fortschritte in der Präventiv- und Arbeitsmedizin, 2008 Verlagsgruppe Hüthig Jehle Rehm GmbH, ecomed MEDIZIN, ISBN 978-3-609-16390-1
- <sup>251</sup> KKB 751D0001 Rev. 3: ZWIBEZ Sicherheitsbericht, 31.12.2011
- <sup>252</sup> ENSI-Aktennotiz: Methodik deterministischer Nachweise der Schweizer Kernkraftwerke für Erdbeben der Störfallkategorien 2 und 3, ENSI-AN-8567, 3. März 2014
- <sup>253</sup> NUREG-0612, NUREG-1774, NUREG/CR-1278, NUREG/CR-4772
- <sup>254</sup> NUREG/CR-6850
- <sup>255</sup> Sentuc, F.-N., W. Brücher, U. Büttner, H.-J. Fett, F. Lange, R. Martens, B.M. Schmitz, G. Schwarz: Trans- portstudie Konrad 2009, Sicherheitsanalyse zur Beförderung radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS), GRS-256, 2009, mit Korrigendum vom April 2010, ISBN 978-3-939355-31-1
- <sup>256</sup> Richtlinie ENSI-A05: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang
- <sup>257</sup> Richtlinie ENSI-A06: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen
- <sup>258</sup> NUREG/CRR-5485: Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment, November 1998
- <sup>259</sup> NUREG/CR-5496: CCF Parameter Estimations, 2003 Update, US NRC
- <sup>260</sup> NUREG/CR-5496: CCF Parameter Estimations, 2010 Update, US NRC
- <sup>261</sup> IAEA Safety Series No. 50-P-10: Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment, A Safety Practice, 1995
- <sup>262</sup> NRC NUREG/CR-1278: Swain A.D., Guttman H.E.: Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications, 1983] oder [Moieni et al., Advances in human reliability analysis meth- odology, part I, RESS 44, 1995, 27-55

- <sup>263</sup> D.E. Embrey et al.: SLIM-MAUD: An Approach to Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgment, NUREG/CR-3518 (Vol. 1 & 2), U.S. Nuclear Regulator Commission, Washington, D.C., 1984
- <sup>264</sup> Moieni et al., Advances in human reliability analysis methodology, part I, RESS 44, 1995, 27-55
- <sup>265</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission: Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Nuclear Power Plants, WASH-1400, NUREG-75/014, October 1975
- <sup>266</sup> American Nuclear Society and Institute of Electrical and Electronic Engineers: PRA Procedures Guide - A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants, sponsored by the U.S. Nuclear Regulatory Commission and the Electric Power Research Institute, NUREG/CR-2300, April 1983
- <sup>267</sup> KKW Beznau II: Gutachten zum Gesuch der NOK zur Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung“, HSK 14/730
- <sup>268</sup> EPRI, „Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessments“, Rev. 2 aus 2010, Rev. 3 aus 2013
- <sup>269</sup> Niessner H.: A Simple Method of Estimating Impact Probabilities of Turbine Missiles, Brown Boveri Rev. 6-79
- <sup>270</sup> Electric Power Research Institute: EPRI-TR-103959, „Methodology for Developing Seismic Fragilities“, June 1994
- <sup>271</sup> Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen vom 17. Juni 2009, Stand 1. August 2009
- <sup>272</sup> Thom, H. C. S.: New Distributions of Extreme Winds in the United States, Journal of the Structural Division, Proceedings of the American Society of Civil Engineers, July 1968) auf eine Höhe von 25 m (Höhe des Maschinenhauses
- <sup>273</sup> Schlussbericht des WSL-Teilprojekts Schwemmholz der Ereignisanalyse BAFU/WSL des Hochwassers 2005, P. Waldner et al.
- <sup>274</sup> Unique (Flughafen Zürich AG): Statistikbericht 2010 and Statistikbericht 2009, respectively, January 2011 and, January 2012, <http://www.flughafen-zuerich.ch>
- <sup>275</sup> Intraplan Consult GmbH: Entwicklung des Luftverkehrs in der Schweiz bis 2030 – Nachfrageprognose. München, 2005
- <sup>276</sup> National Transportation Safety Board, News Bulletin SB-96-03, January 25, 1996
- <sup>277</sup> Boeing, Statistical Summary of Commercial Jet Airplane Accidents, Worldwide Operations 1959 – 2005, May 2006
- <sup>278</sup> ZWILAG Zwischenlager Würenlingen AG: FSAR, Final Safety Analysis Report, Stand 1993
- <sup>279</sup> F.R. Larson and J. Miller, A Time-Temperature Relationship for Rupture and Creep Stresses, Trans. ASME, Vol 74, July 1952, pp. 765–775
- <sup>280</sup> NRC Regulatory Guide 1.177 Rev. 1: An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications, May 2011
- <sup>281</sup> Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2 Kraftwerksreglement für das Kernkraftwerk Beznau: Reglement RG-K-01, Rev. 3 vom 01.04.2010
- <sup>282</sup> Kernkraftwerk Beznau, Block 1 und 2: Notfallreglement RG-K-02, Rev. 4 vom 01.04.2010
- <sup>283</sup> KomABC 2006-03-D: Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen, Januar 2006
- <sup>284</sup> Richtlinie ENSI-B12: Notfallschutz in Kernanlagen, 2009

- <sup>285</sup> Richtlinie ENSI-G07: Organisation von Kernanlagen, 2013
- <sup>286</sup> KomABC 2006-03-D: Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen, Januar 2006
- <sup>287</sup> IAEA Safety Standard GS-R-2: Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergencx, 2002
- <sup>288</sup> IAEA Safety Standard NS-R-2: Safety of Nuclear Power Plants, Operation, 2000
- <sup>289</sup> Richtlinie ENSI-B11: Notfallübungen, 2007
- <sup>290</sup> KomABC 2006-03-D: Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen, Januar 2006
- <sup>291</sup> IAEA Safety Standard NS-R-2: Safety of Nuclear Power Plants, Operation, 2000
- <sup>292</sup> IAEA Safety Standard SSR-2/2: Commissioning and Operation Specific Safety Requirements, 2011
- <sup>293</sup> IAEA Safety Guide NS-G-2.15: Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, 2009
- <sup>294</sup> HSK-AN-3674: HSK-Anforderungen für die Entwicklung und Einführung von SAMG, November 2000
- <sup>295</sup> KKB, Technische Mitteilungen TM-513-V 11058: Notfallvorsorge und Notfallmanagement einschliesslich der in diesem Bericht referenzierten Notfalldokumentation, TM-513-V 11060: Technische Gesamtbewertung, KKB-Brief KBR-AP 021 zim/smk „HSK-Pendenz 98-001: Einführung von SAMG“ vom 2. Oktober 2001 einschliesslich der in diesem Brief referenzierten Berichte der Technischen SAMG-Basis
- <sup>296</sup> Richtlinie HSK-R-103: Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle, 1989
- <sup>297</sup> IAEA Safety Guide NS-G-2.15: Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, 2009

ENSI 14/2244

ENSI, Industriestrasse 19, 5200 Brugg, Telefon +41 56 460 84 00, [www.ensi.ch](http://www.ensi.ch)