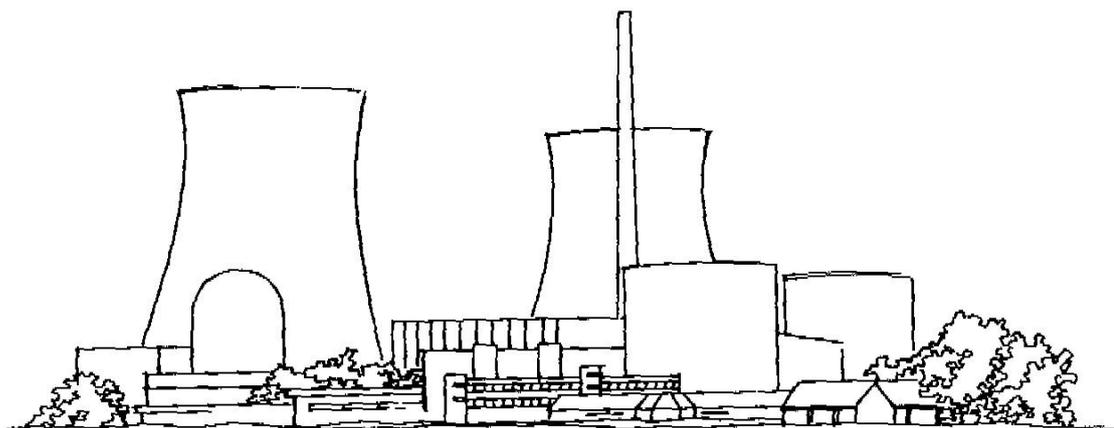


**Abschlussbericht zum Stresstest  
europäischer Kernkraftwerke  
unter Berücksichtigung der Ereignisse  
in Fukushima-I (Japan)**



Inhaltsverzeichnis		Seite
<b>0</b>	<b>Zusammenfassung.....</b>	<b>11</b>
0.1	Begriffsverständnis .....	13
0.1.1	Verständnis zu "Cliff-Edge Effekt" .....	13
0.1.2	Verständnis zu „Robustheit“ .....	14
0.2	Auslegungsphilosophie deutscher Kernkraftwerke .....	16
0.2.1	Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Schutzziele .....	16
0.2.2	Sicherheitsebenen.....	17
0.2.3	Konsequenzen der Auslegungsphilosophie .....	20
0.2.4	Weiterentwicklungen in Deutschland .....	20
0.3	Kurzbeschreibung des Kernkraftwerks .....	23
0.4	Erdbeben.....	25
0.5	Hochwasser.....	27
0.6	Extreme Wetterbedingungen .....	29
0.7	Verlust der Stromversorgung.....	32
0.8	Verlust der primären Wärmesenke .....	34
0.9	Verlust der primären Wärmesenke bei Station-Blackout.....	36
0.10	Management schwerer Unfälle .....	37
0.11	Notfallmaßnahmen zur Kernkühlung, zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters sowie zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung .....	39
<b>1</b>	<b>Standort und Hauptmerkmale der Anlagen .....</b>	<b>41</b>
1.1	Standort.....	41
1.1.1	Hauptmerkmale der Anlagen .....	42
1.1.2	Beschreibung der wichtigsten Sicherheitsteilsysteme.....	44
1.2	Sicherheitstechnisch bedeutsame Unterschiede .....	58
1.3	Probabilistische Sicherheitsbewertungen .....	59
1.4	Begriffsverständnis .....	65

<b>2</b>	<b>Erdbeben.....</b>	<b>66</b>
2.1	Auslegungsgrundlage.....	66
2.1.1	Erdbeben, gegen welches die Anlage ausgelegt ist.....	66
2.1.1.1	Charakteristik des Bemessungserdbebens.....	66
2.1.1.2	Methodik bei der Festlegung des Bemessungserdbebens.....	68
2.1.1.3	Angemessenheit der Auslegung.....	69
2.1.2	Vorkehrungen zum Schutz der Anlage vor dem Bemessungserdbeben ..	71
2.1.2.1	Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten .....	71
2.1.2.2	Wesentliche sicherheitsrelevante Schadensmöglichkeiten .....	75
2.1.2.3	Folgewirkungen des Erdbebens .....	75
2.1.2.3.1	Nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegte Strukturen, Systeme und Komponenten.....	76
2.1.2.3.2	Ausfall der externen Stromversorgung.....	78
2.1.2.3.3	Situation außerhalb der Anlage .....	78
2.1.2.3.4	Andere Folgewirkungen.....	79
2.1.3	Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage .....	80
2.1.3.1	Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen.....	80
2.1.3.2	Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen.....	84
2.1.3.3	Festgestellte Abweichungen.....	84
2.2	Bewertung von Auslegungsreserven .....	84
2.2.1	Abschätzung der zu schweren Kernschäden führenden Erdbebenstärke	84
2.2.2	Auslegungsreserven für die Integrität des Sicherheitseinschlusses .....	90
2.2.3	Auslegungsüberschreitendes Hochwasser infolge auslegungsüberschreitenden Erdbebens.....	91
2.2.4	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Erdbeben.	92

<b>3</b>	<b>Hochwasser .....</b>	<b>93</b>
3.1	Auslegungsgrundlage.....	93
3.1.1	Hochwasser, gegen welches die Anlage ausgelegt ist.....	93
3.1.1.1	Höhe des Bemessungshochwassers.....	93
3.1.1.2	Methodik bei der Festlegung des Bemessungshochwassers.....	94
3.1.1.3	Angemessenheit der Auslegung.....	95
3.1.2	Vorkehrungen zum Schutz der Anlage gegen Bemessungshochwasser .	95
3.1.2.1	Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten .....	95
3.1.2.2	Wesentliche Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption gegen Hochwasser.....	97
3.1.2.3	Wesentliche Vorkehrungen in der Betriebsführung der Anlage gegen Hochwasser.....	98
3.1.2.4	Auswirkungen der Situation außerhalb der Anlage .....	99
3.1.3	Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage .....	100
3.1.3.1	Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen.....	100
3.1.3.2	Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen.....	100
3.1.3.3	Festgestellte Abweichungen.....	101
3.2	Bewertung von Auslegungsreserven .....	101
3.2.1	Abschätzung von Auslegungsreserven gegen Überflutung.....	101
3.2.2	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Überflutung.....	102

<b>4</b>	<b>Extreme Wetterbedingungen .....</b>	<b>103</b>
4.1	Auslegungsgrundlage.....	103
4.1.1	Bewertung der für die Auslegung verwendeten Wetterbedingungen.....	105
4.1.1.1	Verifizierung der Wetterbedingungen, welche bei der Auslegung von Systemen, Strukturen und Komponenten verwendet wurden .....	105
4.1.1.2	Annahmen für extreme Wetterbedingungen, falls diese nicht bereits in der Auslegung berücksichtigt waren .....	110
4.1.1.3	Bewertung der zu erwartenden Häufigkeit von unterstellten extremen Wetterbedingungen .....	111
4.1.1.4	Berücksichtigung der möglichen Überlagerungen von Wetterbedingungen .....	111
4.1.1.5	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen extreme Wetterbedingungen .....	112
4.2	Bewertung von Auslegungsreserven .....	113
4.2.1	Abschätzung von Auslegungsreserven gegen extreme Wetterbedingungen .....	113
4.2.2	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen .....	115

<b>5</b>	<b>Ausfall der Stromversorgung und Ausfall der primären Wärmesenke .....</b>	<b>116</b>
5.1	Ausfall der Stromversorgung .....	116
5.1.1	Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss .....	116
5.1.1.1	Auslegung der Anlage .....	116
5.1.1.2	Vorkehrungen für einen lang andauernden Ausfall des Haupt- und Reservenetzanschluss ohne externe Unterstützung .....	118
5.1.2	Notstromfall und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle.....	119
5.1.2.1	Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption .....	119
5.1.2.2	Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung..	120
5.1.3	Notstromfall und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle und Ausfall anderer diversitärer Einrichtungen zur Drehstromversorgung ....	121
5.1.3.1	Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung..	123
5.1.3.2	Vorgesehene Maßnahmen zur Wiederherstellung einer Drehstromversorgung mit mobilen oder speziellen externen Einrichtungen .....	123
5.1.3.3	Erforderliches Schicht- oder Fachpersonal für elektrischen Anschluss ..	123
5.1.3.4	Zur Verfügung stehende Zeit zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung und damit der Kernkühlung .....	124
5.1.3.5	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust der Stromversorgung .....	124
5.1.3.6	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust der Stromversorgung .....	125
5.2	Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser .....	126
5.2.1	Auslegung der Anlage gegen den Verlust der gesicherten Nebenkühlwasserversorgung .....	126
5.2.2	Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers .....	127
5.2.2.1	Verfügbarkeit einer alternativen Wärmesenke .....	127
5.2.2.2	Mögliche zeitliche Einschränkungen für die Verfügbarkeit der alternativen Wärmesenke und Möglichkeiten für weitere zeitlicher Reserven.....	128
5.2.3	Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser und der alternativen Wärmesenke .....	128
5.2.3.1	(Externe) Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden .....	129

5.2.3.2	Zeit zur Wiederherstellung verlorener Wärmesenken oder für externe Maßnahmen .....	129
5.2.4	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers .....	131
5.2.5	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers .....	131
5.3	Ausfall der primären Wärmesenke mit „Station Blackout“ .....	131
5.3.1	Zeiten bis zum Verlust der normalen Wärmeabfuhr aus dem Kern .....	132
5.3.2	Externe Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden.....	132
5.3.3	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers mit „Station Black-out“ .....	132

<b>6</b>	<b>Management schwerer Unfälle .....</b>	<b>133</b>
6.1	Organisation und Vorkehrungen des Genehmigungsinhabers zur Beherrschung von Unfällen .....	135
6.1.1	Notfallschutzorganisation des Genehmigungsinhabers .....	135
6.1.1.1	Personal und Schichtorganisation im Normalbetrieb.....	136
6.1.1.2	Planungen zur Verstärkung der Kraftwerksorganisation für das Notfallmanagement .....	136
6.1.1.3	Maßnahmen für optimalen Personaleinsatz.....	138
6.1.1.4	Externe technische Unterstützung bei Notfall- und Schutzmaßnahmen.	138
6.1.1.5	Verfahren, Ausbildung und Übungen.....	139
6.1.2	Nutzung vorhandener Ausrüstung .....	139
6.1.2.1	Nutzung externer mobiler Geräte.....	140
6.1.2.2	Regelungen für und Management von Betriebs- und Hilfsmitteln.....	141
6.1.2.3	Management des Strahlenschutzes.....	142
6.1.2.4	Interne und externe Kommunikations- und Informationsmittel .....	143
6.1.3	Ermittlung von Faktoren, welche das Notfallmanagement behindern können .....	144
6.1.3.1	Weitgehende Zerstörung der Infrastruktur oder Überflutung in der Standortumgebung, welche den Zugang zum Kraftwerksgelände behindert .....	145
6.1.3.2	Verlust von Kommunikationseinrichtungen oder -systemen.....	145
6.1.3.3	Erschwerende radiologische Randbedingungen.....	145
6.1.3.4	Auswirkungen auf den Zugang und die Nutzbarkeit der Hauptwarte und Notsteuerstelle sowie Gegenmaßnahmen .....	146
6.1.3.5	Auswirkungen auf die von der Notfallorganisation genutzten Räume und/oder Einrichtungen .....	147
6.1.3.6	Durchführbarkeit und Wirksamkeit für Notfallmaßnahmen unter den Randbedingungen durch Erdbeben oder Hochwasser.....	147
6.1.3.7	Unverfügbarkeit der Stromversorgung .....	148
6.1.3.8	Potential für den Ausfall von Instrumentierungen.....	149
6.1.3.9	Potentielle Auswirkungen durch Nachbarblock .....	151
6.1.4	Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Organisation für das Notfallmanagement .....	151
6.1.5	Maßnahmen zur Verbesserung der Wirksamkeit des Notfallmanagements.....	151

6.2	Verfügbare präventive Notfall-Maßnahmen in den verschiedenen Phasen eines Szenarios „Verlust der Kernkühlfunktion“ .....	152
6.2.1	Präventive Maßnahmen vor Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter .....	152
6.2.2	Mitigative Maßnahmen nach Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter .....	153
6.2.3	Mitigative Maßnahmen nach Versagen des Reaktordruckbehälters .....	154
6.3	Verfügbare Notfall Maßnahmen zur Erhaltung „Integrität Sicherheitsbehälter“ .....	155
6.3.1	Vermeidung von Brennelementschäden/-schmelzen bei hohem Druck .	155
6.3.1.1	Anlagentechnische Vorkehrungen .....	155
6.3.1.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung .....	155
6.3.2	Behandlung von Risiken durch Wasserstoff innerhalb des Sicherheitsbehälters .....	155
6.3.2.1	Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Bewertung der Angemessenheit unter Berücksichtigung von Wasserstoffproduktionsrate und -menge .....	155
6.3.2.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung .....	157
6.3.3	Vermeidung von Sicherheitsbehälterüberdruck .....	157
6.3.3.1	Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Hilfsmittel zur Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei erforderlicher Druckentlastung .....	157
6.3.3.2	Betriebliche und organisatorische Vorkehrungen.....	159
6.3.4	Vermeidung von Rekritikalität .....	159
6.3.4.1	Anlagentechnische Vorkehrungen .....	159
6.3.4.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung .....	159
6.3.5	Vermeidung des Durchschmelzens der Bodenplatte .....	159
6.3.5.1	Potentielle Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption zur Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter .....	159
6.3.5.2	Potentielle Vorkehrungen zur Kühlung der Kernschmelze im Sicherheitsbehälter nach Versagen des Reaktordruckbehälters.....	160
6.3.5.3	Cliff-edge-Effekte innerhalb des Zeitraums zwischen Reaktorabschaltung und Kernschmelze .....	160
6.3.6	Notwendigkeit von Versorgungsfunktionen zum Schutz der Integrität des Sicherheitsbehälters .....	160
6.3.6.1	Anlagentechnische Vorkehrungen .....	161

6.3.6.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung .....	161
6.3.7	Erforderliche Instrumentierung zum Schutz der Containmentintegrität...	161
6.3.8	Notfallmanagement bei gleichzeitiger Kernschmelze in mehreren Blöcken am Standort .....	161
6.3.9	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit der Systeme und Komponenten für den Schutz des Sicherheitsbehälters.....	162
6.3.10	Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitsbehälterintegrität bei schweren Unfällen .....	162
6.4	Notfallmaßnahmen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung.....	163
6.4.1	Aktivitätsfreisetzung nach Verlust der Sicherheitsbehälterintegrität .....	163
6.4.1.1	Anlagentechnische Vorkehrungen .....	163
6.4.1.2	Vorkehrungen der Betriebsführung.....	163
6.4.2	Siehe hierzu die Ausführungen im Kapitel 6.3.6Notfallmaßnahmen nach Freilegung der Brennelementköpfe im Brennelementlagerbecken.....	164
6.4.2.1	Wasserstoffmanagement.....	164
6.4.2.2	Sicherstellung einer ausreichenden Abschirmung .....	165
6.4.2.3	Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung nach schweren Brennelementschäden im Brennelementlagerbecken.....	165
6.4.2.4	Instrumentierung zur Ermittlung des Brennelementzustandes und zur Beherrschung des Unfalls.....	166
6.4.2.5	Verfügbarkeit und Nutzbarkeit der Hauptwarte .....	166
6.4.3	Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Vorkehrungen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung .....	166

## 0 Zusammenfassung

Vor dem Hintergrund des Unfalls im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi in Japan hat der Europäische Rat am 24. und 25. März erklärt, dass die Sicherheit aller Kernkraftwerke in der EU auf der Basis einer umfassenden und transparenten Risikobewertung ("Stresstest") überprüft werden soll. Die European Nuclear Safety Regulatory Group (ENSREG) und die Europäische Kommission wurden aufgefordert, den Umfang und die Modalitäten dieser Tests in einem abgestimmten Rahmen vor dem Hintergrund der Erkenntnisse aus dem Unfall in Japan und mit vollständiger Beteiligung der Mitgliedstaaten zu entwickeln.

Die in diesem Prozess entwickelten EU-Spezifikationen für „Stresstests“ wurden den deutschen Kernkraftwerksbetreibern mit Schreiben des Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) vom 31.05.2011 (Az RS I 5 – 18033/22.03) über die zuständigen Länderbehörden zur Kenntnis gegeben. Darin werden wir aufgefordert, auf Basis der Spezifikation

- bis zum 15.08.2011 einen Fortschrittsbericht und
- bis zum 31.10.2011 einen Abschlussbericht

vorzulegen.

Mit KGG-Schreiben vom 10.08.2011 wurde fristgerecht beim Bayerischen Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit (StMUG) der Fortschrittsbericht eingereicht. Der vorliegende Abschlussbericht umfasst entsprechend der Untersuchungsvorgaben von ENSREG Angaben zur Auslegung der Anlage, Aussagen zu Auslegungsreserven, Robustheit der Anlage auch im auslegungsüberschreitenden Bereich, die Diskussion sogenannter „Cliff-Edge“-Effekte, Schlussfolgerungen zur Angemessenheit der Vorkehrungen bzw. daraus festgestelltem Verbesserungspotential. In den einzelnen Kapiteln sind – sofern sinnvoll – die jeweils relevanten Betriebsphasen aufgeführt und ggf. auch andere Randbedingungen benannt. Hinsichtlich der die Auslegung überschreitenden Untersuchungen wurden die Angaben – u. a. auch aufgrund von nicht vorhandenen Regelwerksvorgaben – zum Teil auf Basis ingenieurmäßiger Abschätzungen vorgenommen. Dies entspricht insbesondere der Untersuchungsmethodik von ENSREG („engineering judgement“, siehe ENSREG document Annex I, EU “Stress test” specifications).

Der Abschlussbericht ist entsprechend der von ENSREG auf der Sitzung am 05.09.2011 vorgegebenen Gliederung strukturiert und wurde am Anfang um eine Zusammenfassung der Untersuchungsergebnisse, die themenbezogen gegliedert ist, ergänzt. Das von

ENSREG empfohlene Kapitel 7 wird dadurch inhaltlich vollständig abdeckt. Zur Unterstützung des Erfahrungsaustausches in Europa sowie des Peer Review Prozesses im Rahmen der Europäischen Sicherheitsüberprüfung werden wir diese Zusammenfassung auch in englischer Sprache zur Verfügung stellen. Da einige der von ENSREG verwendeten Begrifflichkeiten nicht einheitlich definiert sind, haben wir in der Zusammenfassung auch unser Verständnis dieser Begriffe dargelegt.

Übergreifend ist zur europäischen Sicherheitsüberprüfung festzustellen, dass sie sich vor dem Hintergrund der Ereignisse in Japan sehr stark auf den auslegungsüberschreitenden Bereich konzentriert. Dieser Fokus ist richtig und zielführend, um die Robustheit der Anlagen im auslegungsüberschreitenden Bereich zu untersuchen; dennoch muss im Sinne des gestaffelten Schutzkonzeptes die anlagentechnische Konzeption (bspw. Redundanz und Diversität von Sicherheitsfunktionen oder Vorkehrungen), welche bereits in der Auslegung berücksichtigt wurde, genauso betrachtet werden; denn erst, wenn die auslegungsgemäß vorhandenen Maßnahmen versagen, wird der auslegungsüberschreitende Bereich erreicht. Diesen für das Verständnis der Robustheit der Anlage insgesamt elementaren Gesichtspunkt haben wir deshalb auch in einem Kapitel zur Auslegungsphilosophie in der Zusammenfassung aufgegriffen.

KGG ist an einem transparenten, europaweit einheitlichen und objektiven Verfahren innerhalb der Europäischen Stresstests interessiert. In enger Zusammenarbeit mit den anderen deutschen und europäischen Betreibern hat KGG von Beginn an den Prozess der Europäischen Sicherheitsüberprüfung konstruktiv, offen und aktiv unterstützt. Nationale unterschiedliche Ausprägungen z. B. hinsichtlich des Untersuchungsumfanges oder von spezifischen Aspekten, welche nicht im Konsens aller teilnehmenden Länder sind, sollten zur Sicherstellung einer Vergleichbarkeit der Berichte außerhalb der Europäischen Sicherheitsüberprüfung behandelt werden. Im Fokus sollen für alle Beteiligten die „Lessons learned“ hinsichtlich der Robustheit der Anlagen und dem möglichen Verbesserungspotential stehen. Deshalb hat für uns höchste Priorität, dass die Ergebnisse unserer Betreiberanalysen hinsichtlich der Robustheit unserer Anlagen eindeutig, objektiv und transparent im Nationalbericht, im nachfolgenden Peer Review-Prozess und letztlich im Gesamtergebnis der europäischen Sicherheitsüberprüfung gewürdigt bzw. in diesen europäischen Rahmen eingebunden werden.

**In Summe zeigt das Ergebnis des vorliegenden Abschlussberichtes zum EU-Stresstest erneut, dass das Kernkraftwerk Gundremmingen auch im internationalen Vergleich höchste Sicherheitsstandards erfüllt.**

### 0.1 Begriffsverständnis

#### 0.1.1 Verständnis zu „Cliff-Edge Effekt“

Für die Bestimmung eines Verständnisses zum Begriff „Cliff-Edge Effekt“ wurde von uns auf internationale Dokumente der IAEA zurückgegriffen, um ein einheitliches und möglichst international akzeptiertes Verständnis sicherzustellen. Maßgeblich sind für uns die Ausführungen im IAEA Safety Standard SSG-2 „Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants“ (IAEA, Wien, 2009). Dort heißt es in einer erläuternden Fußnote im Abschnitt 3.11:

*„A cliff edge effect in a nuclear power plant is an instance of severely abnormal plant behaviour caused by an abrupt transition from one plant status to another following a small deviation in a plant parameter, and thus a sudden large variation in plant conditions in response to a small variation in an input.“*

Im IAEA Safety Guides NS-G-1.6 „Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants“ (IAEA, Wien, 2003) wird der Begriff im Abschnitt 2.39 ebenfalls in deterministischem Sinne im Zusammenhang mit auslegungsüberschreitenden Erdbebenereignissen in ähnlicher Weise wie im SSG-2 verwendet.

Hinsichtlich der Risikorelevanz eines abrupten Parameterübergangs gibt es Ausführungen in Abschnitt 9.10 des o. g. IAEA Safety Standard SSG-2. Diese heben auf den schnellen Anstieg der radioaktiven Freisetzung radioaktiver Stoffe von in der Auslegung aufgrund ihrer angenommen geringen Häufigkeit nicht berücksichtigter, bezüglich des Freisetzungsrisikos aber relevanter Unfallabläufe ab:

*“... the design should ensure that there is not a rapid increase in the source term for those faults that are considered that have frequencies just beyond those for the design basis. This is sometimes referred to as a cliff edge effect [...]. It should be part of the regulatory requirements to demonstrate that such an effect does not occur. “*

Somit wird als „Cliff-Edge Effekt“ eine geringfügige Überschreitung der Auslegung verstanden, welche einen plötzlichen oder sehr schnellen Verlust von vitalen Sicherheitsfunktionen resp. von Schutzzielen und damit eine überproportionale Zunahme des Potentials von Aktivitätsfreisetzung verursacht.

Sofern für derartige Fälle weitere Maßnahmen vorgesehen sind (z. B. Notfallmaßnahmen), die den Verlust der vitalen Sicherheitsfunktionen resp. von Schutzzielen verhindern, ist dies nach unserem Verständnis kein „Cliff-Edge Effekt“.

### 0.1.2 Verständnis zu „Robustheit“

Die gesamte „Robustheit“ einer Anlage ergibt sich aus zwei Bereichen, zum Einen der Robustheit im Auslegungsbereich und zum Zweiten der Robustheit im auslegungsüberschreitenden Bereich:

#### **Robustheit im Auslegungsbereich**

Die Robustheit bei der Beherrschung von Auslegungsereignissen zeichnet sich durch konsequente Anwendung von Auslegungsprinzipien aus. Hier sind besonders Diversität, Redundanz, baulicher Schutz sowie räumliche Trennung zu nennen, die zur Erreichung der erforderlichen Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, Strukturen und Komponenten bei der Beherrschung von Auslegungsereignissen angewendet werden. Dies schließt auch die Verwendung von deterministischen Postulaten ein, wie z. B. der Unterstellung von Einzelfehlern (Einzelfehlerkonzept), der Annahme von Instandhaltungsvorgängen oder den Ausschluss der Notwendigkeit von Handmaßnahmen innerhalb der ersten 30 Minuten. Des Weiteren kommen Vorsorgemaßnahmen zum Ausschluss von Ereignissen oder zur Minderung der Auswirkungen bei Versagensereignissen zur Anwendung, welche die Robustheit weiter erhöhen.

Zur Bestimmung der Bemessungsgrößen für die Auslegung werden im Regelwerk konservative Ansätze definiert. Dies umfasst sowohl die Eintrittshäufigkeit der unterstellten Ereignisse (bspw. Überschreitungshäufigkeit nach KTA von  $10^{-5}/a$  für Erdbeben) als auch die Methoden zur Bestimmung der resultierenden Wirkungen auf Gebäude, Systeme und Komponenten (bspw. über Einhüllende oder Vergleichsgrößen). Durch diese Maßnahmen wird die Beherrschung von Auslegungsereignissen – auch unter Einbeziehung von Unwägbarkeiten – sichergestellt, so dass die Anlagenauslegung als robust bezeichnet werden kann.

Als Beispiel für eine konservative, bzw. robuste Auslegung ist in diesem Zusammenhang die Konzeption gegen den Verlust der externen Stromversorgung zu nennen (Reservenetzanschluss, Ausstattung mit 6 Notstromdieseln je Block). Sowohl die Verfügbarkeit des Reservenetzanschlusses als auch die Ausstattung mit Notstromdieseln führt – auch im internationalen Vergleich – zu einer robusten Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher mit elektrischer Energie.

### Robustheit im auslegungsüberschreitenden Bereich

Die Robustheit bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen ergibt sich durch mehrere Aspekte:

- Auslegungsreserven aus der Bemessung gegen Auslegungsereignisse: Grundsätzlich wurden und werden Komponenten nicht exakt für die im Regelwerk geforderten Größen (Bemessungsgrößen), sondern unter Verwendung von Sicherheitszuschlägen ausgelegt (Auslegungsreserven). Dieses Vorgehen ist bereits ein wesentlicher Baustein zur Vermeidung von Cliff-Edge Effekten, wie nach IAEA SSG-2 gefordert. Ein beschränktes Überschreiten der Bemessungsgrößen wird durch diese Auslegungsreserven abgedeckt und kann somit nicht zu einem Versagen der Komponente führen.
- Weitere Reserven: Über die bei der Auslegung gewählten Auslegungsreserven hinaus haben Komponenten Reserven, da deren technische Spezifikation im Allgemeinen nicht ihre Versagensgrenze darstellt. Zusätzliche Reserven liegen in ihren Materialeigenschaften, die sich aufgrund der Fertigungsanforderungen an die verwendeten Materialien ergeben. Durch die konsequente Verwendung qualifizierter Werkstoffe und Fertigungsprozesse wird sichergestellt, dass ein Abstand zwischen den spezifizierten Werkstoffkennwerten und den tatsächlichen Versagensgrenzen besteht.
- Reserven durch angewendete Nachweisverfahren: Ebenso wie die Verfahren zur Ermittlung der Bemessungsgrößen und zur Auslegung erhalten auch die Methoden zum Nachweis der Wirksamkeit der bestehenden Einrichtungen wesentliche Konservativitäten. Dabei ist von besonderer Bedeutung, dass Größen und resultierende Belastungen meist abdeckend angegeben werden. Unsicherheiten, die sich aus Modellbildung oder Verwendung von Korrelationen ergeben können, sind dabei konservativ zu berücksichtigen. Damit ergeben sich auch aus der Nachweismethodik selbst Reserven gegenüber real zu erwartenden Ereignisabläufen.
- Technische Vorkehrungen: Im Rahmen von Notfallmaßnahmen werden weitere technische Vorkehrungen getroffen, um bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen eine Beherrschung oder Abmilderung der Auswirkungen zu erreichen. Ein Beispiel für eine solche „weitere Reserve“ ist beispielsweise der Anschluss mobiler Pumpen zur Sicherstellung der Bespeisung des Reaktordruckbehälters.

- Durch sehr weitgehende Analysen der deutschen Anlagen zu Einwirkungen aus Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle liegen weitere Reserven im auslegungsüberschreitenden Bereich vor.

Im Rahmen des EU-Stresstests sind sowohl die Robustheit im Auslegungsbereich, als auch die Robustheit im auslegungsüberschreitenden Bereich zu untersuchen.

## **0.2 Auslegungsphilosophie deutscher Kernkraftwerke**

Im Rahmen der ENSREG-Spezifikation sind die Vorkehrungen in der Anlagenauslegung gegen die unterstellten Szenarien darzustellen sowie die Robustheit der Anlage über die Auslegung hinaus zu bewerten. Dazu muss zunächst die Auslegungsphilosophie der deutschen Kernkraftwerke betrachtet werden, da das Sicherheitskonzept der in Deutschland betriebenen Anlagen im internationalen Vergleich einige Besonderheiten aufweist, die für eine sachgerechte Beurteilung der Robustheit wichtig sind und deshalb im Folgenden zusammenfassend erläutert werden sollen.

Nach der Konzeption des Atomgesetzes und der hierzu ergangenen Rechtsprechung des Bundesverfassungsgerichts gilt in der Kerntechnik das Prinzip der bestmöglichen Schadensvorsorge. Dieses Prinzip gebietet es, Anlagen nur dann zu betreiben, wenn deren Sicherheit zweifelsfrei nachgewiesen ist und ein hinreichender Sicherheitsabstand zu allen denkbaren Gefahrenschwellen eingehalten wird. Auch extrem unwahrscheinliche Ereignisse müssen demnach grundsätzlich unterstellt und beherrscht werden und können nur dann außer Betracht bleiben, wenn ihre Realisierung nach praktischer Vernunft ausgeschlossen ist.

Die Kernkraftwerke in Deutschland sind so ausgelegt und werden so betrieben, dass die Reaktoranlage jederzeit im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen sicher abgeschaltet, in abgeschaltetem Zustand gehalten und die Nachwärme abgeführt werden kann, sowie der Einschluss der radioaktiven Stoffe gewährleistet ist und die Strahlenexposition des Personals und der Bevölkerung so niedrig wie technisch möglich gehalten wird.

### **0.2.1 Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Schutzziele**

Zentrales Ziel zum Schutz von Personen und Umwelt ist der sichere Einschluss der beim Betrieb des Kernkraftwerkes entstehenden radioaktiven Stoffe. Wie international üblich (IAEA safety requirements) wurde dazu auch bei der Auslegung der deutschen Kern-

kraftwerke ein gestaffeltes Sicherheitskonzept (defence-in-depth concept) konsequent umgesetzt, welches folgende grundlegende Merkmale aufweist:

- Isolation der radioaktiven Stoffe gegenüber der Umwelt durch ein System von mehreren umschließenden Barrieren (Barrierenkonzept)
- Gewährleistung der ausreichenden Integrität und Funktion der Barrieren durch ein System gestaffelter Maßnahmen (Konzept der Sicherheitsebenen)
- Technische Lösungen für Sicherheitseinrichtungen, die auch bei unterstellten Fehlern (technischem oder menschlichem Versagen) den Schutz von Barrieren gewährleisten (Auslegungsprinzipien für Sicherheitseinrichtungen).

Um auch bei Störfällen die Wirksamkeit des Einschusses der radioaktiven Stoffe zu gewährleisten, müssen die Barrieren ausreichend gegen Beschädigungen geschützt werden. Dies ergibt sich aus den grundlegenden Schutzziele der Reaktorsicherheit:

- Schutzziel Einschluss radioaktiver Stoffe: Der Einschluss der in den Brennelementen vorhandenen radioaktiven Stoffe ist durch Barrieren abzusichern.
- Schutzziel Kontrolle der Reaktivität: Der Reaktor muss immer in seiner Leistung begrenzt sein und sicher abgeschaltet werden können, um eine zu hohe, von den jeweils verfügbaren Kühlsystemen nicht abführbare Wärmeenergie zu verhindern.
- Schutzziel Brennelementkühlung: Die – auch noch nach Abschaltung des Reaktors durch radioaktiven Zerfall entstehende – Wärme muss sicher aus dem Reaktorkern abgeführt werden können, damit die inneren Barrieren nicht durch Überhitzung gefährdet werden.

### 0.2.2 Sicherheitsebenen

Die Einhaltung der Schutzziele und damit die Wirksamkeit des Barrierensystems wird durch gestaffelte Maßnahmen gewährleistet, die so genannten Sicherheitsebenen zugeordnet sind. Der Grundgedanke der Sicherheitsebenen besteht in Folgendem:

- Es werden Maßnahmen auf einer Sicherheitsebene getroffen, um Fehler und Ausfälle so weit wie möglich zu vermeiden.

- Es werden dennoch Fehler und Ausfälle unterstellt ("postuliert") und dann jeweils auf der nächsten Sicherheitsebene Gegenmaßnahmen zur Kompensation oder Beherrschung der postulierten Fehler und Ausfälle vorgesehen.

Auf dieser Basis wurden in Deutschland vier Sicherheitsebenen definiert:

Sicherheitsebene 1: Vermeiden von Störungen und Störfällen durch ein weit reichendes Auslegungskonzept mit hoher und überwachter Qualität von Einrichtungen sowie durch geprüftes und regelmäßig geschultes Personal (Normalbetrieb).

*Der störungsfreie Normalbetrieb wird maßgeblich durch eine konservative Konstruktion und umfassende Qualitätssicherung gewährleistet. Dazu gehören die Verwendung qualitativ hochwertiger Komponenten und Anlagenteile (optimale Konstruktions- und Fertigungs-Verfahren sowie spezielle Werkstoffe, umfangreiche Prüfungen und Wiederholungsprüfungen während der gesamten Lebensdauer der Komponenten und der Gesamtanlage), die Einplanung hoher Sicherheitsreserven, eine reglementierte Betriebsweise und der Einsatz fachkundigen Betriebspersonals.*

Sicherheitsebene 2: Beherrschen von dennoch unterstellten Betriebsstörungen und damit Vermeiden von Störfällen durch begrenzende Maßnahmen (anormaler Betrieb).

*Um Betriebsstörungen, die über den für den Normalbetrieb üblichen Regelbereich hinausgehen, feststellen und beherrschen zu können, sind Störungsmeldungen und Begrenzungseinrichtungen vorhanden. Werden bestimmte Grenzwerte überschritten, wird automatisch eine Korrektur vorgenommen, damit es nicht zu einem Störfall kommt und sich die Kraftwerksanlage innerhalb der Grenzen der betrieblichen Auslegung bewegt. Leichtwasserreaktoren besitzen zusätzlich ein selbststabilisierendes Betriebsverhalten.*

Sicherheitsebene 3: Beherrschen dennoch unterstellter Störfälle durch das Sicherheitssystem, das für eine zuverlässige Störfallbeherrschung speziell konstruiert und ausgelegt ist. Dies umfasst insbesondere auch eine Auslegung der für Einhaltung der Schutzziele benötigten Einrichtungen und Komponenten gegen naturbedingte und zivilisatorische Einwirkungen (Störfallbeherrschung).

*Greifen die Vorkehrungen auf den vorgelagerten Sicherheitsebenen nicht, so kann es zu einem Störfall kommen, der von der Anlage mit dem extra für diesen Fall vorgesehenem Sicherheitssystem beherrscht wird. Für die Dimensionierung und Ausle-*

*gung dieses Systems wird eine Vielzahl konservativ abdeckender Ereignisabläufe, die sogenannten Auslegungsstörfälle, zu Grunde gelegt. Bei den für deutsche KKW festgelegten Auslegungsstörfällen garantiert das Reaktorschutzsystem zusammen mit den sicherheitstechnisch wichtigen Systemen ein Abschalten des Reaktors, die Abfuhr der Nachwärme und den sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars.*

*Die Auslegungsphilosophie mit den Grundsätzen Redundanz, Diversität, räumliche Trennung redundanter Teilsysteme und einem sicherheitsgerichteten Systemverhalten bei Fehlfunktion von Teilsystemen oder Anlageteilen gewährleistet die Verfügbarkeit der für die Einhaltung der Schutzziele notwendigen Sicherheitsteilsysteme. Die besonders konsequente Ausprägung der genannten Grundsätze in deutschen Kernkraftwerken leistet – insbesondere auch im internationalen Vergleich – einen wesentlichen Beitrag zur Robustheit unserer Anlagen.*

Sicherheitsebene 4: Begrenzen der Auswirkung von extrem seltenen Zuständen (Risikominimierung), gegen die die Anlage auszulegen ist (Sicherheitsebene 4a) bzw. von Zuständen, die über die der Auslegung zugrunde zu legenden Postulate hinausgehen (Sicherheitsebenen 4b und 4c).

*Im Rahmen des EU-Stresstests werden – ungeachtet der umfangreichen Vorkehrungen in den vorgelagerten Sicherheitsebenen sowie der Eintrittshäufigkeit – Ereignisse postuliert, die in der Sicherheitsebene 4 anzusiedeln sind, um die Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen über die existierende robuste Auslegung hinaus untersuchen zu können. Für Ereignisse mit angenommenem Versagen von Schutz- und Sicherheitseinrichtungen werden zusätzliche Notfallmaßnahmen vorgehalten. Ziel dieser Maßnahmen ist es, zum einen Kernschäden zu verhindern (im Wesentlichen durch Maßnahmen zur Sicherstellung einer ausreichenden Kernkühlung) und, falls dies nicht erfolgreich ist, die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung soweit wie möglich zu begrenzen (z. B. Sicherstellung der Sicherheitsbehälterintegrität durch gefilterte Druckentlastung).*

Diese Staffelung von Maßnahmen zum Erhalt der Barrieren führt dazu, dass Fehler und Ausfälle auf einer Ebene grundsätzlich durch Maßnahmen auf der nächsten Ebene aufgefangen werden können. In diesem Sinne handelt es sich bei dem gestaffelten Sicherheitskonzept um ein "fehlerverzeihendes Sicherheitskonzept", welches in der in Deutschland erfolgten konsequenten Umsetzung wesentlich zur Robustheit unserer Anlagen beiträgt.

### 0.2.3 Konsequenzen der Auslegungsphilosophie

Bei der Bewertung der Robustheit und damit einhergehend auch der Fähigkeiten der deutschen Kernkraftwerke, mit auslegungsüberschreitenden Situationen umzugehen, muss berücksichtigt werden, dass die deutschen Anlagen aufgrund der ihrer Auslegung zu Grunde liegenden Philosophie im internationalen Vergleich mit einer deutlich geringeren Häufigkeit Ereignisse erfahren, die die Anlagenauslegung überschreiten.

Wie die RSK in ihrer Stellungnahme vom 16.05.2011 beispielsweise feststellt, sind am Standort Fukushima-Daiichi die Konsequenzen eines Tsunami bei der Festlegung des erforderlichen Schutzes der Blöcke 1 bis 4 offensichtlich unzureichend berücksichtigt worden. Aufgrund der bereits eingetretenen Tsunamis im Pazifikraum und ihrer daraus abzuleitenden hohen Eintrittshäufigkeit, hätte damit gerechnet werden müssen, dass eine die Auslegung des Kernkraftwerkes Fukushima übersteigende Flutwelle auftreten könnte. Derartige Erkenntnisse wären bei Zugrundelegung der in Deutschland gültigen Philosophie in Genehmigungs- und/oder Aufsichtsverfahren berücksichtigt worden und hätten zu entsprechenden Anforderungen an die Anlagen geführt. Damit wäre auch diese naturbedingte Einwirkung am Standort im Auslegungsbereich angesiedelt worden und hätte bei ihrem Eintreten nicht zu katastrophalen Folgen geführt.

Vor diesem Hintergrund muss bei der Bewertung der Robustheit der deutschen Kernkraftwerke auch die Auslegungsphilosophie angemessen berücksichtigt werden, bevor Reserven im auslegungsüberschreitenden Bereich bewertet werden.

### 0.2.4 Weiterentwicklungen in Deutschland

Die vertiefende Entwicklung des Sicherheitskonzepts in Deutschland seit Beginn der 70er Jahre ist durch einen Ansatz gekennzeichnet, der folgendermaßen formuliert werden kann:

Trotz der Möglichkeit, Ereignisse die zu Ausfällen führen, auf einer nächsten Sicherheitsebene auffangen zu können, sollte versucht werden, diese zu vermeiden oder möglichst früh auf den gestaffelten Sicherheitsebenen zu beherrschen, d. h. wo immer möglich gilt das Prinzip: **Schäden vermeiden, statt eingetretene Schäden beherrschen.**

Dies hat zu Ausprägungen im gestaffelten Sicherheitskonzept geführt, die die Häufigkeit schwerer Störfälle minimieren und zur Robustheit der KKW in Deutschland erheblich beitragen.

Zwar sind Ereignisse auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 (Normalbetrieb und anormaler Betrieb) für die Untersuchungen im Rahmen des EU-Stresstests nicht relevant, aber dennoch ist festzuhalten, dass dort realisierte Maßnahmen zu einer verbesserten Störungsbeherrschung und damit zu einer wirksameren Störfallvermeidung (und zu höherer Verfügbarkeit) führen. Einen wesentlichen Beitrag zur Robustheit leisten z. B. das Konzept der Basissicherheit (Bruchausschluss), die Prüfung und Instandhaltung im Betrieb oder die kontinuierliche Überwachung von sicherheitstechnisch wichtigen Stell- und Regelantriebe.

Besonders hervorzuheben ist die in Deutschland realisierte weitere leittechnische Ebene zwischen der betrieblichen Leittechnik und dem Reaktorschutz: die der Begrenzungseinrichtungen. Sie sind vorgesehen, um bei Abweichungen vom Normalbetrieb noch vor Erreichen von Grenzwerten des Reaktorschutzsystems korrigierende Aktionen auszulösen. Maßnahmen der Begrenzungseinrichtungen haben eine höhere Priorität als Regelungs- und Handeingriffe. Begrenzungen wirken störfallverhindernd, so dass sich Betriebsstörungen nicht zu Störfällen ausweiten.

Im Folgenden werden zwei für die Bewertung der Robustheit der bestehenden Sicherheitssysteme zur Störfallbeherrschung (Sicherheitsebenen 3 und 4a) relevante Aspekte eingehender dargestellt, da sie für die im EU-Stresstest unterstellten Ereignisse von Bedeutung sind:

### **Schutz und Optimierung von Sicherheitsteilsystemen**

Entsprechend dem Konzept der gestaffelten Maßnahmen wurde die Trennung von betrieblichen Systemen und Sicherheitsteilsystemen in ihrer Funktion konsequent umgesetzt. So wurde es erleichtert,

- die Sicherheitsteilsysteme auf den Einsatzbereich in der Störfallbeherrschung spezifischer auszurichten und sie für die Störfallbeherrschung zu optimieren. Die Ansteuerung der Sicherheitsteilsysteme erfolgt dabei über das mehrsträngige (i. d. R. drei- bzw. viersträngige) Reaktorschutzsystem, das sicherstellt, dass der

Bedienmannschaft mindestens 30 Minuten Zeit zur Verfügung stehen, bevor Handmaßnahmen zu ergreifen sind.

- die sicherheitsrelevanten Einrichtungen in Gebäuden zu konzentrieren, die besonders geschützt und außerdem entkoppelt sind gegenüber anderen Anlagenbereichen, die zur Störfallbeherrschung nicht erforderlich sind und in denen Folgeschäden bei Störfällen mit Störung der Funktion auftreten können.

Damit wird die Beeinträchtigung der Funktion der Sicherheitsteilsysteme durch eventuelle Folgeschäden bei Störfällen unwahrscheinlicher.

### **Auslegung gegen potentiell redundanzübergreifende Einwirkungen**

Das Beherrschungskonzept gegen übergreifende Fehler bei aktiven Sicherheitseinrichtungen besteht im Wesentlichen aus räumlicher Trennung zueinander redundanter Teilsysteme und einem entsprechenden baulichen Schutz. Interne Einwirkungen wie Brand, interne Überflutung oder mechanische Einwirkungen (wie z. B. Strahlkräfte, Projektilen) bleiben daher i. d. R. auf eine Redundante beschränkt. Typischerweise sind die Sicherheitseinrichtungen drei- (3 x 100%) bzw. viersträngig ausgelegt (4 x 50 %).

Neben diesen die Sicherheitseinrichtungen betreffenden Vorsorgemaßnahmen gibt es weitere Maßnahmen, die die Entstehung oder Ausbreitung von Störfällen mit übergreifendem Charakter verhindern oder eingrenzen. Im Wesentlichen handelt es sich dabei um passive Maßnahmen, die durch die Gebäudeauslegung realisiert wurden (z. B. Erdbebenauslegung aller sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude).

Schließlich gibt es spezielle aktive Einrichtungen, die zur Vermeidung und Beherrschung übergreifender Störfälle eingesetzt werden können (z. B. Branderkennungs- und Brandbekämpfungseinrichtungen).

Ereignisse mit potentiell redundanzübergreifenden Einwirkungen führen deshalb nicht zum Ausfall einer Sicherheitsfunktion, selbst bei unterstelltem gleichzeitig auftretendem Einzelfehler.

Seit Ende der 80er Jahre wurden weitere Maßnahmen und Einrichtungen entwickelt, mit denen selbst nach einem hypothetischen Ausfall eines kompletten Sicherheitssystems oder mehrerer Systeme, die zusammen eine Sicherheitsfunktion erfüllen, die Kühlung des Reaktorkerns wiederhergestellt werden und die Auswirkungen solcher Ereignisse

minimiert werden können (Sicherheitsebenen 4b und 4c). Dies umfasst präventive Maßnahmen zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung und der Wärmeabfuhr auch mit mobilen auf der Anlage vorhandenen Einrichtungen, die das Ziel haben, einen gravierenden Kern- oder Brennelementschaden zu vermeiden. Als Beispiel sei hier die Möglichkeit des passiven Einspeisens aus dem Speisewasserbehälter in den Reaktor-druckbehälter genannt.

Darüber hinaus wurden für ein – trotz allem noch unterstelltes – Kernschmelzen folgende zusätzliche, mitigative Maßnahmen getroffen:

- Einbau von passiven Wasserstoffrekombinatoren innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters, die das bei einem Kernschaden entstehende Wasserstoffgas soweit abbauen würden, dass Wasserstoffexplosionen mit Gefährdung des Reaktorsicherheitsbehälters vermieden würden.
- Einbau einer Druckentlastungseinrichtung, über die gefilterte Gase aus dem Reaktorsicherheitsbehälter abgegeben werden können, so dass ein Versagen des Reaktorsicherheitsbehälters durch zu hohem Druck verhindert wird und damit die radioaktiven Stoffe selbst dann noch weitestgehend eingeschlossen bleiben bzw. zurückgehalten werden.

Zusammenfassend ist festzustellen, dass die in Deutschland in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke durch einen bereits mit der Auslegung gegebenen weitreichenden Schutz der für Sicherheitsfunktionen benötigten Einrichtungen auch sehr unwahrscheinliche Ereignisse beherrschen, ohne dafür auf Notfallmaßnahmen zurückgreifen zu müssen. Mit den zusätzlich vorhandenen Notfallmaßnahmen können auch extrem unwahrscheinliche Ereignisse ohne gravierende Auswirkungen auf die Umgebung beherrscht werden.

### **0.3 Kurzbeschreibung des Kernkraftwerks**

Am Standort Gundremmingen befindet sich eine Doppelblock-Kernkraftwerksanlage, die mit zwei baugleichen Siedewasserreaktoren (SWR) der Baulinie 72 von Siemens KWU mit einer thermischen Leistung von jeweils 3840 MW ausgestattet ist. Die beiden Blöcke sind räumlich getrennt voneinander und hinsichtlich der Warten und Notsteuerstellen, des Sicherheitssystems sowie der wesentlichen Betriebssysteme komplett unabhängig voneinander aufgebaut. Lediglich wenige Hilfs- und Nebenanlagen, wie beispielsweise Teile der nuklearen Lüftung mit zugehörigen Kaltwassersystemen sowie Systeme zur

Abwasser und Konzentrataufbereitung oder die Kühlturmzusatzwasseraufbereitung, werden gemeinsam für beide Blöcke genutzt.

Bei der Baulinie 72 handelt es sich um die modernste SWR-Baulinie in Deutschland und, immer noch, nach wie vor der modernsten SWR-Baulinien weltweit. Die Anlagen sind durch folgende Merkmale gekennzeichnet:

- Reaktorinterne Kühlmittelumwälzpumpen
- Die Steuerstäbe können bei einer Reaktorschnellabschaltung "fail safe" mittels eines Stickstoffpolsters gegen jeden anstehenden Reaktordruck eingeschossen und diversitär dazu elektromotorisch eingefahren werden.
- Ein vorgespanntes Betoncontainment mit tiefliegender Kondensationskammer, in die das Wasser nach Störfällen mit Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters selbsttätig über Überströmrohre zurückläuft (kein Rückfördern mit Pumpen notwendig).
- Drei redundante, komplett getrennte und voneinander unabhängige verfahrenstechnische, elektrische und leittechnische Redundanzen (3 x 100 %) mit jeweils einer in überflutungssicher voneinander getrennten Kompartments untergebrachten Not- und Nachkühlkette.
- Ein nachgerüstetes, unabhängiges, zusätzliches Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) mit diversitärer Wärmesenke (Kühlwasserversorgung über Nasszellenkühler) und diversitärem Notstromdiesel („Station-Blackout-Diesel“).

Das Hauptkühlwasser wird über jeweils einen blockzugeordneten Kühlturm rückgekühlt. Die nuklearen Nachkühlketten sowie die Betriebskühlkreise werden direkt mit Donauwasser gekühlt. Diversitär dazu kann die Wärmeabfuhr über das ZUNA-System mittels Nasszellenkühler erfolgen.

Die Anlage ist gegen alle zu unterstellenden äußeren Ereignisse wie Erdbeben, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, Hochwasser, extreme Wetterbedingungen etc. inklusive der jeweiligen Folgewirkungen ausgelegt.

Das Brennelementlagerbecken befindet sich im gegen alle Einwirkungen von außen geschützten Reaktorgebäude.

### 0.4 Erdbeben

#### Auslegung

Die Anlage KRB II ist gegen ein Bemessungserdbeben (BEB) für die Intensität  $I_{MSK} = VII$  ausgelegt. Als Bodenbeschleunigungen (bezogen auf die Gründungssohle der Gebäude) ergaben sich:

maximale Horizontalbeschleunigung:  $a_{max} = 100 \text{ cm/s}^2$

maximale Vertikalbeschleunigung:  $a_{max} = 50 \text{ cm/s}^2$

Die angewandte Methodik zur Festlegung des Bemessungserdbebens ist auch aus heutiger Sicht konservativ. Dies wird auch durch neuere Analysen bestätigt.

Alle im Erdbebenfall sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke und zur Beherrschung von möglichen erdbebeninduzierten Störfällen notwendigen Sicherheitsteilsysteme sind gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Hierbei handelt es sich im Wesentlichen um Systeme zur Abschaltung des Reaktors und Sicherstellung der langfristigen Unterkritikalität und Systeme zur Wärmeabfuhr aus dem RDB, der Kondensationskammer und dem Brennelementlagerbecken sowie um die Notstromdieselaggregate zur Sicherstellung der Notstromversorgung.

Die Auslegung der Anlage KRB II gegen Erdbeben erfolgte auf Basis folgender postulierter Randbedingungen:

- Keine Verfügbarkeit von nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Systemen und Anlagenteilen (inklusive der dortigen nicht gegen BEB ausgelegten Systemtechnik)
- Eintritt des Notstromfalls (Verlust der externen Stromversorgung)
- Nichtverfügbarkeit der Warte
- Keine Hilfsmaßnahmen von außerhalb der Anlage innerhalb einer Autarkiezeit von 10 Stunden

#### Auslegungsreserven und Robustheit

Bei einer Überprüfung der ingenieurseismologischen Kenngrößen und neuer Bewertung der standortspezifischen Lastannahmen durch die Gesellschaft für Anlagen- und Reak-

torsicherheit (GRS) wurde festgestellt, dass die Auslegung der Anlage infolge des angesetzten Bemessungserdbebens gegenüber dem ursprünglichen Sicherheitserdbeben als konservativ zu bewerten ist, wodurch sich bereits deutliche Auslegungsreserven ergeben.

Darüber hinaus bestehen große Reserven zur Abtragung von Lasten durch Erdbeben höherer Intensitäten. Die Wahrscheinlichkeit für ein erdbebenbedingtes Versagen von für die Funktion der Sicherheitsfunktionen relevanten Bauwerksstrukturen und Komponenten ist selbst bei einem Erdbeben der Intensität  $I_{MSK} = VIII$  so klein, dass die auftretenden Lasten abgetragen werden können. Ein quantitativ relevantes erdbebenbedingtes Versagen von einzelnen Komponenten tritt erst im Bereich einer Intensität von  $I_{MSK} = IX$  auf.

Aufgrund der Anlagenauslegung sind zur Beherrschung eines Bemessungserdbebens weder Notfallmaßnahmen noch mobile Ausrüstungen zum Schutz vor Kern-Schäden oder Schäden an Brennelementen im Brennelementlagerbecken erforderlich. Als Folgewirkung eines Erdbebens wird ein Brand aufgrund der Auslegung und der Verfügbarkeit von passiven und aktiven Brandschutzeinrichtungen praktisch ausgeschlossen. Notstromfall und zusätzlich Kühlmittelverluste werden im Schutzkonzept berücksichtigt.

Selbst bei Erdbeben, die zwei Intensitätsstufen über dem Bemessungserdbeben liegen, ist keine großflächige Zerstörung der Infrastruktur in der Umgebung des Standorts zu erwarten. Damit kann im Bedarfsfall Personal, Nachschub (Kraftstoff) und ggf. schweres Gerät herangeschafft werden.

### **Angemessenheit und Gesamtbewertung der Auslegung**

Aufgrund des konservativ angesetzten Bemessungserdbebens und der aufgezeigten Sicherheitsmarge von bis zu zwei Intensitätsstufen sind ausreichend Auslegungsreserven gegen Erdbeben vorhanden. Ein „Cliff-Edge Effekt“ lässt sich aufgrund der Reserven der sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile nicht identifizieren. Die Anlage KRB II ist somit über das geforderte Bemessungserdbeben hinausgehend mehr als angemessen ausgelegt, so dass eine Verletzung von Schutzzielen durch Einwirkungen aus Erdbeben ausgeschlossen werden kann.

Somit besteht kein Handlungsbedarf zur Erhöhung der Robustheit der Anlage.

### 0.5 Hochwasser

#### Auslegung

Die Anlage KRB II ist nach KTA 2207 „Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser“ gegen ein 10.000-jährliches Hochwasser ausgelegt. Die normale Stauhöhe der Donau beträgt 429,62 m über NN. Die Eckdaten zum Hochwasser bezüglich der erreichten Pegelstände im Vergleich zur Anlagenauslegung lauten:

Jährlichkeit	Abfluss	Erreichter Pegel
100 a	1390 m <sup>3</sup> /s	432,95 m über NN
1.000 a	1590 m <sup>3</sup> /s	433,25 m über NN
10.000 a Bemessungshochwasser	2100 m <sup>3</sup> /s	433,33 m über NN
Auslegung		434,50 m über NN

Das Kraftwerksgelände ist auf eine Höhenkote von 433 m über NN aufgeschüttet. Die sicherheitstechnisch relevanten Systeme/Gebäude sind durch einen permanenten Hochwasserschutz gegen einen maximalen Hochwasserstand von 434,50 m über NN ausgelegt. Die angewandte Methodik zur Festlegung des Bemessungshochwassers ist auch aus heutiger Sicht konservativ. Dies wird auch durch neuere Untersuchungen bestätigt.

#### Auslegungsreserven und Robustheit

Aus der vorhandenen Auslegung ergeben sich eine Differenz von 4,90 m zwischen normaler Stauhöhe und dem maximalen Hochwasserstand sowie eine Reserve von 1,17 m zwischen Bemessungshochwasser und dem maximalen Hochwasserstand.

Ein Wehrbruch der auf 434,5 m über NN liegenden Staustufe Gundelfingen führt aufgrund der Topographie und der bis zu 434,5 m über NN ausgelegten Gebäude zu keiner Beeinträchtigung der Sicherheitsfunktionen. Eine weitere Standortgefährdung durch Tsunami, Sturmwellen, Dammbbruch, usw. ist aufgrund der hydrologischen Verhältnisse am Standort unter Berücksichtigung des Einzugsgebietes und der Donau-Staustufen für KRB II nicht gegeben.

Zur Warnung und Begrenzung der Auswirkungen durch Hochwasser bestehen diverse Betriebsvorschriften. KRB II ist an den Hochwassernachrichtendienst angeschlossen und wird bei Überschreitung bestimmter Pegelstände sofort benachrichtigt. Spätestens bei 433,5 m über NN ist die Anlage abzufahren. Außerdem wird ab einem Hochwasserstand von 432,5 m über NN u. a. ein temporärer Hochwasserschutz zur Gewährleistung der Zugänglichkeit und zur Versorgung mit Betriebsmitteln durch Sandsäcke und ähnliche Systeme errichtet. Ggf. wird in nicht sicherheitsrelevante Bereiche eindringendes Wasser abgepumpt.

Sicherheitstechnisch relevante Gebäude verfügen über einen permanenten Hochwasserschutz und benötigen keine temporären Maßnahmen. Die Zugänglichkeit zur Warte, der Reaktorgebäude und den Teilsteuerstellen und somit auch der Notstromdieselgebäude ist auch noch bei einem Pegel von 434,50 m über NN über das Betriebs- und Sozialgebäude gegeben.

### **Angemessenheit und Gesamtbewertung der Auslegung**

Mit der beschriebenen Auslegung der Anlage gegen Hochwasser werden alle denkbaren Effekte, wie z. B. Wehrbruch, nach heutigem Kenntnisstand berücksichtigt, wobei noch deutliche Margen vorhanden sind.

Bei einer Verdopplung der Abflussmenge eines 10.000-jährlichen Hochwassers (433,33 m über NN) steigt der Pegel lediglich um weitere 42 cm an. Unter Berücksichtigung der 1,17 m Reserve zwischen dem 10.000-jährlichen Hochwasser und der Anlagenauslegung ist immer noch eine zusätzliche ausreichende Sicherheitsmarge vorhanden. Die Differenz von 4,90 m zwischen dem normalen Stauniveau der Donau und einem der Gebäudeauslegung zugrundegelegten Hochwasser von 434,50 m über NN der Anlage stellt unter der Berücksichtigung des Geländeprofiles und der abführbaren Wassermenge eine derart hohe Sicherheitsmarge dar, dass Einwirkungen durch Hochwasser für KRB II nicht zu einer Gefährdung der Anlagensicherheit führen.

Ein Hochwasserstand von größer als 434,50 m über NN ist nach menschlichen Ermessen nicht möglich. Somit existieren keine „Cliff-Edge Effekte“ und eine Erhöhung der Robustheit der Anlage ist nicht erforderlich.

### 0.6 Extreme Wetterbedingungen

#### Auslegung

Das KRB-II-Schutzkonzept gegen extreme Wetterbedingungen stützt sich auf die konventionelle Auslegung der Gebäude gemäß DIN 1055, die Auslegung der Anlage gegen Einwirkungen von außen gemäß den BMI-Sicherheitskriterien für Natur- oder zivilisatorisch bedingte Ereignisse sowie auf das Warnsystem des Deutschen Wetterdienstes (DWD).

Zur Ermittlung der für die Auslegung zugrunde liegenden Wetterbedingungen wurden historische Wetterbeobachtungen und Aufzeichnungen aus Bayern herangezogen. Die für die Auslegung der Anlage verwendeten Wetterbedingungen orientieren sich daher an der Klimazone am Standort. Seit dem Betrieb der Anlage sind innerhalb dieser Klimazone keine extremen Wetterbedingen aufgetreten, die am Rande der Auslegung oder sogar außerhalb der Auslegung der Anlage lagen.

Bei der Auslegung wurden die folgenden Schwerpunktthemen berücksichtigt:

- Windlasten
- Tiefe Temperaturen und Vereisung
- hohe Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen
- niedrige Wasserstände
- Hochwasser und extreme Niederschläge.

#### Auslegungsreserven und Robustheit

Durch die Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude und Anlagenteile gegen Einwirkungen von außen stellen extreme Wetter eine vernachlässigbare Belastung dar, die bereits durch die konventionelle Auslegung der Gebäude gemäß DIN 1055 berücksichtigt ist.

#### Wind- und Schneelasten:

Die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude wurden gegen Explosionsdruckwellen ausgelegt. Dabei wurde zu den Gebrauchs-, Wind- und Schneelasten noch die Belastung aus äußeren Explosionen zugeschlagen. Dies bedeutet, dass die Auslegungsre-

serven gegen Wind- und Schneelasten bedeutend höher sind, als nach den konventionellen bautechnischen Regelwerken gefordert.

### Tiefe Temperaturen und Vereisung:

Alle sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten sind in geschlossenen Gebäuden untergebracht. Diese sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude sind durch dicke Betonwände von äußeren Temperatureinflüssen weitgehend abgeschirmt.

Durch die Anordnung von Systemkomponenten innerhalb beheizter Räume und Rücklauf von Warmwasser in die Donau wird die Nebenkühlwasserversorgung sichergestellt. Überlaufbauwerke sind beheizt, um auch den Nebenkühlwasserablauf zu gewährleisten.

Eine Beeinträchtigung des zusätzlichen Nachwärmeabfuhrsystems (ZUNA) wird durch die elektrische Beheizung der entsprechenden Systemteile verhindert. Das Speicherbecken liegt 4 m tief und ist mit einer Betondecke abgedeckt. Zusätzlich kann bei Bedarf das Wasser im Speicherbecken im Bypassbetrieb mit der Nebenkühlwasserpumpe umgewälzt werden.

Durch die EVA-Auslegung, Anordnung von sicherheitstechnisch wichtigen Systemen innerhalb von Gebäuden oder tief im Erdreich und Beheizung sind ausreichend Reserven zum Schutz gegen Auswirkungen durch tiefe Temperaturen und Vereisung vorhanden.

### Hohe Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen:

Zur Kühlung der Zuluft für Reaktorgebäude und Sicherheitsbehälter sind 8 Kältemaschinen vorhanden. Selbst im sehr heißen Sommer 2003 war nur der Betrieb von 5 dieser Maschinen erforderlich. Bei Teilstuerstellen, Schaltanlagegebäude, Nebenkühlwasserpumpenhäuser und Notstromgebäude wurde in Versuchen nachgewiesen, dass in diesen Gebäuden bei abgeschalteter Kühlung und Lüftung innerhalb von 10 Std. die maximalen Temperaturen unterhalb der gemäß KTA 3601 vorgegeben Grenzwerte lagen.

Die höchste bisher gemessene Donautemperatur betrug im August 2003 22,1 °C. Die Nachweise zur Einhaltung der zulässigen Temperaturen in der Kondensationskammer wurden mit einer Vorlauftemperatur von 28 °C geführt. Der Nachkühlbetrieb mit ZUNA ist darüber hinaus unabhängig von der Flusswassertemperatur.

Falls die Kühlleistung des Brennelement-Lagerbeckenkühlsystems selbst mit den zwei vorhandenen betrieblichen Strängen nicht ausreichen sollte, kann das Brennelement-lagerbecken auch mit einer nuklearen Nachkühlkette gekühlt werden.

Hohe Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen sind aufgrund der oben aufgeführten Schlussfolgerungen nicht essentiell für die Wärmeabfuhr aus dem Kern oder dem Brennelement-Lagerbecken.

### Niedrige Wasserstände:

Lediglich bei Zerstörung der Staustufe Faimingen kann der kritische niedrige Wasserstand von 427,52 m üNN erreicht werden. In diesem Fall sind Gegenmaßnahmen vorgesehen, um einerseits einen vermehrten Zufluss aus stromaufwärts gelegenen Stauhaltungen zu gewährleisten und andererseits den Kühlwasserbedarf so gering wie möglich einzustellen.

Darüber hinaus ist der Nachkühlbetrieb mit ZUNA unabhängig vom Flusswasserstand.

### Hochwasser und extreme Niederschläge:

Die Einwirkungen von Hochwasser sind im Kapitel 3 beschrieben. Regen und Hagel stellen keine besondere Belastung dar. Durch die bautechnische Ausführung der äußeren Umschließungswände wird eine Beeinträchtigung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile verhindert.

Extreme Schneefälle führen zu keinen besonderen Lasten.

### **Angemessenheit und Gesamtbewertung der Auslegung**

Durch die Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude und Anlagenteile gegen Einwirkungen von außen stellen extreme Wetter eine vernachlässigbare Belastung dar. Durch Beheizung und intelligente Anordnung sowie großzügige Auslegung sind weitere Reserven vorhanden, so dass das Kernkraftwerk Gundremmingen ausreichend und angemessen gegen extreme Wettereinflüsse ausgelegt ist.

Eine weitere Erhöhung der Robustheit im Hinblick auf extreme Wettereinflüsse ist somit nicht erforderlich.

### 0.7 Verlust der Stromversorgung

#### Auslegung

KRB II ist eine Doppelblockanlage mit insgesamt vier Hauptnetzanschlüssen (zwei je Block). Die elektrischen Verbraucher werden über Eigenbedarfsschienen, die entweder vom blockeigenen Generator oder von einem der Hauptnetzanschlüsse eingespeist werden, versorgt. Die sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher werden über insgesamt 12 Notstromschienen versorgt. Die Stromversorgung der elektrischen Verbraucher staffelt sich folgendermaßen:

- Vier Hauptnetzanschlüsse (zwei je Block, 380 kV) (ein Netzanschluss ist zur Eigenbedarfsversorgung beider Blöcke ausreichend).
- Bei Ausfall der Hauptnetzanschlüsse wird die Versorgung durch den Hauptgenerator nach einem Lastabwurf auf Eigenbedarf gewährleistet.

Bei Misslingen des Lastabwurfs auf Eigenbedarf bestehen folgende Möglichkeiten zur Notstromversorgung:

- Notstromversorgung über eine vom Hauptnetzanschluss unabhängige Verbindungsleitung zum 110-kV-Reservenetz (andere Spannungsebene, andere Schaltanlage, Einspeisung durch anderen Energieversorger).
- Automatische Versorgung der 6 Redundanz- und 4 Verfügbarkeitsnotstromschienen durch Notstromdiesel (pro Block 5 Notstromdiesel mit je 4,8 MW Leistung)
- „Zusätzliches Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem“ (ZUNA) mit einer eigenen, diversitären und von anderen Notstromschienen unabhängigen Stromversorgung pro Block und von der Donau unabhängigen Kühlung über Nasszellenkühler.
- Versorgung von 2 Notstromschienen (ohne Hochdruckpumpen) im Rahmen von Notfallmaßnahmen über ein 20-kV-Erdkabel
- Diverse Verbindungsmöglichkeiten mit den Notstromschienen des Nachbarblocks, Versorgung über den Nachbarblock oder dessen Notstromdieselaggregate.

Die Notstromversorgung der 3-mal 100%-Redundanzen, welche die Not- und Nachkühlsysteme speist, ist sowohl maschinentechnisch als auch in der Spannungsversorgung strangweise, unvermascht und funktionell unabhängig aufgebaut. Zwei Redundanzen sind komplett gegen EVA ausgelegt. Alle Notstromdiesel sind gegen Hochwasser ausgelegt. Die diversitären ZUNA-Notstromdiesel sind gegen Erdbeben und Hochwasser ausgelegt und im Hinblick auf einen Flugzeugabsturz räumlich getrennt von den anderen Notstromdieseln aufgestellt. Jedes Dieselaggregat hat einen eigenen Kraftstoffvorratstank, der entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung so ausgelegt ist, dass ein Betrieb des Aggregates ohne Handmaßnahmen für mindestens 72 Std. gewährleistet ist. Innerhalb dieser Zeit sind auch keine Handeingriffe zur Sicherstellung der Schmierstoffversorgung etc. erforderlich.

Bei Ausfall aller insgesamt 10 Notstromdiesel werden zur Sicherung der Gleichspannungsversorgung von den 24-Volt- und den 220-Volt-Batterien auslegungsgemäß mindestens 2 Stunden abgedeckt (Regelwerksanforderung: 30 Minuten).

### **Auslegungsreserven und Robustheit**

Die Versorgung der Notstromschienen kann auf rechnerisch maximal 6 x 72 Std. ausgedehnt werden, wenn die gemäß BHB vorgesehenen Handmaßnahmen zur Kraftstoffeinsparung bei längerem Betrieb der Notstromdieselaggregate durchgeführt werden. Nach einem Notstromfall ist die Stromversorgung damit für weit über 10 Tage mit Berücksichtigung der Zeit bis zum Einleiten der Maßnahmen und ohne Kreditierung von ZUNA gewährleistet. Vertraglich sind Diesellieferungen innerhalb von 24 Std. vereinbart. Für die Betankung ist keine netzgestützte Spannungsversorgung nötig. Zudem kann im Bedarfsfall die Kraftstoffbeschaffung von Raffinerien im weiteren Umkreis erfolgen.

Bei Betrieb der Notstromdiesel werden die Batterien ständig nachgeladen. Bei Ausfall aller 10 Notstromdiesel werden zur Sicherung der Gleichspannungsversorgung von den 24-Volt- und den 220-Volt-Batterien auslegungsgemäß mindestens 2 Stunden abgedeckt. In der Praxis ergeben sich bis zum Erreichen der zulässigen Verbraucherspannung wesentlich längere Zeiten. In den jeweiligen Batterieberechnungen für das Sicherheitssystem der Anlage KRB II werden Entladezeiten bei 220-V-Batterien von bis zu 13 h, bei 24-V-Batterien von bis zu 8 Std. ausgewiesen. Die Angaben sind konservativ, da sie einen alterungsbedingten Rückgang der Kapazität um 10 % berücksichtigen.

Im Rahmen von Notfallmaßnahmen kann auch bei einem vollständigen Ausfall der Notsstromversorgung (Versagen Reservenetz, Notstromdiesel und diversitäre ZUNA-Notstromdiesel) die Spannungsversorgung über den 3. Netzanschluss (20 kV) wieder hergestellt werden. Die zur Durchführung dieser Maßnahme benötigte Zeit liegt innerhalb der Karenzzeit, in der es nicht zur unzulässigen Kernaufheizung kommt.

Im Fall eines kompletten Versagens aller Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung und von ZUNA wird die Kernkühlung innerhalb von ca. 15 Minuten Karenzzeit passiv durch Einspeisen aus dem Speisewasserbehälter über Stunden sichergestellt. Innerhalb dieser Karenzzeit kann in ca. 50 Minuten mittels mobiler Pumpen (Hydrosub) die Kernkühlung sichergestellt werden. Im weiteren Verlauf wird bei einem Druck im Sicherheitsbehälter von > 3 bar aus radiologisch geschützten Raumbereichen von Hand eine gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters durchgeführt.

Die Kühlung des Brennelementlagerbeckens kann bei Ausfall aller Sicherheitssysteme mit Hilfe auf der Anlage vorhandener mobiler Feuerlöschpumpen erfolgen. Die Karenzzeit hierfür beträgt im ungünstigsten Fall (Kernvollentladung) 12 Std.

### **Angemessenheit und Gesamtbewertung der Auslegung**

Die Anlage KRB II ist aufgrund des gestaffelten Konzeptes zur Notstromversorgung sehr gut gegen einen Verlust der Stromversorgung geschützt. Die verschiedenartigen Netzanschlüsse, die hohe Anzahl von Dieselaggregaten einschließlich deren Auslegung gegen Einwirkungen von außen und von innen sowie die gegenseitigen Versorgungsmöglichkeiten zwischen beiden Blöcken demonstrieren eine außerordentlich hohe Robustheit der Auslegung. Damit sind im Notstromfall keine Kipp-Effekte zu erwarten.

Die Anlage Gundremmingen ist somit angemessen gegen den Verlust der Stromversorgung ausgelegt.

## **0.8 Verlust der primären Wärmesenke**

### **Auslegung**

Die Kühlwasserversorgung von KRB II erfolgt über einen sogenannten Einlaufkanal. Die Entnahme des sicherheitstechnisch wichtigen Nebenkühlwassers erfolgt über 3 räumlich getrennte und unabhängige Pumpenbauwerke, von denen jedes jeweils eine Redundanz jedes Blockes versorgt.

Zusätzlich steht das gegen Einwirkungen von außen und innen geschützte, unabhängige und diversitäre ZUNA-System zur Bespeisung und Nachwärmeabfuhr zur Verfügung. Das ZUNA System verfügt u. a. über eine unabhängigen Stromversorgung und eine unabhängige diversitäre Wärmesenke über Nasszellenkühler.

Bei Ausfall der primären Wärmesenke wird die Wärmeabfuhr über betriebliche Systeme für weitere mindestens 40 Minuten gewährleistet. Anschließend erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementlagerbecken über das ZUNA-System. Nach 10 Std. sind die Verdunstungsverluste im Rückkühlgebäude des ZUNA-Systems zu ergänzen. Dazu stehen verschiedene Möglichkeiten und Wasserquellen zur Verfügung (ZUNA-Zusatzwasserpumpe, auf der Anlage vorhandenen mobile Feuerlöschpumpen und Wasserentnahme aus Donau oder einem Kiessee).

Damit kann auch bei Ausfall der primären Wärmesenke die Kühlung langfristig sichergestellt werden.

### **Auslegungsreserven und Robustheit**

Bei einem zusätzlich unterstellten Ausfall der ZUNA-Wärmesenke erfolgt die Kernkühlung nach Ablauf der betrieblichen Kühlung durch die Hoch- oder Niederdruckeinspeisepumpen oder die ZUNA-Einspeisepumpe bis sich die Kondensationskammer soweit aufgeheizt hat, dass es ggf. zu einem Pumpenausfall kommt. Innerhalb dieser Zeitdauer kann mittels mobiler Pumpen (Hydrosub) die Kernkühlung sichergestellt werden. Im weiteren Verlauf erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter bei einem Druck im Sicherheitsbehälter von  $> 3$  bar (nach ca. 9 Std.) über eine von Hand eingeleitete gefilterte Druckentlastung (Venting).

Die Kühlung des Brennelementlagerbeckens erfolgt mit Hilfe mobiler Feuerlöschpumpen. Die Karenzzeit bis zum Erreichen von  $80\text{ °C}$  beträgt im ungünstigsten Fall (Kernvollentladung) ca. 12 Std.

### **Angemessenheit und Gesamtbewertung der Auslegung**

Die 3-fach redundante Nebenkühlwasserversorgung sowie die zusätzliche diversitäre Wärmesenke einschl. deren Auslegung gegen Einwirkungen von außen und innen demonstrieren eine außerordentlich hohe Robustheit der Auslegung. Aufgrund der Maßnahmen, die abhängig vom Störfallablauf gestaffelt eingeleitet werden können und kon-

tinuierlich einer weiteren Eskalation entgegen wirken, ist weder ein „Cliff-Edge Effekt“ noch ein Brennelement-Schaden zu erwarten.

Gegen einen Verlust der Wärmesenke ist somit umfassende Vorsorge getroffen. Für weitere Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit besteht kein Bedarf.

### **0.9 Verlust der primären Wärmesenke bei Station-Blackout**

#### **Auslegung**

Bei Ausfall der primären Wärmesenke und einem zeitgleich hypothetisch unterstellten Ausfall der Stromversorgung einschließlich der Notstromdiesel wird die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor und dem Brennelementlagerbecken vollständig vom diversitären zusätzlichen Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) sichergestellt.

Das ZUNA System verfügt u.a. über eine unabhängigen Stromversorgung und eine unabhängige diversitäre Wärmesenke über Nasszellenkühler.

Zusätzlich werden die jeweiligen erforderlichen Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung durchgeführt.

#### **Auslegungsreserven und Robustheit**

Bei einem zusätzlich unterstellten Ausfall der ZUNA-Wärmesenke wird die Kernkühlung innerhalb von ca. 15 Minuten Karenzzeit passiv durch Einspeisen aus dem Speisewasserbehälter über Stunden sichergestellt. Innerhalb dieser Karenzzeit kann in ca. 50 Minuten mittels mobiler Pumpen (Hydrosub) die Kühlung sichergestellt werden. Im weiteren Verlauf wird bei einem Druck im Sicherheitsbehälter von > 3 bar (nach ca. 9 Std.) aus radiologisch geschützten Raumbereichen von Hand eine gefilterte Druckentlastung durchgeführt.

Die Kühlung des Brennelementlagerbeckens erfolgt mit Hilfe mobiler Feuerlöschpumpen. Die Karenzzeit bis zum Erreichen von 80 °C beträgt im ungünstigsten Fall (Kernvollentladung) ca. 12 Std. Bezüglich der Karenzzeit bestehen große Auslegungsreserven aus der Bemessung und Reserven durch die angewendeten konservativen Nachweisverfahren. Tatsächlich ist erst nach ca. 35 Std. eine Temperatur von 80 °C zu erwarten.

### **Angemessenheit und Gesamtbewertung der Auslegung**

Die Anlage KRB II ist aufgrund des gestaffelten Konzeptes zur Notstromversorgung und der 3-fach redundanten Nebenkühlwasserversorgung sowie einer zusätzlichen diversitären Wärmesenke (ZUNA) gut gegen einen Verlust der primären Wärmesenke mit einem „Station Blackout“ geschützt. Sowohl die Stromversorgung als auch die finale Wärmesenke demonstrieren eine außerordentlich hohe Robustheit der Auslegung. Damit sind keine „Cliff-Edge Effekte“ zu erwarten und die Anlage Gundremmingen ist somit angemessen gegen den Verlust der Wärmesenke mit einem „Station Blackout“ ausgelegt.

Weitere Maßnahmen sind nicht erforderlich.

## **0.10 Management schwerer Unfälle**

### **Auslegung**

In KRB II sind Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (anlageninterne Notfallmaßnahmen) als 4. Ebene des Mehrstufenkonzeptes „Defence in depth“ zur Gewährleistung der Sicherheit der Anlage vorgesehen. Die Anwendung dieser Notfallmaßnahmen geschieht in Abhängigkeit des Ereignisablaufes und des Schadensbildes entsprechend des Störfalleitschemas zustands- und schutzzielorientiert.

Die anlageninternen Notfallmaßnahmen sind sorgfältig geplant und im Notfallhandbuch beschrieben. Sie kommen dann zur Anwendung, wenn bei der schutzzielorientierten Vorgehensweise im Betriebshandbuch (Störfalleitschema) vorgegebene Schutzzielgrenzwerte nicht eingehalten werden können oder anhaltende Zweifel über die Einhaltung von Schutzzielen bestehen.

Bei Störfällen und außergewöhnlichen Ereignissen im Kraftwerk wird erforderlichenfalls ein Notfallstab / Krisenstab aufgebaut. Je nach Lage und Ereignis werden die Bereitschaften, Führungskräfte, eine Einsatzleitung oder die gesamte Notfallschutzorganisation mit allen Einsatzleitungen und Einsatzeinheiten gebildet.

Die Organisation des anlageninternen Notfallschutzes ist so strukturiert, dass

- ausreichend qualifiziertes Personal verfügbar ist,
- externe Unterstützung (z.B. durch AREVA-Krisenstab, GRS, THW, KHG) sicher gestellt ist,

- ausreichend technisches Gerät vorhanden ist und genutzt werden kann,
- die Unterstützung mit externem technischen Gerät gewährleistet ist,
- ausreichend Betriebs- und Hilfsmittel verfügbar sind,
- der Strahlenschutz organisiert ist und
- die interne und externe Kommunikation sichergestellt ist.

Dabei sind erschwerender Bedingungen wie

- weitgehende Zerstörung der Infrastruktur,
- erschwerende radiologische Randbedingungen,
- erschwerende Randbedingungen durch Erdbeben oder Hochwasser
- un Verfügbarkeit der Stromversorgung
- Ausfall von Instrumentierungen

berücksichtigt.

Zusätzlich dazu stehen im Rahmen des Mehrstufenkonzeptes „Defence in depth“ eine Vielzahl präventiver Maßnahmen zur Sicherung der Barrierenintegrität, der Kühlung des Kerns und des Brennelementlagerbeckens sowie ebenfalls eine Vielzahl mitigativer Maßnahmen zur Begrenzung der Strahlenexposition zur Verfügung.

Im Notfallhandbuch sind auch Maßnahmen für den auslegungsüberschreitenden Bereich (mitigative Notfallmaßnahmen) beschrieben. Zur weiteren Optimierung der Wirksamkeit des Notfallmanagements ist die Erstellung eines Handbuches zur mitigativen Störfallbehandlung (SAMG) angestoßen worden.

### **Angemessenheit und Gesamtbewertung der Auslegung**

Die im Kernkraftwerk Gundremmingen vorhandene Organisation zum Management schwerer Unfälle ist angemessen und dazu geeignet, auch auslegungsüberschreitende Ereignisse unter Berücksichtigung erschwerender Randbedingungen zu beherrschen.

### **0.11 Notfallmaßnahmen zur Kernkühlung, zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters sowie zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung**

#### **Auslegung**

In KRB II sind umfangreiche Notfallmaßnahmen im Rahmen des Mehrstufenkonzeptes „Defence in depth“ zur Sicherstellung der Schutzziele vorhanden. Die Anwendung dieser Notfallmaßnahmen geschieht in Abhängigkeit des Ereignisablaufes und des Schadensbildes entsprechend des Störfalleitschemas bzw. des Notfallhandbuches zustands- und schutzzielorientiert.

Die anlageninternen Notfallmaßnahmen kommen dann zur Anwendung, wenn bei der schutzzielorientierten Vorgehensweise im Betriebshandbuch (Störfall-Leitschema) vorgegebene Schutzzielgrenzwerte nicht eingehalten werden können oder anhaltende Zweifel über die Einhaltung von Schutzzielen bestehen.

Die anlageninternen Notfallmaßnahmen sind gemäß dem Mehrstufenkonzept „Defence in depth“ abgestuft in präventive Maßnahmen zur Vermeidung von Brennelementschäden, in mitigative Maßnahmen nach Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter sowie in mitigative Maßnahmen nach Versagen des Reaktordruckbehälters. Übergreifend sind Notfallmaßnahmen zur Behandlung von Risiken durch Wasserstoff, zur Vermeidung von Rekritikalität und zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung vorhanden.

Präventive Notfallmaßnahmen zur Vermeidung von Brennelementschäden sind Hoch- Mittel- und Niederdruckeinspeisung in den Reaktordruckbehälter und das Brennelementlagerbecken (Niederdruck) über verschiedene Systemanschlüsse oder mobile Pumpeneinheiten. Die Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter erfolgt über das explizit für Notfallmaßnahmen vorgesehene Venting-System.

Mitigative Notfallmaßnahmen nach Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter sind das Wasserstoffabbausystem und die hierzu diversitären passiven autokatalytischen Rekombinatoren zur Verhinderung eines zündfähigen Wasserstoff-Sauerstoff-Gemisches sowie die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters mittels Venting-System zur Verhinderung eines Überdruckversagens des Containments. Die Notfallmaßnahmen funktionieren passiv bzw. erfordern keine elektrische Versorgung.

Mit den Notfallmaßnahmen Druckkammerfluten und –sprühen besteht die Möglichkeit, den Reaktordruckbehälter durch Fluten des Containemnts von außen zu kühlen und damit ein Durchschmelzen des RDB zu verhindern.

Nach Versagen des Reaktordruckbehälters kommen zusätzlich mitigative Notfallmaßnahmen zum Fluten des Sicherheitsbehälters gemäß Störfalleitschema/NHB zur Anwendung. Damit ist eine Bedeckung der aus dem RDB ausgetretenen Schmelzmasse möglich.

Notfallmaßnahmen zur Behandlung von Risiken durch Wasserstoff sind das Wasserstoffabbausystem sowie die hierzu diversitären passiven autokatalytischen Rekombinatoren. Das Venting-System ist so ausgelegt, dass es dort nicht zu Wasserstoffexplosionen kommen kann.

Zur Vermeidung von Rekritikalität ist das Vergiftungssystem vorgesehen.

Die vorgesehene Notfallmaßnahme zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung ist die gefilterte Druckentlastung (Venting). Hierdurch kann ein spontaner Verlust der Sicherheitsbehälterintegrität und eine damit verbundene Aktivitätsfreisetzung vermieden werden.

Die Dimensionierung gewährleistet die Druckbegrenzung des Sicherheitsbehälters auf einen Druck unterhalb seines Prüfdruckes. Die im Druckentlastungspfad für Aerosole und Jod verwendete Rückhalteinrichtung ist so ausgelegt, dass eine Rückhaltewirkung von > 99 % für elementares Jod und > 99,9 % für Aerosole erreicht wird.

### **Angemessenheit und Gesamtbewertung der Auslegung**

Eine Detektion auch auslegungsüberschreitender Störungen ist mit der verfügbaren Instrumentierung sicher gewährleistet; weiterhin stehen zu jeder Zeit ausreichend viele Einsatzkräfte mit hoher Qualifikation zur Verfügung. Die Karenzzeiten zum Einleiten der Notfallmaßnahmen sind ausreichend. Es sind ausreichend Systeme und Komponenten vorhanden, die den Anforderungen entsprechend ausgelegt sind.

Zur weiteren Optimierung der Wirksamkeit des Notfallmanagements ist die Erstellung eines Handbuches zur mitigativen Störfallbehandlung (SAMG) angestoßen worden.

Die bestehenden Notfallmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung sind somit angemessen. Weitergehende Maßnahmen sind nicht erforderlich.

## 1 Standort und Hauptmerkmale der Anlagen

### 1.1 Standort

#### Lage

Der Standort des Kernkraftwerks liegt im bayerischen Regierungsbezirk Schwaben, Landkreis Günzburg, am rechten Donauufer bei Flusskilometer 2551.

Das Zentrum der Stadt Günzburg liegt im WSW-Sektor in 11,6 km Entfernung. Das Zentrum des nächst gelegenen Orts, Gundremmingen, liegt in südlicher Richtung 1,6 km entfernt.

Als die bedeutendsten im 10-km-Bereich des Standorts verlaufenden Straßen sind die A8 Ulm-Augsburg-München, die den Untersuchungsraum im Süden tangiert, und die B16 als Verbindungsstraße nach Südwesten (Ulm) und Nordosten (Donauwörth / Ingolstadt) zu nennen.

Das Standortgelände ist über eine gut ausgebaute 800 m lange Straße, die Dr. Weckesser Straße an die Staatsstraße 2025 und damit an das überörtliche Straßennetz angeschlossen. Die Anordnung der Straßen innerhalb des Kraftwerksgeländes ermöglicht Zugangs- und Zufahrtsmöglichkeiten an jeder notwendigen Stelle und so auch im Gefahrenfalle ein schnelles und wirksames Heranbringen von Hilfs- und Rettungsfahrzeugen.

Die an die Standortfläche angrenzenden Flächen werden teils forstwirtschaftlich, teils landwirtschaftlich genutzt.

Die Donau wird im Standortbereich durch eine Staustufenkette der Oberen Donaukraftwerke (ODK) zur Stromerzeugung genutzt. Die Kühlwasserversorgung der Kraftwerksblöcke KRB II erfolgt aus der Stauhaltung Faimingen mit einem Speichervolumen von 1,7 Millionen m<sup>3</sup>. Die Stauhöhen betragen zwischen 429,5 m und 428,0 m über NN. Das bisher höchste gemessene Hochwasser im Bereich des Standorts stellte sich auf 432,87 m im Jahr 1926 ein.

Das Kraftwerksgelände wurde aufgeschüttet auf 433,0 m über NN. Die Auslegung der Gebäude gegen Hochwasser beträgt 434,5 m über NN.

### Anzahl Blöcke

Bei den Blöcken B und C des Kernkraftwerks Gundremmingen handelt sich um eine Doppelblockanlage mit zwei Siedewasserreaktoren. Sie besitzen zusammen eine Gesamtleistung von 2.688 MW (Megawatt). Der Block B wurde erstmalig am 16.03.1984 mit dem Netz synchronisiert. Seine kommerzielle Inbetriebnahme erfolgte am 19.07.1984. Die erste Synchronisation des Blocks C mit dem Netz erfolgte am 02.11.1984, seine kommerzielle Inbetriebnahme am 18.01.1985.

### Genehmigungsinhaber

Betreiber des Kernkraftwerks Gundremmingen ist die Kernkraftwerk Gundremmingen GmbH (KGG). KGG gehört zu 75 % der in Essen ansässigen RWE Power AG und zu 25 % der in Hannover ansässigen E.ON Kernkraft GmbH.

Am 15.03.1974 stellten RWE und die Bayernwerk Aktiengesellschaft (BAG) beim Bayerischen Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen (BStMLU) den Genehmigungsantrag gemäß § 7 Atomgesetz auf Errichtung und Betrieb einer Doppelblockanlage neben dem am Standort bereits erbauten, seit 1977 stillgelegten und rückgebauten, 250-MW-Kernkraftwerk KRB, Block A.

### 1.1.1 Hauptmerkmale der Anlagen

#### Reaktortyp

Siedewasserreaktor der Baulinie 72 (siehe Kap. 0.3) , Hersteller Siemens KWU

	Gundremmingen B	Gundremmingen C
1. TEG:	16.07.1976	16.07.1976
Erstkritikalität:	09.03.1984	26.10.1984
Kommerzieller Betrieb:	19.07.1984	18.01.1985

#### Vorhandensein eines BE-Lagers (oder eines gemeinsamen Lagers)

Pro Block ist jeweils ein BE-Lagerbecken innerhalb des Reaktorgebäudes angeordnet.

Am Standort gibt es ein gemeinsames Standort-Zwischenlager, in dem abgebrannte Brennelemente trocken in den entsprechenden Castor-Behältern gelagert werden.

### Thermische Leistung

Die thermische Leistung des Reaktoren Gundremmingen B und C beträgt jeweils 3.840 MW. Die im Nachfolgenden genannten weiteren technischen Daten gelten jeweils für beide Blöcke.

<b>Technische Daten</b>			
<b>Gesamtanlage</b>			
Thermische Leistung des Reaktors	MW	3.840	
Elektrische Bruttoleistung	MW	1.344	
Elektrische Nettoleistung	MW	1.284	
Bruttowirkungsgrad	%	35	
Eigenbedarf Block B	MW	60	
Eigenbedarf Block C	MW	56	
<b>Nukleares Dampferzeugungssystem</b>			
Druck am Druckbehälteraustritt	bar	70	
Sattdampftemperatur am Druckbehälteraustritt	°C	286	
Durchflussmenge durch den Kern	kg/s	14.300	
Dampfmenge am Druckbehälteraustritt	kg/s	2.077	
Dampfeuchte am Druckbehälteraustritt	Gew. %	0	
Speisewasserendtemperatur	°C	215	
<b>Reaktorkern</b>			
Anzahl der Brennelemente		784	
Anzahl der Steuerstäbe		193	
Brennstoffe	Uranoxid, Mischoxid		
Gesamtes Brennstoffgewicht	t	ca. 136	
<b>Brennelemente</b>			
Gesamtlänge	mm	4.470	
Querschnittsfläche ohne Kasten	mm	131x131	
Anzahl der Brennstäbe je Brennelement		80 bis 96	
Gesamtgewicht ohne Kasten	kg	ca. 255	
Brennstoffgewicht Uran-Brennelemente (U)	kg	ca. 172	
Brennstoffgewicht MOX-Brennelemente (U+PU)	kg	ca. 173	
Spaltbarer Anteil der Uran-Brennelemente	Gew. %	3,13-4,6	
Spaltbarer Anteil der MOX-Brennelemente	Gew. %	3,27-5,47	
<b>Reaktordruckbehälter</b>			
Innendurchmesser	mm	6.620	
Lichte Höhe	mm	22.350	
Auslegungsdruck	bar <sub>i</sub>	86,3	
Auslegungstemperatur	°C	300	
Zylinderwanddicke und Plattierung	mm	163 + 8	
Deckelwanddicke und Plattierung	mm	90 + 8	
Bodenwanddicke und Plattierung	mm	228 + 8	
Werkstoff		22 NiMoCr 37	
Gesamtgewicht	t	785	
<b>Hauptkühlmittelpumpen</b>			
Pumpentyp Block B		Axialpumpen	
Block C		Halbaxialpumpen	
Anzahl der Pumpen		8	
Umwälzmenge je Pumpe	m <sup>3</sup> /h	8.731	
Statische Förderhöhe	mFIS	31,1	
Nenn Drehzahl	min	1.838	
Kupplungsleistung, Normalbetrieb	kW	1.030	
<b>Steuerelemente</b>			
Anzahl der Steuerelemente		193	
Absorberlänge	mm	3.660	
Absorbermaterial		Bor und	
Steuerhub	mm	3.660	
Normale Einfahrgeschwindigkeit	cm/s	3	
Normale Einfahrzeit	s	122	
Schnellabschaltgeschwindigkeit	cm/s	ca. 120	
Einfahrzeit bei Schnellabschaltung	s	3	
<b>Sicherheitsbehälter</b>			
Auslegungsdruck	bar <sub>i</sub>	3	
Innendurchmesser	m	29	
Lichte Höhe	m	33	
Werkstoff		vorgespannter Beton mit	
<b>Dampfkraftanlage</b>			
Dampfmenge am Turbineneintritt	kg/s	1.944	
Dampfdruck am Turbineneintritt	bar <sub>i</sub>	66	
Dampf Temperatur am Turbineneintritt	°C	286	
Dampfeuchte am Turbineneintritt	Gew.	0	
<b>Turbine</b>			
Typ		Überdruck-	
Anzahl		1	
Drehzahl	s <sup>-1</sup>	25	
Nennleistung	MW	1.344	
Zahl der Gehäuse HD/ND		1/2	
Endstufenschauzelllänge	mm	1.350	
Zahl der Dampfnahmen HD/ND		2/3	
Mittlere Kühlwassereintrittstemperatur	°C	24,4	
Kühlwassermenge für Kondensation	kg/s	43.900	
Kondensatoranzahl		2	
Kondensatordruck (absolut)	bar	0,08	
<b>Generator</b>			
Typ		vierpoliger	
Anzahl		1	
Drehzahl	s <sup>-1</sup>	25	
Scheinleistung	MVA	1.640	
Cos phi		0,85	
Spannung	kV	27	
Frequenz	Hz	50	
Kühlung Ständerwicklung		H <sub>2</sub> O	
Kühlung Ständerblechpaket		H <sub>2</sub>	
Kühlung Läufer		H <sub>2</sub> O	
<b>Dampf- und Speisewasserkreislauf</b>			
Anzahl der Vorwärmerstränge HD/ND		2/2	
Anzahl der Vorwärmerstufen		5	
Anzahl der Speisewasserpumpen	%	3x50	
Anzahl der Kondensatpumpen	%	3x50	
Anzahl der Filter der Kondensataufbereitung		4	
Anzahl der Hauptkühlwasserpumpen	%	3x33 1/3	

### 1.1.2 Beschreibung der wichtigsten Sicherheitsteilsysteme

Im Folgenden werden die wesentlichen Betriebs- und Sicherheitsteilsysteme sowie bauliche Einrichtungen kurz beschrieben. Dabei wird insbesondere eingegangen auf:

- Reaktorgebäude mit Sicherheitsbehälter und Druckabbausystem
- Reaktordruckbehälter mit Einbauten, Kühlmittelumwälzpumpen (Axialpumpen) sowie Reaktorkern mit Brennelementen und Steuerstäben
- Rohrleitungen und Komponenten der druckführenden Umschließung
- Leittechniksysteme für die Regelung, Begrenzung und Überwachung des Reaktors
- Blockwarte und Notsteuerstellen
- Wasser-Dampf-Kreislauf mit Turbine, Kondensator und Umleitstation sowie Speiser- und Kondensatpumpen und den Vorwärmern
- Hauptkühlwassersystem
- Abschaltssysteme
- Not- und Nachkühleinrichtungen mit entsprechenden Kühlkreisläufen
- Brennelementlagerbecken und Lagerbeckenkühlsystem
- Lüftungstechnische Anlagen und Abgasanlage
- Druckbegrenzungs- und Entlastungssystem
- Elektrotechnische Anlagen Eigenbedarfs- und Notstromversorgung sowie dem Generator
- Eigenbedarfs- und Notstromversorgung
- Weitere sicherheitstechnisch unterstützende Systeme und Einrichtungen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse wie das diversitäre, zusätzliche, unabhängige Not- und Nachkühlsystem und die diversitären Druckbegrenzungsventile

Die mit zwei baugleichen Siedewasserreaktoren (SWR) der Baulinie 72 ausgestattete Doppelblock-Kernkraftwerksanlage KRB II besteht aus einer Reihe von Einzelbauten, die unter Berücksichtigung der räumlichen Trennung der Redundanzen, optimierter Leitungswege, kreuzungsfreier Trassen und guter Zugänglichkeit jeweils um die Reaktorgebäude als zentralem Teil angeordnet sind. Bei den Gebäuden handelt es sich um das Hilfsanlagegebäude, das nukleare Betriebsgebäude, die Maschinenhäuser, die Schaltanlagegebäude, die Kühlwasserpumpenhäuser und die Notstromdieselgebäude.

Die nachfolgende Beschreibung bezieht sich auf einen Reaktorblock und stellt den ursprünglichen Auslegungszustand dar. Das Sicherheitssystem und die Blockwarten sind für jeden Block getrennt und unabhängig voneinander vorhanden.

Das **Reaktorgebäude** stellt die äußere Sicherheitsumschließung des Reaktors dar („secondary containment“). Es besteht im Wesentlichen aus zwei konzentrischen Baukörpern, der freistehende, vom Reaktorgebäude entkoppelte innenliegende Sicherheitsbehälter („primary containment“) und der außenliegenden Sekundärabschirmung (Reaktorgebäude). Beide Baukörper gründen auf einer gemeinsamen Fundamentplatte von 52 m Durchmesser und 3 m Dicke.

Der **Sicherheitsbehälter** besteht aus einem Spannbetonzylinder mit einem Außendurchmesser von 30 m, auf dessen innerer Oberfläche eine gasdichte Stahlhaut angebracht ist. Innerhalb des Sicherheitsbehälters befinden sich der Reaktordruckbehälter und das **Druckabbausystem**, das aus Druckkammer und Kondensationskammer besteht. Die Kondensationskammer hat eine Wasservorlage mit ca. 3.000 m<sup>3</sup> vollentsalztem Wasser, um den bei einem der Auslegung zugrundeliegenden Kühlmittelverluststörfall (doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittleitung, sog. 2F-Bruch) ausströmenden Dampf zu kondensieren und somit den Druck innerhalb des Sicherheitsbehälters und damit die Beanspruchung dieses Baukörpers zu begrenzen. Bei allen Störfällen, die eine erhöhte Aktivitätsfreisetzung im Sicherheitsbehälter zur Folge haben, ist ein direkter Abschluss des Sicherheitsbehälters dadurch gewährleistet, dass die den Sicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen über mindestens zwei Absperrarmaturen verfügen, von denen in der Regel eine innerhalb und eine außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordnet ist, soweit dem keine sicherheitstechnischen Gründe entgegenstehen (z. B. Schnellabschaltleitungen). Damit dient der Sicherheitsbehälter als Aktivitätsbarriere zum Einschluss der radioaktiven Stoffe, die auch bei Ereignissen mit Leckagen aus der druckführenden Umschließung wirksam ist.

Die aus Stahlbeton gefertigte Sekundärabschirmung (Reaktorgebäude) mit einem Außendurchmesser von 50 m und einer Wandstärke von 1,8 m umschließt den Sicherheitsbehälter. Die Sekundärabschirmung dient in erster Linie als zusätzliche Abschirmung der Umgebung gegen ionisierende Strahlung und bietet ferner Schutz gegen Einwirkungen von außen, bei Naturereignissen wie Erdbeben und Hochwasser sowie Flugzeugabsturz, Brände, Explosionsdruckwellen und Sabotagehandlungen. Außerdem hält die Sekundärabschirmung eventuell vorhandene geringe Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter zurück, so dass diese über eine Unterdruckhalteanlage kontrolliert durch Schwebstoff- und Aktivkohlefilter zum Abluftkamin gefördert werden.

Die Dampferzeugung erfolgt in einem leichtwassergekühlten und –moderierten Siedewasserreaktor. Der **Reaktordruckbehälter** aus Stahl hat eine Höhe von ca. 23 m, einen Innendurchmesser von ca. 6,2 m und eine Wandstärke von ca. 170 mm im zylindrischen Teil, während der Deckel ca. 95 mm und die Bodenkallotte ca. 235 mm Wandstärke aufweisen. Das Gewicht des RDB beträgt ca. 770 t.

Der **Reaktorkern** besteht aus 784 **Brennelementen**. Der Kernbrennstoff ist in keramischen Brennstofftabletten (erste Barriere) gebunden und in den ca. 4 m langen Brennstabhüllrohren gasdicht eingeschlossen (zweite Barriere). Die Brennstäbe sind in quadratischer Anordnung zu Brennelementen zusammengesetzt. Das Hüllrohrmaterial der Brennstäbe sowie der das Brennelement umgebende Wasserkasten zur Strömungsführung bestehen aus einer Zirkonlegierung. Zwischen jeweils vier Brennelementen befindet sich eines der insgesamt 193 Steuerstäbe. Die **Steuerstäbe** haben einen kreuzförmigen Querschnitt und sind mit einem neutronenabsorbierenden Material gefüllt. Die Steuerstäbe dienen der Leistungsregelung und Abschaltung des Reaktors.

Im Reaktordruckbehälter werden die Brennelemente, die mit den Steuerstäben und dem Moderator gemeinsam den Reaktorkern bilden, in einem Kerngerüst gegeneinander fixiert. Die äußere Umfassung des Kerngerüsts, der Kernmantel, ist zylinderförmig und in seinem Außendurchmesser ca. 1,6 m kleiner als der Innendurchmesser des Reaktordruckbehälters. Auf diese Weise entsteht ein Ringspalt, in dem acht **Axialpumpen** zur Förderung des als Kühlmittel und Moderator verwendeten Leichtwassers angeordnet sind. Das Wasser wird von den Speisewasserpumpen durch vier Eintrittsstutzen in den Reaktordruckbehälter gepumpt, strömt im Ringspalt zwischen Kernmantel und Reaktordruckbehälter nach unten und wird von den Axialpumpen durch den Reaktorkern gefördert. Im Reaktorkern wird das Wasser von 215 °C auf 286 °C erhitzt.

Der Kühlmitteldurchsatz im Reaktorkern beträgt ca. 69.000 m<sup>3</sup>/h. Die Reaktorkühlung ist so ausgelegt, dass eine ausreichende Sicherheit gegenüber dem Auftreten von kritischen Siedezuständen im Reaktorkern besteht und auch bei allen zu unterstellenden Störfällen eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns gewährleistet bleibt. Beim Durchströmen des Reaktorkerns verdampfen ca. 14 % der Wassers. Der entstehende Frischdampf verlässt den Reaktordruckbehälter durch vier Austrittsstutzen mit einem Druck von 70,6 bar und einer Temperatur von 286 °C, nachdem er im Wasserabscheider und Dampftrockner von Wasser und Restfeuchte befreit wurde. Die Frischdampfmenge beträgt insgesamt 7.500 t/h, was einer thermischen Reaktorleistung von 3.840 MW<sub>th</sub> entspricht.

Das gesamte Kühlmittelinventar ist im Reaktordruckbehälter und in den damit unsperrbar verbundenen Rohrleitungen der **Druckführenden Umschließung** eingeschlossen.

Diese Rohrleitungen und Komponenten erfüllen höchste Qualitätsanforderungen. Die Druckführende Umschließung kann gegenüber den anschließenden Rohrleitungen abgesperrt werden dient als dritte Barriere zum Einschluss des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns.

Die Steuerung der Reaktorleistung erfolgt über eine Änderung des Kühlmittelstroms sowie über die von unten in den Reaktorkern einfahrenden **Steuerstäbe**. Jeder einzelne Steuerstab ist für die betriebliche Leistungsregelung mit einem elektromechanischen Antrieb versehen und ist allein und in Gruppen verfahrbar. Zusätzlich kann jeder Steuerstab über einen hydraulischen Antrieb bei einer Reaktorschnellabschaltung innerhalb von ca. 3 s vollständig in den Reaktor eingefahren werden.

Die Reaktorleistung kann mit Hilfe der drehzahlgeregelten **Kühlmittelumwälzpumpen** ohne Verfahren der Steuerstäbe um maximal 40 % (60-100 %) verändert werden. Eine größere Leistungsänderung erfordert das Verfahren von Steuerstäben, die darüber hinaus zur Abbrandkompensation, zum Ausgleich der Xenon/Samarium-Vergiftung und zur Sicherung einer ausreichenden Unterkritikalität des Reaktors bei Anlagenstillstand benötigt werden.

Alle **Leittechniksysteme für die Steuerung und Überwachung** der Reaktoranlage, wichtiger Reaktorhilfsanlagen, des Speisewasser-Dampfkreislaufs, der Eigenbedarfsanlagen und des Generators sind von einer Blockwarte aus zu bedienen. Die Leittech-

niksysteme sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung verschiedenen Leitebenebenen zugeordnet (z. B. Betriebsleittechnik, Begrenzungen, Reaktorschutz) und zum Teil mehrfach redundant aufgebaut.

Außerdem gibt es für die Prozessüberwachung örtliche Nebenleitstände, von denen wichtige Einzel- und Sammelgefahrmeldungen auf die Blockwarte übertragen werden. Die **Blockwarte** ist so abgeschirmt, dass auch nach dem Eintreten eines Auslegungsstörfalles der Wartenbetrieb aufrechterhalten werden kann. Für Ereignisse mit Ausfall der Blockwarte sind zusätzlich zwei redundante, gegen alle Ereignisse von außen geschützte **Notsteuerstellen** im Reaktorgebäude vorhanden.

Alle sicherheitstechnisch bedeutsamen Komponenten der Reaktoranlage sowie des Regelungs-, Steuerungs- und Überwachungssystems sind redundant und soweit erforderlich diversitär und in räumlich getrennter Anordnung vorhanden. Außerdem sind sie an eine ebenfalls redundante Notstromversorgung angeschlossen.

Die Verarbeitung des Dampfes erfolgt in einer **Sattdampfturbine**, die aus einem doppelflutigen Hochdruckteil und zwei doppelflutigen Niederdruckteilen besteht. Zur Verringerung der mittleren Dampfnaße und zur Verbesserung des Anlagenwirkungsgrades erfolgen zwischen Hochdruckteil und Niederdruckteil eine mechanische Entwässerung sowie eine Zwischenüberhitzung.

Ein vierpoliger **Drehstromgenerator** ist mit der Turbine direkt gekoppelt und erzeugt eine Wirkleistung von ca. 1.344 MW bei einer Spannung von 27 kV.

Die Kondensation des Abdampfes aus der Turbine geschieht in zwei **Oberflächenkondensatoren**. Das anfallende Kondensat fließt zu einem Verweilbehälter, aus dem es, durch **Kondensatpumpen** gefördert, über die **Niederdruckvorwärmanlage** in den Speisewasserbehälter gelangt. Von dort wird es mittels **Speisewasserpumpen** über die **Hochdruckvorwärmanlage** wieder in den Reaktordruckbehälter zurückgeführt. Frischdampf, der von der Turbine u. U. nicht verarbeitet wird, kann über eine **Umleitstation** direkt in die Kondensatoren abgeführt werden.

Die Wärmeabfuhr aus dem Turbinenkondensator erfolgt über das **Hauptkühlwassersystem**. In diesem werden ca. 160.000 m<sup>3</sup>/h Kühlwasser von den 3 x 33 % Hauptkühlwasserpumpen zwischen der Sekundärseite des Kondensators und einem blockzugeordneten Naturzugnasskühlturm umgewälzt. Das Hauptkühlwassersystem verfügt über ein In-

ventar von ca. 40.000 m<sup>3</sup> je Block. Die entstehenden Wasserverluste von ca. 2 m<sup>3</sup>/s werden durch aufbereitetes Donauwasser ersetzt.

Von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung für die Anlage KRB II sind die Abschaltssysteme, die Not- und Nachkühleinrichtungen, Einrichtungen zur Druckbegrenzung und -entlastung, die Lagerbeckenkühlsysteme, die Lüftungstechnischen Anlagen und Einrichtungen zur Aktivitätsrückhaltung, die Eigenbedarfs- und Notstromversorgung, die Instrumentierung und Regelung sowie den Reaktorschutz.

### **Abschaltsysteme**

Die Anlage KRB II verfügt je Block über zwei unabhängige Abschaltssysteme.

Zur Schnellabschaltung des Reaktors ist neben dem elektromotorischen Antrieb für jedes der 193 Steuerstäbe hinaus diversitär ein hydraulisches Antriebssystem vorhanden, für das keine aktive Energieversorgung benötigt wird. Die redundanten Hauptkomponenten wie Schnellabschaltbehälter, Tankleitungen und Armaturen sind zwischen der Sicherheitsbehälter- und Reaktorgebäudeumschließung in zwei getrennten Aufstellungsräumen angeordnet. Die Versorgung der 193 Steuerstabantriebe mit Druckwasser erfolgt in redundanter Auslegung über zwei hydraulisch getrennte Ringleitungen, die jeweils von drei Abschalttanks mit einer Einzelkapazität von 50 % gespeist werden, d. h. es ergibt sich hinsichtlich der Abschaltkapazität ein Redundanzgrad von  $6 \times 50 \%$ . Die beiden Ringleitungen des Schnellabschaltsystems und die Zuleitungen der hydraulischen Steuerstabantriebe sind innerhalb des Sicherheitsbehälters im Steuerstabantriebsraum angeordnet und voneinander entkoppelt.

Das Vergiftungssystem als zweite, diversitäre Abschalteinrichtung kann den Reaktor bei intaktem Primärkreis durch Einspeisen einer Borlösung unabhängig von den Steuerstäben abschalten und beliebig lange unterkritisch halten. Der Redundanzgrad der aktiven Komponenten des Systems beträgt  $2 \times 100 \%$ .

### **Not- und Nachkühleinrichtungen**

Die Not- und Nachkühleinrichtungen haben die Aufgabe, sowohl betrieblich als auch bei Störfällen mit und ohne Kühlmittelverlust eine Kühlung der Brennelemente sicherzustellen. Die Not- und Nachkühleinrichtungen bestehen aus den redundanten Not- und Nachkühlsystemen sowie dem Druckabbau- und dem Druckentlastungssystem.

Die Not- und Nachkühlsysteme führen dabei die Nachzerfallswärme und die Systemwärme aus dem nuklearen Dampferzeugungssystem sowohl beim normalen Abfahren als auch bei Störfällen ab und dienen zur Einspeisung von Kühlmittel aus der Kondensationskammer in den RDB im Hoch- und Niederdruckbereich. Außerdem dienen die Not- und Nachkühlsysteme bei Bedarf der Kühlung der Wasservorlage in der Kondensationskammer und des Brennelementlagerbeckens sowie zum Sprühen der Druckkammer nach Kühlmittelverluststörfällen.

Die Anlage KRB II verfügt in der ursprünglichen Auslegung je Block über drei redundante Not- und Nachkühlsysteme mit einem Redundanzgrad von 3 x 100 %.

Jedes Not- und Nachkühlsystem beherrscht somit das gesamte Spektrum möglicher Reaktordrücke, Reaktortemperaturen und Bruchquerschnitte bei eventuellen Kühlmittelverluststörfällen, kann die System- und Nachwärme sicher abführen und ist in seiner Versorgung mit Kühlwasser, Strom sowie in seiner Leit- und Messtechnik absolut unabhängig von den anderen und vollständig räumlich getrennt. Die Not- und Nachkühlsysteme sind an die Notstromversorgung angeschlossen und können ohne Einschränkung gleichzeitig betrieben werden. Die drei Not- und Nachkühlsysteme sind im Ringraum des Reaktorgebäudes räumlich getrennt in wasserdicht abgeschotteten, um etwa 120° versetzt angeordneten Kompartments untergebracht.

Neben seiner Aufgabe den austretenden Dampf bei Kühlmittelverluststörfällen zu kondensieren und damit Druck abzubauen ist das **Druckabbausystem** als passiver Teil der Notkühleinrichtungen zu betrachten. Dabei dient die Wasservorlage in der Kondensationskammer als Wasservorrat zur Bespeisung des Reaktordruckbehälters für die Not- und Nachkühlsysteme und als Ersatzwärmesenke bei allen Ereignissen ohne Kühlmittelverlust bei denen die Hauptwärmesenke nicht zur Verfügung steht.

Das Druckabbausystem besteht im Wesentlichen aus der Kondensationskammer, den Kondensationsrohren von der Druckkammer in die Kondensationskammer und den Rückschlagklappen zwischen Kondensationskammer und Druckkammer. Zusätzlich gibt es tiefliegende Überströmrohre, durch die bei Kühlmittelverluststörfällen das ausgetretene Wasser passiv vom Druckkammersumpf in die Kondensationskammer zurückläuft. Das **Druckbegrenzungs- und -entlastungssystem** besteht aus den 11 über die Entlastungsleitungen an die Frischdampfleitungen angeschlossenen Sicherheits- und Entlastungsventilen und den Abblaserohren von den Entlastungsventilen zur Kondensationskammer.

Entsprechend dem Konzept des Not- und Nachkühlsystems ist für jedes der drei Nachkühlssysteme eine eigene Kühlwasserversorgung mit Zwischenkühlkreislauf als zusätzliche Aktivitätsbarriere vorgesehen. Für den Betrieb der Not- und Nachkühlssysteme werden maximal ca. 6 m<sup>3</sup>/s Kühlwasser benötigt. Durch diese redundanzzugeordneten Kühlkreisläufe werden auch die der jeweiligen Redundanz zugeordneten Notstromdiesel gekühlt. Der Kühlwasserbedarf für die nuklearen Nachkühlketten und die redundanzzugeordneten Notstromdiesel und Raumluftkühler wird über räumlich getrennte, redundanzzugeordnete Kühlwasserpumpenbauwerke aus der Donau gedeckt.

### **Kühlkreisläufe**

Wie vorstehend beschrieben, ist das zum Betrieb der nuklearen Nachkühlketten erforderliche nukleare Nebenkühlwasser direkt den redundanten Nachkühlketten zugeordnet. Daneben gibt es betriebliche Nebenkühlwassersysteme, die ihren Wasserbedarf ebenfalls aus der Donau decken. Die davon versorgten Kühlstellen haben eine untergeordnete (z. B. Notstromdiesel zur Versorgung verfügbarkeitswichtiger Verbraucher, Kältemaschinen etc.) bzw. gar keine sicherheitstechnische Bedeutung (z. B. Kühlwasser für Generator).

### **Lagerbeckenkühlsystem**

Das Lagerbeckenkühlsystem hat die Aufgabe, die Nachzerfallswärme der Brennelemente im Lagerbecken über einen betrieblichen Zwischenkühlkreislauf abzuführen. Das Lagerbeckenkühlsystem hat einen Redundanzgrad von 2 x 100 %. Im Bedarfsfall können auch die 3-fach redundant vorhandenen Not- und Nachkühlssysteme für die Lagerbeckenkühlung eingesetzt werden.

### **Lüftungstechnische Anlagen und Abgasanlage**

Die Lüftungstechnischen Anlagen haben die Aufgabe, in den Räumen des Reaktor-, Hilfsanlagen- und Betriebsgebäudes sowie des Maschinenhauses die Frischluftversorgung zu sichern, die vorgegebenen Unterdrücke und die Strömungsrichtung der Luft zu gewährleisten, die Raumtemperaturen durch entsprechende Kühlkapazitäten auf zulässige Höchstwerte zu begrenzen und die Konzentration der anfallenden radioaktiven Substanzen in den Räumen herabzusetzen bzw. diese vor Abgabe an die Umgebung durch Filterung der Fortluft auf ein Mindestmaß zu begrenzen.

Bei einem Unfall mit Druck- und Temperaturanstieg im Sicherheitsbehälter wird der Gebäudeabschluss ausgelöst und die Störfallunterdruckhalteanlage in Betrieb genom-

men. Diese hat die Aufgabe, das Reaktorgebäude gegenüber der Atmosphäre auf Unterdruck zu halten und die aus dem Sicherheitsbehälter austretenden Leckagen gefiltert abzuführen. Die Anlage verfügt hinsichtlich der Ventilatoren über einen Redundanzgrad von 3 x 100 % und einem 2 x 100 % Filterstrang.

Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter an Durchführungen werden vom Leckageabsaugesystem mit einem Redundanzgrad von 2 x 100 % abgesaugt und in den Sicherheitsbehälter zurück gefördert.

Leckagen an den Stopfbuchsen von Armaturen werden über das Stopfbuchsabsaugesystem gesammelt, mit einem Redundanzgrad von 2 x 100 % abgesaugt und schließlich auskondensiert, gefiltert und abgeführt.

Die Abgasanlage hat die Aufgabe, anfallende nicht kondensierbare Gase aus dem Primärkühlkreislauf zu entfernen, Radiolysegase katalytisch zu rekombinieren, radioaktive Spaltgase ausreichend adsorptiv zu verzögern und über den 170 m hohen Kamin kontrolliert an die Atmosphäre abzugeben.

In den einzelnen Raumgruppen wird die Abluft auf Edelgasaktivität, in den begehbaren Betriebsräumen außerdem auf Aerosolaktivität, kontinuierlich überwacht. Die Emission radioaktiver Gase und Aerosole wird im Kamin durch drei voneinander unabhängige Messsysteme überwacht. Bei einem unzulässigen Aktivitätsanstieg werden geeignete Gegenmaßnahmen (Abschluss des Sicherheitsbehälters, Schließen der Abgasanlage, ggf. Abschalten der Anlage) eingeleitet.

### **Eigenbedarfs- und Notstromversorgung**

KRB II ist eine Doppelblockanlage mit insgesamt vier Hauptnetzanschlüssen (zwei je Block). Zur Stromversorgung der wichtigen Verbraucher sind je Block drei Notstromschienen und zwei Verfügbarkeitsnotstromschienen vorhanden. Bei Ausfall aller Hauptnetzanschlüsse und des Versagens des Lastabwurfes auf Eigenbedarf, werden alle zehn Notstromschienen automatisch über einen Reservenetzanschluss versorgt. Sollte auch diese Versorgung nicht verfügbar sein, werden alle zehn Notstromschienen automatisch durch Notstromdiesel versorgt. Jeder Block hat fünf Notstromdiesel mit je 4,8 MW Leistung.

Die Notstromversorgung der 3 x 100 % Redundanzen ist sowohl maschinentechnisch als auch in der Spannungsversorgung strangweise, unvermascht und funktionell unab-

hängig aufgebaut. Die Redundanzen 2 und 3 sind gegen Einwirkungen von außen ausgelegt.

Die zugehörigen Gebäude sind räumlich getrennt (Notstromdieselgebäude, Nebenkühlwasserpumpenbauwerk) bzw. gegen die entsprechenden Belastungen ausgelegt (Reaktorgebäude).

Zwischen den beiden Blöcken können im Bedarfsfall Querverbindungen der Notstromschienen der gleichen Redundanzen von Hand geschaltet werden.

### **Reaktorschutzsystem**

Unabhängig und übergeordnet zu den zuvor genannten Sicherheitsteilsystemen arbeitet das Reaktorschutzsystem. Bei Überschreitung der aus den physikalischen Größen für Leistung, Temperatur und Druck abgeleiteten Grenzwerte wird im Reaktorschutzsystem in einer 2-von-3-Auswahlschaltung eine Reaktorschnellabschaltung durch hydraulisches Einschließen der Steuerstäbe in den Reaktorkern ausgelöst, so dass eine Gefährdung von Anlagenteilen sicher vermieden wird. Gleichzeitig werden nach Bedarf weitere Sicherheitsmaßnahmen wie Gebäudeabschluss, Notkühlung und Noteinspeisung ausgelöst. Zur Erhöhung der Sicherheit ist das Reaktorschutzsystem vollumfänglich prüfbar und zum überwiegenden Teil selbstüberwachend und selbstmeldend ausgeführt.

Das Reaktorschutzsystem ist in die drei redundanten, räumlich getrennt aufgebauten Reaktorschutzteilsysteme 1, 2 und 3 zur Auslösung der „aktiven Maßnahmen“ und in das Reaktorschutzteilsystem 4, 6 und 8 zur Auslösung der „fail-safe-Maßnahmen“ aufgeteilt. „Aktive Maßnahmen“ sind die Maßnahmen, die den Redundanzen 1, 2 und 3 zugeordnet sind und zu deren Durchführung eine Energieversorgung benötigt wird (z. B. die Ansteuerung der Nachkühlketten) während die „fail-safe-Maßnahmen“ alle Maßnahmen sind, die quasi passiv oder „fail safe“ bei Ausfall der Energie- oder Hilfsmedienversorgung in die sichere Richtung gehen (z. B. RESA oder die Durchdringungsabschlüsse der Frischdampf- und Speisewasserleitungen). Jede Prozessvariable wird in jeder relevanten Redundanz dreifach gemessen und die erforderlichen Maßnahmen über eine 2-von-3-Auswahlschaltung ausgelöst.

Für die Auslegungsstörfälle ist gemäß dem „30-Minuten-Konzept“ kein Handeingriff in das Sicherheitssystem innerhalb von 30 Minuten nach Störfalleintritt erforderlich.

### **Weitere sicherheitstechnisch unterstützende Systeme und Einrichtungen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse**

Trotz der bisher erreichten hohen Sicherheit der Anlage lassen sich weitere Fehlerpostulate definieren, für die weitere sicherheitstechnisch unterstützende Maßnahmen erforderlich sind. Durch die Nutzung von systemtechnischen Reserven der Sicherheitsteil- und Betriebssysteme und die Nachrüstung von Systemen für den Anlageninternen Notfallschutz konnte eine 4. Ebene im Mehrstufenkonzept zur Beherrschung von Störfällen aufgebaut werden, die eine Vielzahl von Maßnahmen zur Beherrschung von Ereignissen außerhalb der Auslegung bereitstellt. Diese, als so genannte "Notfallmaßnahmen" bezeichneten Eingriffe, stellen zusammen mit den organisatorischen und administrativen Maßnahmen den Anlageninternen Notfallschutz dar. Durch wiederkehrende Prüfungen wird die Verfügbarkeit dieser Reserven kontinuierlich überprüft und bestätigt.

Auslegungsüberschreitende Störfallabläufe können durch den Einsatz von Notfallmaßnahmen auf beherrschbare Anlagenzustände zurückgeführt werden. Somit kann eine weitere Reduzierung des ohnehin geringen Restrisikos erreicht werden.

Diese Maßnahmen zur weiteren Verbesserung des Sicherheitsstandards lassen sich in zwei Gruppen einteilen:

#### **Maßnahmen unter Nutzung vorhandener Sicherheitsreserven**

Damit werden auch Betriebssysteme in ihrem sicherheitstechnischen Wert erfasst und zur Steigerung der Sicherheit genutzt.

- Querverbindung Kondensat- und Speisewassersystem  
Diese Verbindung zwischen dem Kondensat- und Speisewassersystem ermöglicht eine RDB-Bespeisung auch bei ausgefallenem Speisewasser- und Nachkühlsystem. Außerdem ist es in der Lage, ein ausgefallenes Speisewassersystem langsam und sicher wiederaufzufüllen bzw. auf Druck zu bringen.
- Flusswassereinspeisung  
Die bei der Errichtung von KRB II mit Ausbaustück konzipierte Verbindung zwischen nuklearem Nebenkühlwasser- und Nachkühlsystem - also mit dem Primärsystem - wurde fest eingebaut. Über diese Leitung kann Donauwasser direkt in den Reaktordruckbehälter bzw. bei einem KMV-Störfall in den Sicherheitsbehälter eingespeist werden.

- Feuerlöschanschlüsse  
An verschiedenen Punkten des Feuerlöschsystems wurden Anschlüsse eingebaut, die flexible Verbindungen zu Anschlusspunkten verschiedener Systeme zulassen. Damit können Kondensatvorratsbehälter oder Reaktordruckbehälter direkt bespeist werden.
- Einführung eines Notfallhandbuchs  
Um alle technischen Möglichkeiten zur Steigerung der Sicherheit auch unter Stressbedingungen nutzen zu können, wurden diese in einem umfangreichen Notfallhandbuch zusammengefasst. Darin sind genaue Betriebsvorschriften für den Bereich jenseits der Auslegung ausgearbeitet, die regelmäßig geübt werden.
- Entmaschung des Hochdruck- und Niederdruckstranges eines Not- und Nachkühlsystems  
Die Hochdruck- und Niederdruckpumpen der drei nuklearen Not- und Nachkühl-systeme werden jeweils von einem zugeordneten Zwischenkühlwassersystem gekühlt. In einem Strang wurde eine zusätzliche separate Kühlung für die Hochdruckpumpe eingerichtet, so dass der Betrieb der Hochdruck-Pumpe auch ohne Niederdruck- bzw. Vorpumpe möglich ist. Damit wurde die Verfügbarkeit der Hochdruckpumpe verbessert und die Häufigkeit für Ereignisse mit einer weitergehenden Füllstandsabsenkung im Reaktordruckbehälter reduziert.
- Zusätzliches unabhängiges Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA)  
Die Anlage KRB II wurde ursprünglich mit drei gleichartig aufgebauten Not- und Nachkühlsträngen konzipiert. Um die Bespeisung des Reaktordruckbehälters und die Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer bei gemeinsam verursachten Ausfällen entscheidend zu verbessern, wurde eine vierte Redundanz unter diversitären/dissimilaren Gesichtspunkten installiert (ZUNA). Das ZUNA-System beinhaltet einen eigenen RDB-Bespeisungsstrang, einen Strang zur Kühlung der Kondensationskammer und ist vollständig gegen Erdbeben ausgelegt. Die Wärme wird über einen eigenen Zellenkühlturm an die Umgebung abgegeben. Das Kühlwasserinventar ist so bemessen, dass erst nach Ablauf einer Autarkiezeit von 10 Std. mit der Ergänzung der Verdunstungsverluste begonnen werden muss. Die dafür erforderlichen Komponenten und Anschlüsse sind vorhanden. Die erforderliche Menge ist allerdings so gering, dass sie auch mit mobilen Einrichtungen bereit gestellt werden kann. Die elektrische Versorgung der Komponenten ist komplett autark aufgebaut und erfolgt im Notstromfall über einen eige-

nen, diversitären Notstromdiesel. Die Ansteuerung erfolgt über ein weitgehend diversitäres Reaktorschutzsystem. Das ZUNA-System besitzt darüber hinaus einen eigenen Leitstand.

- Diversitäres Druckbegrenzungssystem  
Zur Begrenzung des Drucks im Reaktordruckbehälter wurden ebenfalls unter diversitären Gesichtspunkten drei kleinere, elektromotorisch angesteuerte Armaturen parallel zu den bestehenden elektromagnetisch angesteuerten Sicherheits-/Entlastungsventilen eingebaut, die sowohl betrieblich, als auch vom Reaktorschutz angesteuert werden.
- Einbau einer indirekten diversitären RDB-Füllstandsmessung  
Diese RDB-Füllstandsmessung erfolgt indirekt über die Durchflussüberwachung der Kühlmittelreinigungspumpen. Bei einem tatsächlichen Reaktorfüllstand < 12,15 m wird von den Kühlmittelreinigungspumpen nur noch Dampf angesaugt, was auf der Blockwarte entsprechend gemeldet wird und indirekt Rückschlüsse auf den Füllstand im Reaktordruckbehälter zulässt.
- Diversitäre RDB-Füllstandssignalisierung „Füllstand tief“  
Über die Nachrüstung von drei Temperaturmesslanzen im Reaktordruckbehälter ist ein diversitäres Signal für das Erreichen eines tiefen Füllstands des Kühlmittels im Reaktordruckbehälter realisiert. Beim Ansprechen der definierten Grenzwerte wird der Reaktor automatisch mittels einer separat aufgebauten Sicherheitsleittechnik schnellabgeschaltet, eine RDB-Druckentlastung ausgelöst und ZUNA zum Kernfluten gestartet. Damit wird der Ausfall der RDB-Füllstandsmessung mit komplett unabhängig ausgelösten Maßnahmen beherrscht.

### **Maßnahmen zum "Anlageninternen Notfallschutz"**

- Gefilterte Druckentlastung  
Die gefilterte Druckentlastung dient zur Verhinderung eines Überdruckversagens des Sicherheitsbehälters durch gezielte Abgabe von Medium aus der SHB-Atmosphäre über einen Venturiwäscher an die Umgebung. Um eine Druckentlastung nach Möglichkeit ganz zu vermeiden oder sie erst möglichst spät einleiten zu müssen (Freisetzungsminderung), wurde der Versagensdruck des Spannbeton-Sicherheitsbehälters mit detaillierteren Rechenmethoden nachvollzogen.

- Gegenüber einem ursprünglichen Auslegungsdruck von 3,3 bar<sub>ü</sub> ergibt sich ein hypothetischer Versagensdruck von ca. 10 bar<sub>ü</sub>. Auf diesen Druck wurden auch die maschinentechnischen Bauteile und die angeschlossenen Systeme ertüchtigt.
  
- Inertisierung der Kondensationskammer  
Bei Kernschmelzvorgängen kann das Zirkon der Brennstabhüllrohre mit dem Wasserdampf reagieren. Es tritt eine Oxidation der Hüllrohre ein, wobei der Wasserstoff freigesetzt wird. Um der Gefahr von Explosionsvorgängen vorzubeugen, wurde die Kondensationskammer mit Stickstoff inertisiert (passive Maßnahme). Dies ist problemlos möglich, da die Kondensationskammer bei Betrieb hermetisch verschlossen ist und nicht begangen wird.
  
- Überdruckhaltung der Wartenlüftung  
Um auch bei Kernschmelzunfällen die Anlagenüberwachung durch das Wartenpersonal sicherzustellen, wird dessen Strahlenbelastung durch Überdruckhaltung und Zuluftfilterung der Warte minimiert.
  
- 20-kV-Erdkabelanschluss  
Die Stromversorgung der für den Anlageninternen Notfallschutz erforderlichen Verbraucher wurde über ein zusätzliches, erdverlegtes Kabel sichergestellt, dessen Anschluss vom Haupt- und Reservenetz ausreichend räumlich getrennt ist. Damit ist die zeitgleiche Versorgung einer beliebigen Notstromschiene in jedem Block möglich.
  
- Autokatalytische Rekombinatoren im SHB  
Das H<sub>2</sub>-Rekombinationssystem besteht aus insgesamt 78 passiv arbeitenden autokatalytischen Rekombinatoren von unterschiedlicher Baugröße und ist im gesamten Sicherheitsbehälter einschließlich der Kondensationskammer fest installiert. Das System hat die Aufgabe, bei einem auslegungsüberschreitenden Ereignis mit H<sub>2</sub>-Entstehung und Freisetzung in den Sicherheitsbehälter (z. B. durch Kernschädigung) den Wasserstoff mit Luftsauerstoff in Wasserdampf umzuwandeln. Das zusätzlich installierte H<sub>2</sub>-Abbausystem wird zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Störfälle als nicht funktionsfähig eingestuft.

Durch die katalytische Rekombination wird das Risiko eines Integritätsverlustes des Sicherheitsbehälters durch unkontrollierte H<sub>2</sub>-Verbrennungsprozesse (Detonationen,

Deflagrationen) entsprechend der RSK-Empfehlung weiter vermindert. Bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen bildet der Sicherheitsbehälter die entscheidende Rückhaltebarriere gegen die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte. Das H<sub>2</sub>-Rekombinationssystem hat keine Rückwirkung auf die Anlage bei Normalbetrieb. Für die Installation der Rekombinatoren wurde die Standsicherheit bei Erdbeben berücksichtigt.

Der katalytische Prozess im Rekombinator startet selbstständig bei Auftreten von reaktionsfähigem H<sub>2</sub> und der Anwesenheit von O<sub>2</sub>. Die bei chemischer Umsetzung zu H<sub>2</sub>O entstehende Reaktionswärme regt eine Konvektionsströmung an, die dem Rekombinator kontinuierlich wasserstoffreiches Gasgemisch aus der Umgebung zuführt. Demzufolge sind keine aktiven Komponenten erforderlich.

Das H<sub>2</sub>-Rekombinationssystem muss unter den bei einem Kühlmittelverluststörfall zu unterstellenden atmosphärischen Bedingungen den H<sub>2</sub>-Gehalt im SHB sicher unterhalb der Detonationsgrenze halten. Basierend auf Verteilungsrechnungen wurden die Rekombinatoren in allen Raumbereichen installiert. Eventuell auftretende Wirkungsgradeinbußen im Anforderungsfall sind durch Auslegungsreserven abgedeckt. Die Reaktionsfähigkeit des Katalysatormaterials wird zur Sicherstellung der Funktionsfähigkeit stichprobenartig im Labor wiederkehrend geprüft.

## 1.2 Sicherheitstechnisch bedeutsame Unterschiede

Die beiden Blöcke B und C des Kernkraftwerks Gundremmingen sind zwei nahezu baugleiche Siedewasserreaktoren, die parallel konstruiert und am Standort mit geringem zeitlichen Versatz nebeneinander errichtet wurden. Beide Blöcke weisen ein einheitlich hohes Sicherheitskonzept auf.

Der Katalog auslösender Ereignisse, d. h. welche Störfälle mit welchen zusätzlichen Ausfällen der bau- und systemtechnischen Auslegung der Anlagen zu postulieren und damit zu beherrschen sind, ist für beide Blöcke identisch.

Anlagenänderungen werden grundsätzlich für beide Blöcke parallel geplant und mit dem erforderlichen zeitlichen Versatz in beiden Blöcken umgesetzt.

Unterschiede gibt es nur in geringfügigem Umfang, z. B. bei dem Hersteller einzelner betrieblicher Komponenten (z. B. Hauptkühlmittelpumpen) oder bei der Anordnung von betrieblichen Komponenten.

Die blockgemeinsamen Einrichtungen (z. B. gemeinsame Teile der Lüftungsanlagen und der betrieblichen Kühlwasserversorgung) sind in der Regel dem Block B zugeordnet und werden von der dortigen Warte bedient.

Da es zwischen beiden Blöcken keine sicherheitstechnisch bedeutsamen Unterschiede gibt, erfolgt die nachfolgende Bewertung beispielhaft für einen Block. Die Aussagen gelten aber jeweils für beide Blöcke.

### 1.3 Probabilistische Sicherheitsbewertungen

#### **Grundlagen und Vorgaben für die Sicherheitsüberprüfungen und Bewertungen der Kernkraftwerke (KKW) in Deutschland**

Nach § 19 a des Gesetzes über die friedliche Verwendung der Kernenergie und des Schutzes gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) sind die Betreiber von kerntechnischen Anlagen in Deutschland verpflichtet, eine Sicherheitsüberprüfung und Bewertung der einzelnen Anlagen durchzuführen und auf deren Grundlage die nukleare Sicherheit der Anlagen kontinuierlich zu verbessern. Mit der 10. Novelle des AtG vom 27. April 2002 wurden in der Anlage 4 auch heute noch gültige Termine für jede Anlage ausgewiesen, zu denen die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung und Bewertung für die einzelnen Kernkraftwerke der Aufsichtsbehörde vorzulegen sind. Jeweils alle 10 Jahre nach den genannten Terminen sind die Ergebnisse einer erneuten Sicherheitsüberprüfung und Bewertung vorzulegen. Diese Pflicht entfällt, wenn der Genehmigungsinhaber gegenüber der Aufsichts- und der Genehmigungsbehörde verbindlich erklärt, dass er den Leistungsbetrieb des KKW spätestens drei Jahre nach den in Anlage 4 genannten Terminen endgültig einstellen wird.

Zur Vereinheitlichung der Sicherheitsüberprüfung und Bewertung (SÜ) der einzelnen KKW sind die vom Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) erlassenen und im Bundesanzeiger (BAnz.) bekannt gemachten Vorgaben für die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) und die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) zu erfüllen. Dabei handelt es sich um: die „Leitfäden zur Durchführung von

PSÜ“ vom Dezember 1996 (BAnz. 1997, Nr. 232 a, 18. August 1997) mit „Grundlagen zur PSÜ“, „Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse“ und „Leitfaden PSA“; den „Leitfaden Deterministische Sicherungsanalyse“ vom 22. Mai 1997 (BAnz. 1998, Nr.153, 20. Juni 1998); den revidierten „Leitfaden PSA“ vom 31. Januar 2005 (BAnz. 2005, Nr.207, 30. August 2005) mit Bezug auf die Schriften des Bundesamts für Strahlenschutz „Daten zur PSA“ und „Methoden zur PSA“ jeweils von August 2005.

Gemäß den „Grundlagen zur PSÜ“ stellen die Leitfäden insgesamt den Orientierungsrahmen dar, nach dem der Sicherheitsstatus und die Betriebssicherheit eines KKW nach längerer Betriebsphase ganzheitlich zu erfassen ist, um so die kontinuierliche aufsichtliche Überprüfung zu ergänzen. Dementsprechend erfordern diese Grundlagen auch für die SÜ: eine aktuelle Anlagenbeschreibung gemäß Gliederungsvorschlag und gemäß dem jeweiligen Leitfaden eine Deterministische Sicherheitsstatusanalyse, eine PSA und eine Anlagensicherung. Dabei sind für die Einzelmängel getrennte Berichte zu erstellen und es ist der Sicherheitsstatus abschließend einzuschätzen. Die Aufsichtsbehörde und deren hinzugezogene Sachverständige beurteilen die Einhaltung der Vorgaben für die SÜ und den eingeschätzten Sicherheitsstatus. Für die Anlagensicherung gilt die Verschlussanweisung. Deshalb wird hierauf auch nicht weiter eingegangen.

### **Struktur einer periodischen Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke**

Der „Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse“ dient der schutzzielorientierten Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen und der Überprüfung der Betriebsbewährung der Anlagentechnik. Er erfordert, den Ist-Zustand der erforderlichen Sicherheitseinrichtung gemäß Gliederungsvorschlag und anlagen- und systemübergreifender Bereiche, z. B. Störfallinstrumentierung, Schutz gegen Einwirkungen von innen und außen (EVI/EVA), darzulegen. Weiterhin ist zu überprüfen, ob die Vorgaben zu den schutzzielorientierten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks und dem zu betrachtenden Störfallspektrum durch die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen erfüllt sind. Dabei abstrahieren diese Vorgaben die vielfach ausführungsorientierten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks auf grundlegende, ausführungsunabhängigen Anforderungen für vier Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts und die vier Schutzziele der Reaktorsicherheit: ausreichend wirksame Sicherheitsfunktionen zur Reaktivitätskontrolle, zur Brennelementkühlung, zum Reaktivitätseinschluss und zur Strahlenexposition für Störfälle der Sicherheitsebene 3. Hierbei gemeint ist das kerntechnische Regelwerk, das auf dem Atomgesetz und den zugehörigen Verordnungen beruht und die BMI-

Sicherheitskriterien, RSK-Leitlinien, RSK- und SSK-Empfehlungen, KTA-Regeln und PSÜ-Leitfäden umfasst. Zusätzlich zu dieser schutzzielorientierten Überprüfung, die sich grundlegend von einem Regelwerksvergleich im klassischen Sinn unterscheidet, sind die Einrichtungen und Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse sowie des anlageninternen Notfallschutzes darzulegen. Hinzu kommen dann noch die Darlegung der Betriebsführung und die Auswertung der Betriebserfahrung nach Vorlagen.

Der „Leitfaden PSA“ dient den Zielen: das Sicherheitsniveau zu quantifizieren, die Ausgewogenheit des Sicherheitsniveaus nachzuweisen, anlagenspezifische Schwachstellen zu erkennen, die Ergebnisrelevanz der Unsicherheiten der Eingangsdaten zu ermitteln, die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zu beurteilen und unfallbedingte Freisetzungen abzuschätzen. Dazu sind durchzuführen: eine Stufe 1 der PSA für den Leistungsbetrieb für interne Auslöser und übergreifende in- und externe Ereignisse, eine Stufe 2 der PSA für ausgewählte Zustände des Nichtleistungsbetriebs und eine Stufe 2 der PSA für den Leistungsbetrieb. Dabei ist der Tiefgang der PSA an den Schriften des Bundesamts für Strahlenschutz „Methoden zur PSA“ und „Daten zur PSA“ zu orientieren.

### **Zielsetzung der PSA Level 1**

Die PSA Level 1 des Kernkraftwerks Gundremmingen Block B und C verfolgt das Ziel, eine auf probabilistischer Basis beruhende Sicherheitsbewertung der systemtechnisch wichtigen Einrichtungen des Kernkraftwerkes vorzunehmen und zu werten. Dieses grundsätzliche Ziel und die zugehörige Vorgehensempfehlung sind festgelegt im Leitfaden zur Durchführung einer "Probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke".

Die PSA soll das Verhalten der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen des Kernkraftwerks Gundremmingen, Block B und C, im Hinblick auf die Beherrschung relevanter Anforderungsfälle beschreiben und quantitativ bewerten. Die relevanten Anforderungsfälle werden definiert und durch das Spektrum der letztendlich betrachteten "Auslösenden Ereignisse" repräsentiert.

Die zur Beherrschung dieser Ereignisse benötigten Systeme werden in Fehlerbäumen abgebildet, und die ereignisbezogen benötigten Systemfunktionen werden mittels entsprechender Ereignisbäume verknüpft. Somit werden die technischen Einrichtungen und Maßnahmen zur Vermeidung von Gefährdungs- bzw. mit Einbezug der Notfallmaßnahmen von Kernschadenzuständen erfasst.

Damit ist die PSA-Level-1 für folgende Ziele von besonderem Nutzen:

- Vertiefung des Verständnisses des Anlagenverhaltens und Erörterung aktueller Sicherheitsfragen durch Anwendung probabilistischer Bewertungsansätze
- Darstellung der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Einrichtungen
- Aufzeigen der Relevanz von
  - Auslösenden Ereignissen
  - Sicherheitsfunktionen
  - Systemen und Komponenten
  - Operator-Maßnahmen für Gefährdungs- bzw. Schadenszustände
- Darlegung des quantitativen Sicherheitsniveaus der Anlage
- Aufzeigen von Optimierungsmöglichkeiten in der Systemtechnik und beim Betrieb der Anlage
- Darlegung des Einflusses von wiederkehrenden Prüfungen aus PSA-Gesichtspunkten
- Ableitung und Bewertung von Notfallmaßnahmen zur Ergänzung des Sicherheitskonzeptes
- Bewertung von Änderungen und Nachrüstmaßnahmen.

Des Weiteren wird mit der PSA-Level-1 ein anlagenspezifisches Basismodell erstellt, das durch leichte Modifikationen dem jeweiligen systemtechnischen und betrieblichen Stand angepasst werden kann.

Die letzte PSA-Level-1 für die Blöcke B und C des Kernkraftwerks Gundremmingen wurde im Jahr 2007 abgegeben. Sie wurde entsprechend dem gültigen PSA-Leitfaden erstellt.

Die PSA des Kernkraftwerks Gundremmingen, Block B und C, umfasst entsprechend Leitfaden

- die Leistungsbetriebs-PSA,
- anlageninterne und -externe Ereignisse im Leistungsbetrieb der Anlage und
- die Nichtleistungsbetriebs-PSA.

Gemäß PSA-Leitfaden werden Systemschadenszustände- (bzw. Gefährdungszustände) und Kernschadenszustände unterschieden. Zur Ermittlung des Erwartungswertes eines Kernschadenszustandes sind gemäß der Definition im PSA-Leitfaden auch präventive Notfallmaßnahmen zu berücksichtigen.

Konservativ wurden bei der Living-PSA nicht alle vorhandenen Notfallmaßnahmen bei der Ermittlung des Erwartungswertes eines Kernschadenzustandes berücksichtigt.

Es ergaben sich folgende Ergebnisse:

Der Erwartungswert der Summenhäufigkeit eines Kernschadenzustands (Transienten und Kühlmittelverlust-(KMV-)Störfälle) unter Berücksichtigung von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) ergibt sich für die Living-PSA des Kernkraftwerks Gundremmingen zu:

$$H = 1,78 \cdot 10^{-7} / \text{Jahr}$$

Der KMV-Anteil beträgt dabei 8,3 %.

Das Ergebnis ohne GVA lautet:  $H = 5,39 \cdot 10^{-9} / \text{Jahr}$ .

Insgesamt liegt damit der GVA-Anteil des Erwartungswertes bei 97,0 %. International liegt der GVA-Anteil des Erwartungswertes üblicherweise in der Größenordnung von ca. 20 bis 30 %. Damit ergäben sich System- bzw. Kernschadenshäufigkeiten, die um etwa den Faktor drei kleiner sind, als die oben ausgewiesenen. Der Unterschied liegt in dem deutschen Alleinweg bei der Festlegung der GVA-Werte für Komplettausfälle (d. h. 2v2- bzw. 3v3-Ausfälle) begründet, welche deutlich überhöht sind.

Sowohl die Ergebnisse einzelner Transienten als auch das Ergebnis der Konsequenzanalyse ist ausgewogen.

Für den Nichtleistungsbetrieb wurde konservativ unter Berücksichtigung von GVA eine Gefährdungshäufigkeit ermittelt von:

- $H = 4,85 \cdot 10^{-7} / \text{Jahr}$ .

Die Nichtleistungsbetriebs-PSA wird durch Personalhandlungen dominiert. Zum Teil stehen sehr lange Zeiträume für die Durchführung dieser Personalhandlungen zur Verfügung. Da die entsprechenden Modelle zur Ermittlung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen die hohe Zuverlässigkeit zur Durchführung der Personalhandlungen für lange Zeiträume nicht widerspiegeln, ist der ausgewiesene Wert sehr konservativ.

Gemäß PSA-Leitfaden wurden des Weiteren sechs EVA bzw. EVI-Fälle analysiert, mit folgenden Ergebnissen:

- Anlageninterne Überflutung  
Die Kernschadenshäufigkeit aufgrund einer Anlageninternen Überflutung beträgt  $5 \cdot 10^{-8}$ /Jahr.
- Brand  
Die Kernschadenshäufigkeit aufgrund eines anlageninternen Brandes beträgt  $7,39 \cdot 10^{-8}$ /Jahr.
- Flugzeugabsturz  
Unter konservativen Annahmen beträgt die Gefährdungshäufigkeit aufgrund eines Flugzeugabsturzes  $2,2 \cdot 10^{-8}$ /Jahr.
- Explosionsdruckwelle  
Entsprechend den Vorgaben des PSA-Methodenbandes, Kapitel 3.6.2, zur probabilistischen Bewertung einer Explosionsdruckwelle sind keine weiteren Nachweise zum Ereignis "Explosionsdruckwelle" erforderlich, wenn die Häufigkeit der Kernschadenzustände  $< 10^{-7}$ /Jahr ist.  
Dies ist bei KRB II der Fall.
- Hochwasser  
Die Kernschadenshäufigkeit aufgrund einer externen Überflutung (Hochwasser) beträgt  $2,71 \cdot 10^{-9}$ /Jahr.
- Erdbeben  
Der PSA-Methodenband unterscheidet drei Erdbebenintensitätsbereiche. Für KRB II trifft der mittlere Intensitätsbereich zu, für den keine komplette Erdbeben-PSA durchzuführen ist. Aufgrund der geringen Erdbebenintensität wurde keine Kernschadenshäufigkeit aufgrund eines Erdbebens ermittelt. Die Betrachtung der Reservefaktoren zeigt, dass sich die im Rahmen der Living-PSA ausgewiesene Kernschadenshäufigkeit nur unwesentlich aufgrund eines Erdbebens erhöht.

### Zielsetzung der PSA Level 2

Auf Basis der Probabilistischen Sicherheitsanalyse der Stufe 1 (L1-PSA) für den Leistungsbetrieb wurde eine PSA der Stufe 2 (L2-PSA) erstellt. Die Arbeiten wurden durch

die Aufsichtsbehörde begleitend begutachtet, der Abschlussbericht wurde in zeitlicher Anlehnung an den SÜ-Termin zum 31.12.2007 vorgelegt.

Ziel der Analysen war die Gewinnung eines vertieften Verständnisses für das Verhalten der Anlage bei schweren Störfällen. Ein besonderes Gewicht galt der Untersuchung der Häufigkeit großer (>10 % des Iod-Inventars), früher (< 10 Std. nach Störfalleintritt) Freisetzungen (large early release frequency, LERF).

Im Ergebnis der L2-PSA zeigten sich hohe Sicherheitsreserven der Anlage KRB II, auch im auslegungsüberschreitenden Bereich. Für LERF wurde ein Wert von  $2 \cdot 10^{-9}/a$  ermittelt.

### **1.4 Begriffsverständnis**

Siehe Kapitel 0.1.

## 2 Erdbeben

### 2.1 Auslegungsgrundlage

#### 2.1.1 Erdbeben, gegen welches die Anlage ausgelegt ist

Für das Kernkraftwerk Gundremmingen II wurden im Rahmen der Errichtung ingenieur-seismologische Parameter für ein „Auslegungserdbeben“ und ein „Sicherheitserdbeben“ bestimmt. Nach den heute geltenden Normen wird nur noch ein maßgebendes Erdbeben für die seismischen Einwirkungen bestimmt. Dieses heute gültige „Bemessungserdbeben“ ist für die Anlage KRB II mit dem damaligen Sicherheitserdbeben gleichzusetzen.

##### 2.1.1.1 Charakteristik des Bemessungserdbebens

Als Auslegungserdbeben wurde die für den Standort gültige größte Intensität, die unter Berücksichtigung einer näheren Umgebung des Standorts (in derselben seismotektonischen Einheit bis etwa 50 km Entfernung vom Standort) in der Vergangenheit nachweislich aufgetreten ist, definiert. Für den Standort Gundremmingen wurde für die Intensität des Auslegungserdbebens  $I_{MSK} = VI$  festgelegt. Als entsprechende Bodenbeschleunigungen, bezogen auf die Gründungssohle der Gebäude, ergaben sich:

maximale Horizontalbeschleunigung:  $a_{max} = 50 \text{ cm/s}^2$

maximale Vertikalbeschleunigung:  $a_{max} = 25 \text{ cm/s}^2$

Der statistische Wiederholungszeitraum für das Auslegungserdbeben wird mit mehr als 1000 Jahre angegeben.

Das Sicherheitserdbeben (Bemessungserdbeben) ist die für den Standort gültige größte Intensität, die unter Berücksichtigung der seismotektonischen Verhältnisse einer größeren Umgebung des Standorts (bis etwa 200 km vom Standort) nach wissenschaftlichen Erkenntnissen nicht überschritten wird. Für die Intensität des Sicherheitserdbebens wurde für den Standort Gundremmingen  $I_{MSK} = VII$  festgelegt. Für die maximale Bodenbeschleunigung des Sicherheitserdbebens wurde eine maximale Bodenbeschleunigung von  $75 \text{ cm/s}^2$  angesetzt<sup>1</sup>. Gemäß eines Vorschlags im Entwurf des IRS sollte für Kern-

---

<sup>1</sup> Prof. Dr. Otto Förtsch, Geophysikalisches Observatorium der Universität München, Seismologisches Gutachten für den Standort des Kernkraftwerks Gundremmingen, 19.03.1974

kraftwerke, bei denen die maximale Bodenbeschleunigung zu weniger als 100 cm/s<sup>2</sup> ermittelt wurde, in die Berechnungen für das Sicherheitserdbeben die maximalen Bodenbeschleunigung 100 cm/s<sup>2</sup> eingesetzt werden (vgl. heutige KTA 2201.1). Entsprechend ergaben sich letztlich als Bodenbeschleunigungen (bezogen auf die Gründungssohle der Gebäude):

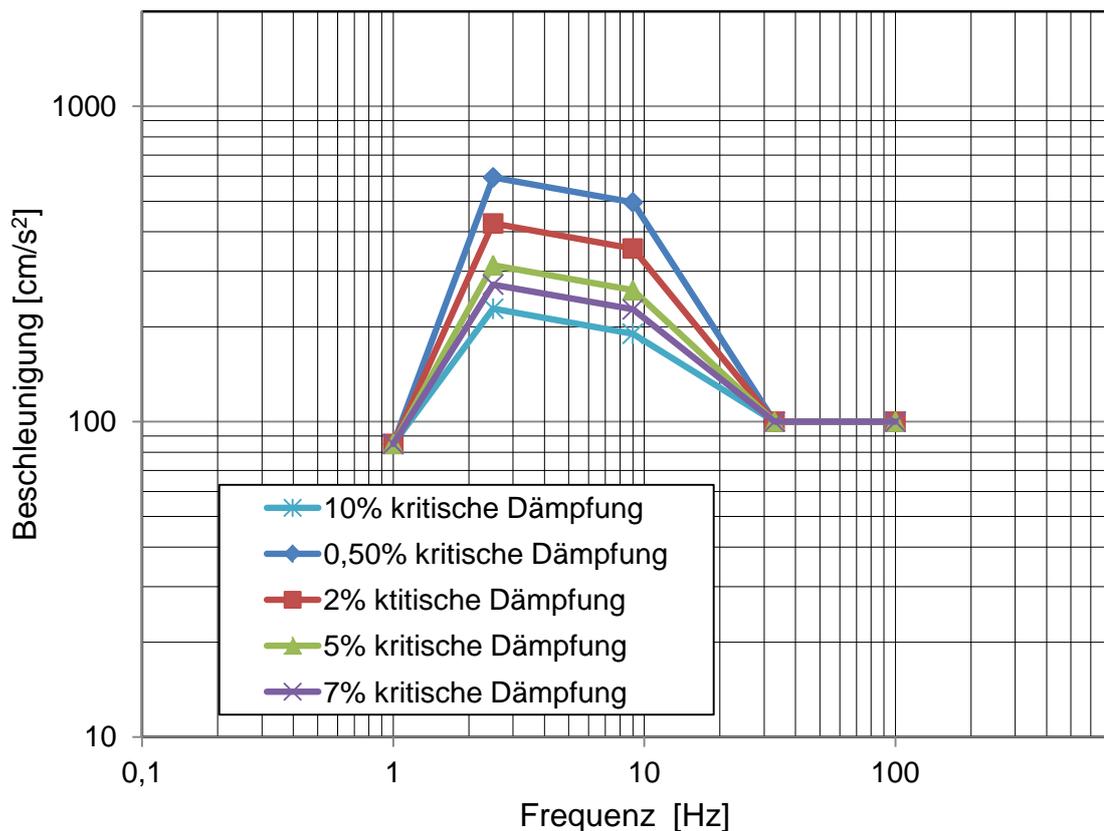
maximale Horizontalbeschleunigung:  $a_{\max} = 100 \text{ cm/s}^2$

maximale Vertikalbeschleunigung:  $a_{\max} = 50 \text{ cm/s}^2$

Als Starkbebedauer wurde eine Zeitspanne von 10 s festgesetzt. Dem Sicherheitserdbeben wurde ein statistischer Wiederholungszeitraum von größer als 10.000 Jahre zugeordnet.

Für die Berechnung der erdbebensicheren Auslegung gegen das Sicherheitserdbeben wurde ein Freifeld-Antwortspektrum für das Sicherheitserdbeben festgelegt. Dieses Freifeld-Antwortspektrum basiert auf den horizontalen geglätteten Antwortspektren des USAEC Regulatory Guide 1.60 und ist in der nachfolgenden Abbildung für verschiedene Dämpfungswerte dargestellt. Das Spektrum ist durch eine Starrkörperbeschleunigung von 100 cm/s<sup>2</sup> und einen Überhöhungsbereich zwischen 2 Hz und 10 Hz gekennzeichnet. Für die Vertikalbeschleunigung wird die Hälfte der Horizontalbeschleunigungen angenommen.

Alle im Erdbebenfall sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke und zur Beherrschung von möglichen erdbebeninduzierten Störfällen notwendigen Sicherheitsteilsysteme (siehe Ausführungen zu 2.1.2.1) sind der Erdbebenklasse I zugeordnet und gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt worden.



**Abbildung 1:** Freifeld-Antwortspektrum für das Sicherheits- bzw. Bemessungserdbeben für KRB II.

Im Rahmen der Arbeiten zur SWR-Sicherheitsanalyse (erstellt durch die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS) fand eine Überprüfung der ingenieurseismologischen Kenngrößen statt. Dabei wurden erhebliche Reserven bezüglich Intensität und Eintrittswahrscheinlichkeit ausgewiesen (siehe Kapitel 2.1.1.3).

### 2.1.1.2 Methodik bei der Festlegung des Bemessungserdbebens

Zur Festlegung des Auslegungserdbebens und des Sicherheitserdbebens wurde die historische Seismizität ausgewertet und anhand von Berichten über die Schadenswirkungen der Erdbeben die jeweilige Intensität am Standort Gundremmingen bestimmt bzw. abgeschätzt. Für das Auslegungserdbeben geschah dies bis zu etwa 50 km Entfernung vom Standort.

Für die Bestimmung des Sicherheitserdbebens wurden historische Erdbebenereignisse mit Herdentfernungen von bis zu ca. 200 km vom Standort ausgewertet. Zusätzlich wurden die seismotektonischen Verhältnisse in einer größeren Umgebung (ca. 200 km) be-

wertet. Hierbei wurden die maximal denkbaren und nach wissenschaftlichen Erkenntnissen möglichen Erdbebenstärken angesetzt und die entsprechenden Intensitäten am Standort Gundremmingen abgeschätzt.

Für die Festlegung des Freifeld-Antwortspektrums wurde ein horizontal geglättetes Antwortspektrum des USAEC Regulatory Guide 1.60 benutzt, das anhand der Antwortspektren früherer Erdbeben entwickelt wurde. Im Hinblick auf die Übertragbarkeit dieses Spektrums wurden die geologischen Baugrundeigenschaften mit berücksichtigt. Aufgrund der Baugrundeigenschaften und der großen Entfernung möglicher relevanter Erdbebenherde wurde die Starkbebendauer konservativ auf 10 s festgelegt.

Die Daten zur statistischen Erdbebenhäufigkeit sind in Kapitel 2.1.1.3 angegeben.

Die angewandte Methodik zur Festlegung des Bemessungserdbebens ist auch aus heutiger Sicht konservativ. Dies wird auch durch neuere Analysen bestätigt (siehe Kap. 2.1.1.3).

### 2.1.1.3 Angemessenheit der Auslegung

Im Rahmen der Arbeiten zur SWR-Sicherheitsanalyse fand eine Überprüfung der ingenieurseismologischen Kenngrößen und eine neue Bewertung der standortspezifischen seismischen Lastannahmen statt. Hierbei wurde eine Neubestimmung der Intensitätseintrittsraten und der standortspezifischen Freifeld-Antwortspektren durchgeführt. Insgesamt werden die Aussagen aus der Errichtung als konservativ bestätigt:

- Für die Intensitäts-Eintrittsraten bzw. Überschreitungshäufigkeiten  $\lambda(>I)$  verschiedener Erdbebenintensitätsstufen wurde festgestellt:

$$I_{\text{MSK}} = \text{VI (Auslegungserdbeben)} \lambda(>I) = 3 \cdot 10^{-4} / \text{a}$$

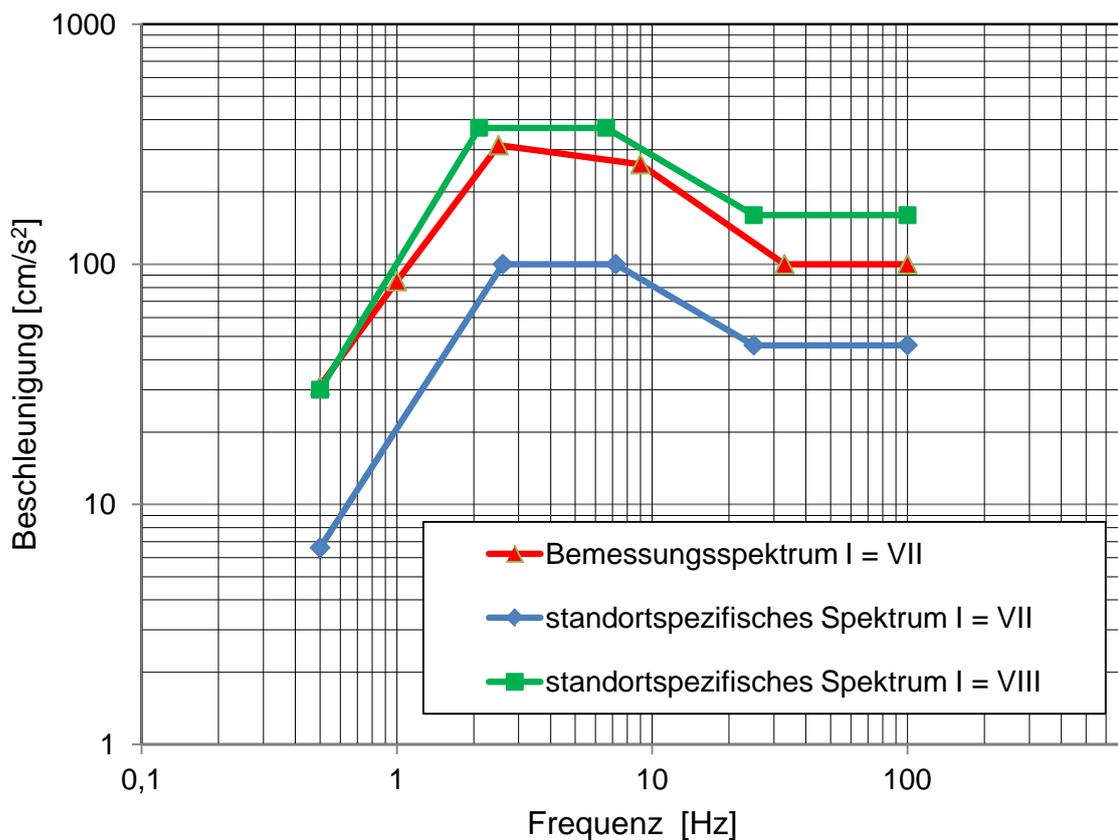
$$I_{\text{MSK}} = \text{VII (Sicherheitserdbeben)} \lambda(>I) = 3 \cdot 10^{-6} / \text{a}$$

$$I_{\text{MSK}} = \text{VIII} \lambda(>I) = 4 \cdot 10^{-8} / \text{a}.$$

- Das neu bestimmte Freifeld-Antwortspektrum des Bemessungserdbebens (Sicherheitserdbeben) weist niedrigere Beschleunigungswerte aus als das ursprüngliche Bemessungsspektrum. Für die Starrkörperbeschleunigung der horizontalen Komponente der Beschleunigung ergibt sich ein Wert von  $46 \text{ cm/s}^2$ . Auch im Überhöhungsbereich liegen die Beschleunigungswerte deutlich niedriger. Zur Verdeutlichung dieses Sachverhalts wird in der nachfolgenden Abbil-

dung das standortspezifische Antwortspektrum für die Bemessungsintensität  $I_{MSK} = VII$  mit dem Bemessungsspektrum für das Sicherheitserdbeben verglichen. Zusätzlich ist das standortspezifische Antwortspektrum für die Intensität  $I_{MSK} = VIII$  im Vergleich mit dargestellt.

- Als Starkbebendauer wurden 4 s für alle Intensitätsstufen ermittelt.



**Abbildung 2:** Vergleich der standortspezifischen Freifeld-Antwortspektren der Intensität  $I_{MSK} = VII$  und  $I_{MSK} = VIII$  mit dem Bemessungsspektrum.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass die Auslegung der Anlage infolge des angesetzten Bemessungserdbebens als konservativ zu werten ist. Aufgrund des im Vergleich zum standortspezifischen Freifeld-Antwortspektrum konservativen Bemessungsspektrums bestehen daher große Auslegungsreserven.

Auf die system- und verfahrenstechnische Auslegung wird in Kapitel 2.1.2 eingegangen.

### 2.1.2 Vorkehrungen zum Schutz der Anlage vor dem Bemessungserdbeben

Zur Beherrschung eines Erdbebens werden Systeme herangezogen, die auch zur Beherrschung anlageninterner Störfälle erforderlich und demnach vorhanden sind. Diese Systeme sind im erforderlichen Umfang als Systeme der Erdbebenklasse I gegen das Bemessungserdbeben bzw. Sicherheitserdbeben ausgelegt.

Im Erdbebenfall wird unabhängig von einer tatsächlichen Schädigung grundsätzlich von folgenden Randbedingungen ausgegangen:

- Alle nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Systeme und Anlagenteile stehen nicht zur Verfügung. Dies beinhaltet auch Systemtechnik, die in nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Bauwerken untergebracht ist.
- Eintritt des Notstromfalls, da der Verlust der externen Stromversorgung unterstellt wird.
- Nichtverfügbarkeit der Warte.

Keine Hilfsmaßnahmen von außerhalb der Anlage innerhalb einer Autarkiezeit von 10 Stunden.

#### 2.1.2.1 Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten

Die benötigten Systeme zur Einhaltung der Schutzziele ergeben sich anhand der zuvor angegebenen Randbedingungen. Hierbei handelt es sich im Wesentlichen um Systeme zur Abschaltung des Reaktors und Sicherstellung der langfristigen Unterkritikalität und Systeme zur Wärmeabfuhr aus dem RDB, der Kondensationskammer und dem Brennelementlagerbecken sowie um die Notstromdiesel zur Sicherstellung der Notstromversorgung.

Sofern eine Abschaltung des Reaktors notwendig wird, erfolgt diese durch den Einschuss der Steuerstäbe durch das Schnellabschaltsystem YT. Bei vollständig eingefahrenen Steuerstäben ist die Unterkritikalität auch langfristig ohne weitere Maßnahmen sichergestellt. Die Schnellabschaltung ist „fail safe“ ausgelegt, so dass selbst bei einer Zerstörung der entsprechenden, im nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegten Schaltanlagegebäude aufgebauten Reaktorschutzteilsysteme die Schnellabschaltung ausgelöst wird und die entsprechenden Armaturen betätigt werden. Das Einschießen der Steuerstäbe erfolgt mit Hilfe des in den Schnellabschalttanks gespeicherten Stickstoffpolsters, so dass auch hierfür keine Energieversorgung benötigt wird. Die Sicherheitsteileinrichtungen der Redundanzen 2 und 3 mit Notstromdiesel, der erforderlichen

Leittechnik und den entsprechenden Systemen und Komponenten sind vollständig gegen die bei einem Bemessungserdbeben auftretenden Lasten ausgelegt und in entsprechend geschützten Gebäuden untergebracht. Die elektrischen Versorgungsschienen dieser Redundanzen befinden sich in den gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Notstromdieselgebäuden und werden von den dort aufgestellten Notstromdieselaggregaten versorgt. Der vorgehaltene Dieselkraftstoffvorrat ermöglicht dabei einem Betrieb der Notstromdieselaggregate für einen Zeitraum von mindestens 72 Stunden. Dies gilt auch für erforderliche Betriebsstoffe, wie z. B. Schmiermittel. Durch die in Kapitel 5.1.1.2 beschriebenen Maßnahmen kann die Betriebszeit der Diesel darüber hinaus noch erheblich verlängert werden. Die Teilsysteme des Reaktorschutzes der Redundanzen 2 und 3 sind zusammen mit einer batteriegestützten unterbrechungsfreien Gleichstromversorgung im erdbebenausgelegten Reaktorgebäude untergebracht.

Der Durchdringungsabschluss (DDA) der SHB-Durchdringungsarmaturen wird durch den Reaktorschutz ausgelöst. Die Ansteuerung der drehmobetriebenen DDA-Armaturen erfolgt durch die Reaktorschutzteilsysteme 2 und 3. Die entsprechenden Antriebe sind im erforderlichen Umfang an die unterbrechungsfreie Batterieversorgung der jeweiligen Redundanz angeschlossen. Das Schließen der DDA-Armaturen in den Frischdampf- und Speisewasserleitungen ist aufgrund der „fail safe“-Auslegung selbst bei einer unterstellten Zerstörung der im nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegten Schaltanlagegebäude aufgebauten zugeordneten Reaktorschutzteilsysteme bzw. deren Energieversorgung sichergestellt. Die Durchdringungsarmaturen der Frischdampfleitungen schließen eigenmediumbetätigt, der DDA der Speisewasserleitungen wird durch die Rückschlagfunktion gewährleistet.

Durch das Schließen der Durchdringungsarmaturen wird das Reaktorkühlsystem auf den Bereich der Druckführenden Umschließung (DfU) begrenzt. Die DfU und ihre Anlagenteile sind ebenfalls gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Eine nachfolgende RDB-Druckbegrenzung und ggf. Druckentlastung erfolgt über die Sicherheits- und Entlastungsventile des Druckbegrenzungs- und Entlastungssystems. Diese Ventile werden über batterieversorgte Magnet- und zusätzlich über Federvorsteuerventile aus den gegen EVA gesicherten Reaktorschutzteilsystemen heraus angesteuert.

Zur Nachwärmeabfuhr und Erhaltung des Kühlmittels sind die Kühlketten der Redundanzen 2 und 3 vorgesehen. Die Nachwärme wird über Nachkühler des nuklearen Nachkühlsystems an das nukleare Zwischenkühlsystem abgeführt. Das nukleare Zwi-

schenkühlsystem gibt die Wärme über Zwischenkühler wiederum an das nukleare Nebenkühlwassersystem und damit letztendlich an den Fluss ab. Zur Nachwärmeabfuhr ist eine Redundanz ausreichend. Die RDB-Bespeisung kann in jeder Redundanz über eine Hoch- und zusätzlich über eine Niederdruckpumpe erfolgen. Sämtliche benötigte Komponenten sind aufgrund ihrer Auslegung auch bei einem Bemessungserdbeben voll funktionsfähig.

Sollten beide Redundanzen unverfügbar sein, steht zusätzlich das Zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) zur Verfügung. Das ZUNA-System besteht aus dem nuklearen Nachkühlsystem TH4 und dem nuklearen Nebenkühlwassersystem VE4. Wärme aus der Kondensationskammer wird über ZUNA-Nachkühler an das Nebenkühlwassersystem VE4 abgegeben. Das Nebenkühlwassersystem VE4 gibt die Wärme über Nasszellenkühler im Rückkühlbauwerk an die Atmosphäre ab und ist damit unabhängig von der normalen Wärmesenke „Donau“. Das ZUNA-System verfügt über eine eigene Notstromversorgung durch den ZUNA-Notstromdiesel, der im ZUNA-Notstromdieselgebäude aufgestellt ist sowie eine unterbrechungsfreie Gleichstromversorgung über Batterien. Die Ansteuerung der ZUNA-Systeme erfolgt durch ein separat dem ZUNA-System zugeordnetes Reaktorschutzteilsystem 5, welches im ZUNA-Gebäude untergebracht ist. Sämtliche für im Anforderungsfall benötigte Komponenten des ZUNA-Systems, wie z. B. die ZUNA-Vorpumpe, die ZUNA-Einspeisepumpe, die Nebenkühlwasserpumpe und die Nasszellenventilatoren sind gegen die beim Bemessungserdbeben auftretenden Belastungen ausgelegt.

Damit stehen auch ohne Berücksichtigung des nachgerüsteten ZUNA Systems alle Sicherheitsfunktionen (durch die Redundanzen 2 und 3) redundant zur Verfügung (n+1). Auch ohne Berücksichtigung der aus dem nicht in vollem Umfang für Erdbeben ausgelegten Schaltanlagegebäude angesteuerten Systeme der Redundanz 1 wird ein Einzelfehler an beliebiger Stelle beherrscht. Bei Berücksichtigung des nachgerüsteten ZUNA-Systems steht eine weitere Redundanz zur Verfügung (n+2), so dass auch nach einem Erdbeben ein Instandhaltungsfall und ein zusätzlicher Einzelfehler beherrscht werden. Die vom ebenfalls im Schaltanlagegebäude aufgebauten Reaktorschutzteilsystem 4,6,8 ausgelösten eindeutig sicherheitsgerichteten Reaktorschutzaktionen wie RESA und DDA Frischdampf / Speisewasser sind fail safe ausgelegt, d. h. sie werden auch nach einer erdbebenbedingten Unverfügbarkeit dieser Reaktorschutzteilsysteme bzw. bei einem Ausfall der Energieversorgung wirksam.

Die betrieblichen Kühlstränge des Brennelementlagerbeckens sind nicht auf Funktion nach Erdbeben ausgelegt, so dass mit ihrem Ausfall gerechnet werden muss. Auslegungsgemäß erfolgt in diesem Fall die Lagerbeckenkühlung durch die Nachkühlketten der Redundanzen 2 und 3, wobei mit dem Nachkühlstrang 2 eine direkte Lagerbeckenkühlung möglich ist. Mit allen drei Nachkühlketten (im Erdbebenfall mit den Nachkühlketten 2 und 3) kann darüber hinaus die BE-Lagerbeckenkühlung durch die sog. Überlaufkühlung parallel zur KOKA-Kühlung sichergestellt werden.

Die für die Funktion der beschriebenen Sicherheitsfunktionen relevanten Bauwerksstrukturen sind:

- der Sicherheitsbehälter mit Kondensationskammer,
- das Reaktorgebäude mit dem BE-Lagerbecken,
- die Kühlwasserbauwerke,
- die Notstromdieselgebäude,
- die Verbindungskanäle zwischen sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden der Redundanzen 2 und 3,
- die Gebäude des ZUNA-Systems:
  - ZUNA-Gebäude,
  - ZUNA-Notstromdieselgebäude und ZUNA-Rückkühlbauwerk.

Diese Bauwerksstrukturen sind als EK-I-Bauwerke gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt und stehen demnach im Erdbebenfall zur Verfügung.

Die Auslösung der Maßnahmen zur Beherrschung der Folgen eines Erdbebens erfolgt, sofern erforderlich, durch das Ansprechen von Reaktorschutzgrenzwerten über das Reaktorschutzsystem. Die ausgelösten automatischen Maßnahmen und deren Ansteuerung sind vorstehend beschrieben. Die Überwachung der Anlage und erforderliche Schalthandlungen, die gemäß BHB auszuführen sind, können bei einem erdbebenbedingten Ausfall der Warte von den Teilsteuerstellen (TEST) der Redundanzen 2 oder 3 erfolgen. Die TEST sind im Reaktorgebäude in den jeweiligen Redundanzräumen untergebracht und bei einem Bemessungserdbeben aufgrund der Auslegung voll funktionsfähig. Für alle bei einem Erdbeben denkbaren Fälle ist eine Autarkiezeit von 10 Stunden gegeben, bevor Handeingriffe erforderlich werden. Die nach einem Erdbeben durchzuführenden Maßnahmen und die Vorgehensweise bei der Besetzung der TEST sind aus-

fürlich in den Betriebsführungsunterlagen beschrieben. Auch auf den Teilsteuerstellen sind die erforderlichen Betriebsführungsunterlagen vorhanden.

Auch bei einem Versagen des Reaktorhilfsanlagengebäudes ist die Zugänglichkeit zu den TEST im Reaktorgebäude entweder über die Materialschleuse oder über die gegen Bemessungserdbeben gesicherten Notstromdieselgebäude und entsprechende Kabelkanäle möglich, die räumlich getrennt an das Reaktorgebäude anschließen. Aufgrund der Auslegung der Systeme und Komponenten im Reaktorgebäude und der Anordnung der Teilsteuerstellen ist sichergestellt, dass auch unter Berücksichtigung von Erdbebenfolgeschäden die Zugänglichkeit zu den Teilsteuerstellen gewährleistet bleibt.

Das ZUNA-System besitzt einen eigenen gegen Bemessungserdbeben ausgelegten Leitstand im ZUNA-Gebäude. Zum Betrieb des ZUNA-Systems ist es jedoch nicht erforderlich, dass der Leitstand besetzt wird.

Aufgrund der Anlagenauslegung sind zur Beherrschung eines Bemessungserdbebens weder Notfallmaßnahmen noch mobile Ausrüstungen zum Schutz vor Kern-Schäden oder Schäden an BE außerhalb des RDB erforderlich.

### 2.1.2.2 Wesentliche sicherheitsrelevante Schadensmöglichkeiten

Die gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Systeme, Strukturen und Komponenten sind unter 2.1.2.1 aufgeführt. Diese Systeme reichen aus, um die Anlage in den sicheren Abschaltzustand zu überführen und zu halten. Es ist davon auszugehen, dass auch Gebäude, die nur nach DIN ausgelegt sind, im Falle eines Bemessungserdbebens integer bleiben, wobei kleinere Schäden an den Gebäudes nicht auszuschließen sind. Die analoge Aussage gilt auch für die nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Systeme. Auch größere Schäden an nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Systemen haben keine Auswirkungen hinsichtlich der sicheren Abschaltung der Anlage. Siehe auch Antwort unter 2.1.2.3.1.

### 2.1.2.3 Folgewirkungen des Erdbebens

In diesem Kapitel werden die Vorkehrungen gegen die indirekten Auswirkungen eines Erdbebens beschrieben und bewertet. Diese indirekten Auswirkungen können hervorgerufen werden durch:

- Versagen von nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegten Strukturen, Systemen und Komponenten innerhalb der Anlagen und den entsprechenden Folgen wie Brand, Überflutung etc.
- Ausfall der externen Stromversorgung
- Folgeschäden außerhalb der Anlage, die sich auf die Sicherheit der Anlage auswirken können, z. B. das Versagen von Wehranlagen etc.

### 2.1.2.3.1 Nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegte Strukturen, Systeme und Komponenten

Zwischen sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden und ihren Nachbargebäuden besteht eine hinreichend breite Fuge, um ein Aneinanderschlagen der beim Erdbeben schwingenden Bauwerke zu verhindern. Gleichzeitig sind die Gebäude so angeordnet, dass keine Schädigung von sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden durch Trümmer Teile von nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Gebäuden eintreten kann. Da im Rahmen der ZUNA-Nachrüstung ein Standsicherheitsnachweis für das Maschinenhaus für den Lastfall Bemessungserdbeben erbracht wurde, ist auch mit keiner Schädigung des ZUNA-Gebäudes durch Trümmer des Maschinenhauses zu rechnen.

Die räumlich getrennten redundanten Nebenkühlwasserleitungen und Kabeltrassen, die im Gelände verlaufen, sind aufgrund ihres Flugzeugwrackteilschutzes durch ausreichende Erdüberdeckung bzw. Schutzplatten gegen Gebäudetrümmer geschützt.

In den Gebäuden mit zur Erdbebenbeherrschung erforderlichen Systemen und Komponenten wurden Systeme und Komponenten, deren Funktion nach Erdbeben nicht erforderlich sind, grundsätzlich so ausgelegt, dass deren Versagen nicht zu unzulässigen Folgeschäden an zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemen und Komponenten führen kann (Erdbebenklasse IIa). Beispielsweise wurden im Rahmen der Arbeiten für die Betriebsgenehmigung Untersuchungen bezüglich möglicher Erdbebenfolgefehler angestellt und Maßnahmen zur Verhinderung festgelegt. Dies beinhaltete auch insbesondere Überflutungsanalysen und eine Bewertung der bei Brüchen / Leckagen auftretenden Strahlkraftbelastungen auf zur Erdbebenbeherrschung erforderlichen Strukturteile und Komponenten. Dabei wurde entweder gezeigt, dass die auftretenden Belastungen durch die zur Erdbebenbeherrschung erforderlichen Strukturteile und Komponenten abgetragen werden können oder die entsprechenden EK-2a-Komponenten sind so ausgelegt, dass entsprechende Erdbebenfolgewirkungen ausgeschlossen werden können.

Im Rahmen der SWR-Sicherheitsanalyse der GRS wurden Untersuchungen zur Anlageninternen Überflutung durchgeführt. Aus den Resultaten dieser Untersuchung geht hervor, dass die nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegten Systeme im Reaktorgebäude hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen nicht von Bedeutung sind.

Weiterhin wurden auch alle heißgehenden Systeme im Reaktorgebäude auf Integrität ausgelegt, so dass die Zugänglichkeit zu den Teilsteuerstellen in jedem Fall gewährleistet bleibt.

Im Rahmen der Bewertung von möglichen Folgeschäden durch nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegte Komponenten wurden auch die energiereichen Großbehälter (insbesondere im Maschinenhaus) überprüft. Sofern unzulässige Folgeschäden bei einem spontanen Versagen nicht ausgeschlossen werden konnten (wie z. B. beim Speisewasserbehälter), wurden diese Komponenten so ausgelegt, dass es nicht zu einem spontanen Versagen nach Erdbeben kommen kann.

Teile der ZUNA-Rohrleitungen verlaufen durch das Reaktorhilfsanlagegebäude und das nukleare Betriebsgebäude. Zudem ist die ZUNA-Vorpumpe im Hilfsanlagegebäude aufgestellt. Im Rahmen der ZUNA-Nachrüstung wurde deshalb ein nachträglicher Standsicherheitsnachweis unter Berücksichtigung der Bauwerkszähigkeit für die entsprechenden Gebäude erbracht. Damit konnte gezeigt werden, dass das ZUNA-System beim Bemessungserdbeben verfügbar ist.

Im Rahmen der ZUNA-Nachrüstung erhielten alle Anlagenteile, die nicht als EK-I-Anlagenteile ausgelegt werden mussten, einen Standsicherheitsnachweis als EK-IIa-Anlagenteile, womit Erdbebenfolgefehler auszuschließen sind. In den o. g. Gebäuden wurden alle Komponenten erfasst, die mögliche Folgeschäden am ZUNA-System erzeugen könnten. Für diese Komponenten wurden Erdbebennachweise erbracht.

Jedem Block sind alle zur Erdbebenbeherrschung erforderlichen Strukturen, Systeme und Komponenten fest zugeordnet. Wie vorstehend gezeigt wurde, können nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegte Strukturen, Systeme und Komponenten keine unzulässigen Folgewirkungen verursachen. Das gilt insbesondere auch für die blockgemeinsam genutzten Strukturen, Systeme und Komponenten im nuklearen Betriebs- und Hilfsanlagegebäude. Die nukleare Nebenkühlwasserpumpe der Redundanz 2 des Blocks B ist in einem gemeinsamen Gebäude mit der entsprechenden Pumpe von Re-

dundanz 3 des Blocks C angeordnet. Da das gesamte Gebäude mit den darin befindlichen Systemen und Komponenten gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt ist, kann es durch Versagen von nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegten Strukturen, Systemen und Komponenten auch nicht zu unzulässigen Folgewirkungen auf den Nachbarblock kommen. Diese Aussage gilt analog auch für die anderen beiden Nebenkühlwasserpumpen und die Notstromdiesel. Damit ist die vollständige Rückwirkungsfreiheit zwischen den Blöcken B und C gegeben.

### 2.1.2.3.2 Ausfall der externen Stromversorgung

Im Rahmen des Schutzkonzepts zur Beherrschung äußerer Einwirkungen wird grundsätzlich vom Verlust der externen Stromversorgung ausgegangen, unabhängig von der tatsächlichen Erdbebenstärke. Demnach ist konservativ der Verlust der externen Stromversorgung als Folgewirkung des Erdbebens berücksichtigt. Die Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher wird durch die redundanten, gegen Bemessungserdbeben ausgelegten Notstromdiesel der Redundanz 2 und 3 sowie erforderlichenfalls zusätzlich durch die diversitären, ebenfalls gegen Bemessungserdbeben ausgelegten ZUNA-Notstromdiesel sichergestellt (siehe auch Kapitel 5.1.1). Der Ausfall der nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Notstromdiesel der Redundanz 1 sowie der beiden „Verfügbarkeitsnotstromdiesel“ (Erdbebenfolgewirkung) wurde im Rahmen der Auslegung der Anlage berücksichtigt und wird beherrscht.

### 2.1.2.3.3 Situation außerhalb der Anlage

Zur Einschätzung von Schäden an der Infrastruktur außerhalb der Anlage können Informationen aus der japanischen JMA-Skala (Japanese Meteorological Agency) herangezogen werden, die in ihrer Schadensbeschreibung nicht nur auf Bauwerke, sondern auch auf infrastrukturelle Schädigungen eingeht. (Die JMA-Skala besteht aus sieben Skalenstufen, wobei die Stufen  $I_{JMA} = V$  und  $I_{JMA} = VI$  jeweils in eine untere (schwache) und eine obere (starke) Intensitätsstufe unterteilt werden.):

Ab einer Erdbebenintensität von  $I_{JMA} = \text{untere\_VI}$  (entspricht  $I_{EMS} = VIII - IX^2$ ) ist die Bildung von Erdspalten und damit die Schädigung einzelner Zufahrtsstraßen nicht auszuschließen, ebenso wie eine Schädigung von Brückenbauwerken (bei denen im wesentli-

---

<sup>2</sup> Schweizerischer Erdbebendienst, Eidgenössische Technische Hochschule Zürich, Integriertes Praktikum III: Erdbeben, 2001

chen Verkehrs- und Windlasten bemessungsentscheidend sind), wobei der Kollaps einer einzelnen Brücke sehr unwahrscheinlich ist. Erdbeben dieser Intensität gehen über das Bemessungserdbeben hinaus und sind entsprechend Kapitel 2.1.1.3 am Standort extrem unwahrscheinlich. Selbst wenn es zu einzelnen Schäden kommen sollte, bestehen hinreichend viele Möglichkeiten, das Kraftwerksgelände aus nördlicher, östlicher und südlicher Richtung zu erreichen. Dies gilt auch für die Anzahl vorhandener Donau-Brücken. Auch die Definition der EMS-Skala<sup>3</sup> definiert bei  $I_{EMS} = VIII$  zwar schwere Gebäudeschäden, jedoch bezieht sich dies auf Gebäude einfacher Bausubstanz, d. h. Giebelteile und Dachsimse stürzen ein bzw. einige Gebäude sehr einfacher Bauart stürzen ein (siehe Kurzform der EMS-Skala). Für die Intensität  $I_{EMS} = VII$  ist lediglich mit abfallendem Putz oder dem Herabfallen von Schornsteinteilen zu rechnen. Für beide Intensitäten ist daher von keiner vollständigen Blockade ganzer Straßenzüge auszugehen. Mögliche Trümmer auf Straßen, die vorwiegend in Ortsdurchfahrten zu erwarten sind, können kurzfristig beseitigt werden. Für Intensitäten kleiner  $I_{EMS} = IX$  ist daher keine wesentliche Einschränkung der Personalverfügbarkeit zu erwarten. Dies gilt auch für die Versorgung mit Hilfs- oder Betriebsmitteln von außerhalb der Anlage.

Eine Beeinträchtigung des Herbeiführens von schwerem Gerät ist erst bei zerstörenden Schäden an Zufahrtswegen zu erwarten. Mit solchen Schäden ist nicht für Intensitäten  $I_{JMA} < obere\_VI$  (entspricht  $I_{EMS} = IX - X$ ) zu rechnen. Solche Erdbebenintensitäten können aufgrund der geologischen Verhältnisse am Standort praktisch ausgeschlossen werden.

Selbst bei Erdbeben, die zwei Intensitätsstufen über dem Bemessungserdbeben liegen, ist keine großflächige Zerstörung der Infrastruktur in der Umgebung des Standorts zu erwarten. Damit kann auch in diesen Fällen Personal, Nachschub (Kraftstoff) und ggf. schweres Gerät herangeschafft werden.

#### 2.1.2.3.4 Andere Folgewirkungen

Aufgrund der Auslegung der Anlagenteile ist die erdbebenbedingte Entstehung eines Brandes oder von Explosionen innerhalb sicherheitstechnisch wichtiger Gebäude sehr unwahrscheinlich. Des Weiteren ist zudem von der Verfügbarkeit der passiven und akti-

---

<sup>3</sup> G. Grünthal,  
European Macroseismic Scale 1998, EMS-98

ven Brandschutzeinrichtungen auszugehen. Ein anlageninterner Brand als Erdbebenfolge spielt daher keine Rolle.

Wie bereits ausgeführt, wird durch die angesetzten Randbedingungen im Erdbebenfall neben dem Notstromfall zusätzlich ein Kühlmittelverluststörfall außerhalb des Reaktorgebäudes (d. h. im Maschinenhaus) im Schutzkonzept berücksichtigt, auch wenn dies im Fall des Bemessungserdbebens als sehr unwahrscheinlich anzusehen ist.

Auf die Möglichkeit und Beherrschbarkeit eines erdbebenbedingten Hochwassers infolge eines Erdbebens wird in Kapitel 2.2.3 eingegangen.

Weitere erdbebenbedingte Folgeereignisse, wie z. B. Hangrutsche etc., sind aufgrund der geografischen Verhältnisse für die Anlage Gundremmingen nicht anzusetzen.

### **2.1.3 Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage**

#### 2.1.3.1 Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen

Zur Gewährleistung der Übereinstimmung des KRB II mit der aktuellen Genehmigungsgrundlage besteht einerseits ein betreibereigenes Managementsystem und andererseits ein gestuftes atomrechtliches Verfahren unter Hinzuziehung von unabhängigen Sachverständigen durch die Behörden.

Beim Anlagenbetrieb sind die Vorschriften des Atomgesetzes (AtG) und der auf Grund des Atomgesetzes erlassenen Rechtsverordnungen einzuhalten. Die hierauf beruhenden Anordnungen und Verfügungen der Aufsichtsbehörden und die Bestimmungen des Bescheids über die Genehmigung (§7 AtG) oder allgemeine Zulassung und die nachträglichen Auflagen (§17 AtG) sind zu befolgen.

Zur Gewährleistung der Übereinstimmung mit diesen Anforderungen hat KGG ein integriertes Managementsystem, mit dem die Umsetzung der Unternehmenspolitik und -ziele sowie die Einhaltung aller Vorgaben sichergestellt wird. Mit dem Managementsystem werden die Anforderungen aus

- KTA 1401 „Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung“
- DIN EN ISO 9001 „Qualitätsmanagementsysteme Anforderungen“
- BMU-Leitfaden „Grundlagen zur Bewertung von Sicherheitsmanagementsystemen in Kernkraftwerken“

- IAEA Safety Guide GS-R-3.1 „The Management System for Facilities and Activities“

umgesetzt und die verschiedenen Aspekte u. a. zum Qualitäts-, Umwelt- und Sicherheitsmanagement in einem Managementsystem integriert.

Das integrierte Managementsystem umfasst auch die sicherheitsrelevanten Prozesse zum Sicherheitsmanagement (SM). Höchste Priorität bei der Einordnung der verschiedenen Unternehmensziele hat der sichere Betrieb des KRB II. Diesem Grundsatz ordnen sich alle politisch, wirtschaftlich und persönlich motivierten Handlungsweisen unter. Deshalb nehmen das Sicherheitsmanagementsystem und die Sicherheitskultur einen besonderen Stellenwert ein. Während das Sicherheitsmanagementsystem integraler Bestandteil dieses Managementsystems ist, erschließt eine Sicherheitskultur, die von allen verstanden und gelebt wird, alle Ebenen und Hierarchien des Kraftwerks.

Des Weiteren umfasst das integrierte Managementsystem auch das Alterungsmanagement. Mit Hilfe des Alterungsmanagementprozesses werden über die bereits bestehenden Werkzeuge zur Feststellung von Alterungseffekten (z. B. Wiederkehrende Prüfungen) Alterungseffekte im Vorfeld von eventuellen Ausfällen detektiert und Abhilfemaßnahmen eingeleitet.

Die Vorgaben des Managementsystems gelten für alle relevanten Prozesse bei KGG, die zur sicheren und wirtschaftlich optimalen Betriebsführung zur Stromerzeugung erforderlich sind. Vorgaben zur sicheren und effizienten Prozessabwicklung sind sowohl für alle eigenen Mitarbeiter als auch für Fremdpersonal verbindlich und einzuhalten. Als beispielhafte Prozesse seien an dieser Stelle Produktion, Instandhaltung (mit WKP), Modifikation und Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren genannt.

Hinsichtlich der Instandhaltung von genehmigten Anlagenteilen müssen gemäß der BMU-Sicherheitskriterien *„alle Anlageteile ... so beschaffen und angeordnet sein, dass sie entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung oder Aufgabe vor ihrer Inbetriebnahme und danach in regelmäßigen Zeitabständen in hinreichendem Umfang geprüft und gewartet werden können.“* Der Genehmigungsinhaber wird mit der Genehmigung u. a. rechtlich verpflichtet, regelmäßig durch wiederkehrende Prüfungen nachzuweisen, dass die für die Sicherheit der Anlage wesentlichen Anlagenmerkmale sowie Sicherheits- und Barrierefunktionen gegeben sind und die Qualität und Wirksamkeit der sicherheitstechnischen Maßnahmen und Einrichtungen gewährleistet sind. Die entspre-

*chenden Bestimmungen sind in den Genehmigungen, in Sicherheitsspezifikationen und in der Sicherheitsdokumentation enthalten. Detaillierte Anforderungen an Überwachung, wiederkehrende Prüfungen und Inspektion sind nach KTA 1201 im Betriebshandbuch (Instandhaltungsordnung) und nach KTA 1202 im Prüfhandbuch dargelegt. In der im Prüfhandbuch enthaltenen Prüfliste werden Gegenstand, Art, Umfang und Intervall der Prüfung zusammen mit dem Betriebszustand der Anlage bei der Prüfung, der Bezeichnung der Prüfanweisung und die in manchen Fällen erforderliche Anwesenheit von unabhängigen Sachverständigen festgelegt.*

Hinsichtlich der Erdbebensicherheit werden so z. B. wiederkehrend Halterungssichtprüfungen von Rohrleitungen und Komponenten entsprechend des o. g. Reglements durchgeführt. Die Festlegungen zur Durchführung der Prüfungen werden unter Berücksichtigung der Betriebserfahrungen der eigenen sowie anderer Anlagen regelmäßig überprüft und erforderlichenfalls angepasst. Aktualisierungen des Prüfhandbuchs werden der Aufsichtsbehörde zur Zustimmung vorgelegt.

Des Weiteren werden nach einem Anlagenstillstand EVA-Begehungen mit Gutachtern durchgeführt. Ziel hierbei ist u. a. die Vermeidung von mobilen Gegenständen, die nicht durch z. B. Festketten gegen Erdbeben gesichert sind.

Im Betriebshandbuch sind weiterhin in diversen Kapiteln sicherheitstechnisch wichtige Anforderungen und Bedingungen für die verschiedenen Betriebszustände verbindlich festgeschrieben, so z. B. Anforderungen an Mindestfüllstände von Dieselvorrattanks der Notstromdiesel und an andere bei Erdbeben notwendige Systeme (z. B. Mindestfüllstände von Flutbecken, Mindestverfügbarkeiten der Stromversorgung etc.). Diese Anforderungen werden regelmäßig überprüft, z. B. während des Wiederanfahrens nach einem BE-Wechsel, bei Ausfall einer Komponente, Auftreten von entsprechenden Meldungen, wiederkehrenden Prüfungen und z. T. mit Online-Meldungen bei Unter-/Überschreiten von dort festgelegten Werten auf der Warte versehen. Die hier aufgeführten Regelungen werden u. a. als Bestandteil des Sicherheitskonzeptes auch im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) geprüft und bewertet.

Bei Anlagenänderungen kommt ein gestuftes Verfahren zum Einsatz, welches der sicherheitstechnischen Bedeutung der Änderung Rechnung trägt und detailliert in den Abschnitten Instandhaltung und Änderung im Betriebshandbuch (BHB) beschrieben ist. Wesentliche Änderungen, die die bestehende Genehmigung ändern oder einer Genehmigung bedürfen, werden im Rahmen eines atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens

nach § 7 AtG durchgeführt. Dabei werden erneut alle Genehmigungsvoraussetzungen des AtG sowie unterlagerter Verwaltungsvorschriften geprüft und, sofern von der Änderung tangiert, auch die Anforderungen zur Beherrschung des Bemessungserdbebens. Nicht wesentliche Änderungen, d. h. alle Anlagenänderungen, die den genehmigten Stand nicht verändern, unterliegen grundsätzlich dem atomrechtlichen Aufsichtsverfahren nach §19 AtG und werden nochmals hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung eingestuft.

Durch das Verfahren wird sichergestellt, dass alle relevanten sicherheitstechnischen Anforderungen berücksichtigt und, sofern erforderlich, unabhängig überprüft werden. In diesem Rahmen findet daher auch eine Berücksichtigung der sich aus dem unterstellten Bemessungserdbebens ergebenden Anforderungen statt. Gleichartige Verfahren sind für die Änderung von organisatorischen Vorgaben zu Erdbeben im BHB etabliert.

Gemäß der Verordnung über den Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (AtSMV) hat der Genehmigungsinhaber des Kernkraftwerkes Gundremmingen ferner die Pflicht, der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde Unfälle, Störfälle oder sonstige für die kerntechnische Sicherheit bedeutsame Ereignisse (meldepflichtige Ereignisse) zu melden. Dazu gehören auch sicherheitstechnisch bedeutsame Abweichungen vom genehmigten Zustand, die in der Anlage 1 der AtSMV aufgeführt sind (als anlagenübergreifende Beispiele seien hier z. B. fehlende Zentrierstifte an Komponenten oder fehlerhafte Montage von sicherheitsrelevanten Dübeln genannt). Entdeckte Abweichungen werden sicherheitstechnisch bewertet und entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung erfolgt anschließend die Bearbeitung der Abweichung.

Hinsichtlich der Übereinstimmung des Kernkraftwerks Gundremmingen mit der Genehmigung ist in Deutschland aus regulatorischer Sicht das Aufsichtsverfahren nach §19 AtG maßgeblich. Danach haben die Behörden *„...insbesondere darüber zu wachen, dass nicht gegen die Vorschriften dieses Gesetzes und der auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnungen, die hierauf beruhenden Anordnungen und Verfügungen der Aufsichtsbehörden und die Bestimmungen des Bescheids über die Genehmigung ... verstoßen wird und dass nachträgliche Auflagen eingehalten werden.“* Dieser Anforderung wird von den Behörden durch eine engmaschige Aufsicht unter Hinzuziehung von Sachverständigen nachgekommen. Sofern Voraussetzungen für die Genehmigung später entfallen sind oder gegen die Vorschriften des AtG, die auf der Basis er-

lassenen Rechtsverordnungen, die hierauf beruhenden Anordnungen und Verfügungen oder die Bestimmungen des Bescheides der Genehmigung verstoßen wird oder eine nachträgliche Auflage nicht eingehalten wird und in angemessener Zeit keine Abhilfe geschaffen wird, kann die Genehmigung nach §17 AtG entzogen werden.

### 2.1.3.2 Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen

Die Beherrschung des Bemessungserdbebens wird im KRB II allein über auslegungsgemäße, fest installierte Maßnahmen sichergestellt, so dass keine mobilen Einrichtungen benötigt werden.

Auf den Prozess zur Sicherstellung wichtiger Versorgungsfunktionen, wie z. B. zur Sicherstellung eines ausreichenden Kraftstoffvorrats für die Notstromdiesel, wurde bereits in Kapitel 2.1.3.1 eingegangen.

Die mobilen Einrichtungen und Versorgungsfunktionen, welche nach einem Erdbeben verfügbar sein sollen, wie z. B. die mobilen Feuerlöschpumpen, werden wiederkehrend geprüft.

### 2.1.3.3 Festgestellte Abweichungen

Wie in Kapitel 2.1.3.1 beschrieben, gibt es keine Abweichungen.

## 2.2 Bewertung von Auslegungsreserven

### 2.2.1 Abschätzung der zu schweren Kernschäden führenden Erdbebenstärke

Die oben beschriebenen, für die Funktion der Sicherheitsfunktionen relevanten Bauwerksstrukturen und Anlagenteile sind alle gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Aufgrund der konservativen Auslegung gegen das ursprünglich zugrundegelegte Freifeld-Antwortspektrum des Sicherheitserdbebens ist die Verfügbarkeit beim Bemessungserdbeben der Intensität  $I_{MSK} = VII$  gewährleistet. Darüber hinaus bestehen große Reserven zur Abtragung von Lasten durch Erdbeben höherer Intensitäten.

### Reserven der relevanten Bauwerksstrukturen

Im Rahmen der SWR-Sicherheitsanalyse wurden von der GRS umfangreiche Neubewertungen zur Erdbebensicherheit relevanter Gebäude durchgeführt. Dabei wurde auch die Standsicherheit der Gebäude im Hinblick auf ein Erdbeben der Intensität  $I_{MSK} = VIII$

mit einem entsprechenden standortspezifischen Freifeld-Antwortspektrum (siehe Kapitel 2.1.1.3, Abbildung 2) bewertet.

Im Fall des Reaktorgebäudes und seiner Einbauten (Kondensationskammer, Brennelementlagerbecken) wird festgestellt, dass aufgrund der ermittelten maximalen Beanspruchungen der tragenden Strukturen für die Intensität  $I_{MSK}=VIII$  davon ausgegangen werden kann, dass auch in diesem Fall die Standsicherheit nicht gefährdet ist. Ferner ist die Dichtheit des Stahlliners der Kondensationskammer aufgrund der geringen Schnittkräfte in den tragenden Betonstrukturen bei den betrachteten Intensitätsbereichen sichergestellt.

Für die Notstromdieselgebäude wird in der SWR-Sicherheitsanalyse festgestellt, dass zwar bei einer standortspezifischen Anregung der Intensität  $I_{MSK} = VIII$  die Auslegungswerte der Schnittkraftgrößen teilweise überschritten werden, die Schnittkräfte jedoch schon von der Mindestbewehrung der massiven Betonkonstruktion aufgenommen werden. Damit ist die globale Standsicherheit auch für diese Intensitätsstufe sichergestellt.

Obwohl das Reaktorhilfsanlagengebäude und das nukleare Betriebsgebäude nicht gegen das ursprüngliche Sicherheitserdbeben ausgelegt sind, sondern nur eine Erdbebenauslegung gemäß DIN 4149 besitzen, wird in der SWR-Sicherheitsanalyse festgehalten, dass vertiefte Untersuchungen gezeigt haben, dass die globale Standsicherheit auch bei Intensitäten  $I_{MSK} = VII$  und  $I_{MSK} = VIII$  gegeben ist.

Die zitierten Bewertungen der SWR-Sicherheitsanalyse stehen im Einklang mit der Definition der Europäischen Makroseismischen Intensitätsskala (EMS-Skala), die als Nachfolger der MSK-Skala mit dieser weitestgehend übereinstimmend ist. Die nicht gegen das Sicherheitserdbeben, sondern nur nach DIN 4149 gegen Erdbeben ausgelegten Gebäude der Anlage Gundremmingen können im Sinne der EMS-Skala mindestens als Gebäude der Vulnerabilitätsklasse D (durch Rahmen ausgesteifte Stahlbetontragwerke mit geringer Erdbebenauslegung) eingestuft werden. Die gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegten Gebäude (u. a. Reaktorgebäude, Notstromdieselgebäude, Pumpenbauwerke) können hingegen eher als Gebäude der Vulnerabilitätsklasse E (durch Rahmen ausgesteifte Stahlbetontragwerke mit hoher Erdbebenauslegung) angesehen werden. Dies trifft auch für die Gebäude des ZUNA-Systems zu. Gemäß der EMS-Skala ist bei einer Erdbebenintensität  $I_{EMS/MSK} = VIII$  mit leichten strukturellen und/oder mäßig

nicht-strukturellen Schäden an einigen Gebäuden der Vulnerabilitätsklasse D zu rechnen<sup>4</sup>. Dies steht im Einklang mit den Bewertungen der SWR-Sicherheitsanalyse.

- Obwohl die massiv konstruierten Pumpenbauwerke in der SWR-Sicherheitsanalyse nicht untersucht wurden, kann aufgrund ihrer Auslegung gegen das Sicherheitserdbeben und der tiefen Einbettung der Gebäude bzw. der Pumpenkammern ebenfalls mindestens von einer Vulnerabilitätsklasse D bis E ausgegangen werden. Eine Übertragbarkeit der Bewertung der Notstromdieselgebäude ist daher zulässig. Damit ist die Standsicherheit bei der Intensität  $I_{MSK} = VIII$  gegeben.
- Mit schweren nicht-strukturellen und/oder mäßigen strukturellen Schäden an zumindest einigen Gebäuden ist nach der EMS-Skala für Gebäude der Vulnerabilitätsklasse D ab einer Erdbebenintensität  $I_{EMS/MSK} = IX$  und für Gebäude der Vulnerabilitätsklasse E ab einer Erdbebenintensität  $I_{EMS/MSK} = X$  zu rechnen. Beim Auftreten dieses Schadensbildes kann eine Schädigung bzw. Beeinträchtigung der Komponenten des Sicherheitssystems nicht mehr ausgeschlossen werden.

### Reserven der relevanten Komponenten/Anlagenteile

- Im Rahmen der SWR-Sicherheitsanalyse wurde für die Schnellabschalttanks des Schnellabschaltsystems die Standsicherheit bei einer Erdbebenintensität von  $I_{MSK} = VIII$  nachgewiesen. Dabei sind selbst bei dieser auslegungsüberschreitenden Intensität noch weitere Reserven vorhanden. Im Rahmen der Untersuchung wurden die maximalen Spannungen im Behälter und in der Unterstützung aufgrund von Eigengewicht, Innendruck und Erdbeben bestimmt. Die ermittelten Spannungen sind dabei deutlich kleiner als die zulässigen Spannungswerte. Hinzu kommt, dass die Erdbebenbeanspruchung nur etwa 3 % der Vergleichsspannung des Behälters ausmacht.
- Des Weiteren wurde für die abgefederten Notstromdieselaggregate in den Notstromdieselgebäuden eine Schwingungs- und Erdbebenberechnung auf Grund-

---

<sup>4</sup> G. Grünthal,  
European Macroseismic Scale 1998, EMS-98  
European Seismological Commission, Subcommission on Engineering Seismology, Working Group  
Macroseismic Scales, Luxembourg 1998

lage des Sicherheitserdbebens durchgeführt. Untersucht wurden die maximalen Belastungen in den Federn. Bei konservativ gewählten Belastungsgrenzen ergibt sich für die ermittelten Schubspannungen eine Sicherheitsreserve gegenüber dem Sicherheitserdbeben von mindestens 2,2. Unter Berücksichtigung der Eigenschaften des Sicherheitserdbebens lässt sich daraus die Standsicherheit der Notstromdieselaggregate auch bei einer Erdbebenintensität von mindestens  $I_{MSK} = IX$  ableiten. Dies deckt sich mit US-amerikanischen Literaturangaben, die für Notstromdieselaggregate und deren Verankerungen High confidence of low probability of failure-Werte (HCLPF) im Bereich von 0,5-g angeben.

- Die Funktionssicherheit der Frischdampfisolationsventile als wichtiger Punkt des Durchdringungsabschlusses im Erdbebenfall wird in der SWR-Sicherheitsanalyse für die Erdbebenintensität  $I_{MSK} = VIII$  diskutiert. Es wird festgestellt, dass die dynamischen Belastungen der Ventile bei Schnellschließvorgängen ein Vielfaches der Erdbebenlasten betragen, die daher nicht auslegungsbestimmend sind. Ebenfalls werden keine unzulässigen Verformungen bei den Steuerventilen gesehen, die die Funktionsfähigkeit beeinträchtigen könnten. Aufgrund dieser großen Reserven ist daher die Funktionsfähigkeit des Durchdringungsabschlusses bis Erdbebenintensitäten von mindestens  $I_{MSK} = IX$  gegeben. US-amerikanische Literatur gibt für vergleichbare Armaturen Mindestwerte des HCLPF von 0,4-g an, was sich mit den hier gemachten Aussagen deckt.
- Die sicherheitstechnisch relevanten Rohrleitungen innerhalb des Reaktorgebäudes sind gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt. Dies beinhaltet die Frischdampfleitungen, die Speisewasserleitungen sowie die Leitungen des Entlastungssystems und des Nachkühlsystems. Die SWR-Sicherheitsanalyse kommt zu dem Schluss, dass die Rohrleitungen auch ein größeres Erdbeben mit der Intensität  $I_{MSK} = VIII$  aufnehmen können, ohne dass die Integrität der Rohrleitungen gefährdet ist. Der Bericht NUREG/CR-4334 gibt für entsprechende Rohrleitungen Werte des HCLPF oberhalb von 0,6-g an. Eine quantitativ nennenswerte Versagenswahrscheinlichkeit ist daher unterhalb einer Erdbebenintensität von  $I_{MSK} = IX$  nicht gegeben.
- Als repräsentative und hinsichtlich der Erdbebengefährdung relevante Komponente der Nachkühlketten wurden in der SWR-Sicherheitsanalyse die Zwi-

schenkühler des nuklearen Zwischenkühlsystems TF identifiziert. Als Grundlage für die Berechnung diene eine Erdbebenbelastung der Intensität  $I_{MSK} = VIII$ . Die Untersuchung zeigte, dass die auftretenden Spannungen wesentlich kleiner als die zulässigen Spannungswerte für die Stahlgüte St37 sind. Es wird festgestellt, dass die Erdbebenbeanspruchung um mehr als einen Faktor 10 gesteigert werden könnte, ohne dass die zulässigen Spannungen überschritten werden. Damit ist eine Standsicherheit auch bei Erdbebenintensitäten oberhalb von  $I_{MSK} = IX$  gegeben. Nach US-amerikanischer Literatur kann für vergleichbare Wärmetauscher ein HCLPF von mindestens 0,3-g bis 0,5-g angesetzt werden, wonach ein quantitativ nennenswertes Versagen auch erst oberhalb von  $I_{MSK} = IX$  zu erwarten wäre. Diese Einschätzung kann auch auf die nuklearen Nachkühler übertragen werden, deren Beanspruchungen infolge Einwirkungen von außen nachgewiesen wurden. Maßgebend ist hierbei der Lastfall Flugzeugabsturz, gegen den die Kühler ausgelegt sind, und der zu größeren Belastungen als das Sicherheitserdbeben führt.

- Für die Niederdruckpumpen wurde ebenfalls der Standsicherheitsnachweis für die Sonderlasten Sicherheitserdbeben, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle geführt. Maßgebende Lasten für den Nachweis sind die Belastungen aus dem Lastfall Flugzeugabsturz, für den die Standsicherheit nachgewiesen wurde. Die Beschleunigungen im Lastfall Flugzeugabsturz liegen mindestens um den Faktor 10 über denen des Sicherheitserdbebens. Gemäß dem aktuellen PSA-Methodenband kann bei Erhöhung der Erdbebenintensität um eine Intensitätsstufe von einer Verdopplung der auftretenden Beschleunigung ausgegangen werden. Aufgrund der im Vergleich zum Sicherheitserdbeben um den Faktor 10 größeren ertragbaren Beschleunigungen ist damit die Standsicherheit der Niederdruckpumpen bei einer Erdbebenintensität von mindestens  $I_{MSK} = IX$  gegeben.
- Ein Standsicherheitsnachweis für die Zwischenkühlwasserpumpen wurde geführt. Dabei wurden Lasten aus Eigengewicht und Sicherheitserdbeben berücksichtigt. Die Erdbebenbelastungen machen nur einen kleinen Teil der Gesamtbelastung aus. Die Spannungsausnutzungen der einzelnen Schraubverbindungen liegen zwischen 2 % und 36 %, so dass auch für erheblich größere Erdbebenlasten deutliche Reserven vorhanden sind. Demnach ist die Standsicherheit auch für Erdbebenintensitäten oberhalb  $I_{MSK} = IX$  gegeben.

- Des Weiteren wurde die Festigkeit der Nebenkühlwasserpumpen nachgewiesen. Neben Beschleunigungen von  $6,6 \text{ m/s}^2$  horizontal und  $1 \text{ m/s}^2$  vertikal wurde dabei ein gleichzeitig auftretender Druckstoß von 22 bar berücksichtigt. Im Nachweis werden große Reserven ausgewiesen. Die Verankerungen der Pumpenkonstruktion weisen Sicherheiten vom 3,5- bis 7-fachen auf. Auch hier bestehen demnach Reserven zur Abtragung von erheblich größeren Erdbebenlasten. Die Standsicherheit ist auch für Intensitäten oberhalb  $I_{\text{MSK}} = \text{IX}$  gegeben.
- Rohrleitungen des Zwischen- und Nebenkühlwassersystems (TF / VE) werden in der Erdbeben-PSA für KRB II untersucht. Dabei werden für die am stärksten beanspruchten Rohrleitungsabschnitte erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeiten auf Basis des Sicherheitsreservfaktorverfahrens bestimmt. Die entsprechenden HCLPF-Werte liegen für die TF-Rohrleitungen bei ca.  $0,3 \text{ g}$  und für die VE-Rohrleitungen bei  $0,35 \text{ g}$ . Die erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeit bei der Intensität  $I_{\text{MSK}} = \text{VIII}$  beträgt sowohl für die TF-Leitung wie auch für die VE-Leitung ca.  $3 \cdot 10^{-4}$ . Quantitativ nennenswerte erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeiten ergeben sich für beide Rohrleitungen damit erst im Bereich von  $I_{\text{MSK}} = \text{IX}$ .
- Die Widerstandsfähigkeit der Komponenten des ZUNA-Systems wird ebenfalls in der Erdbeben-PSA für KRB II diskutiert. Die Komponenten des ZUNA-Systems sind alle gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Es wird festgestellt, dass selbst bei einem Erdbeben einer Intensitätsstufe oberhalb der Bemessungsintensität, d. h. mit  $I_{\text{MSK}} = \text{VIII}$ , die Erdbebenlasten abgetragen werden können und kein quantitativ relevantes erdbebenbedingtes Versagen zu erwarten ist. Von einem möglichen erdbebenbedingten Ausfall einzelner ZUNA-Komponenten ist daher erst im Bereich von  $I_{\text{MSK}} = \text{IX}$  zu rechnen.

### Zusammenfassung

- Die Anlage KRB II ist konservativ gegen ein Erdbeben der Intensität  $I_{\text{MSK}} = \text{VII}$  ausgelegt.
- Die Wahrscheinlichkeit für ein erdbebenbedingtes Versagen von für die Funktion der Sicherheitsfunktionen relevanten Bauwerksstrukturen und Komponenten ist selbst bei einem Erdbeben der Intensität  $I_{\text{MSK}} = \text{VIII}$  klein, so dass die auftretenden Lasten abgetragen werden können. Ein quantitativ relevantes erdbe-

benbedingtes Versagen von einzelnen Komponenten tritt erst im Bereich einer Intensität von  $I_{MSK} = IX$  auf. Aufgrund der vorhandenen Redundanz und des mehrsträngigen Aufbaus der Sicherheitsteilsysteme ist hierbei allerdings nicht von einem kompletten Ausfall der Sicherheitsfunktionen, sondern nur mit dem erdbebenbedingten Ausfall einer Redundanz auszugehen. Übergreifende Schädigungen der Sicherheitsfunktionen werden daher am wahrscheinlichsten durch das erdbebenbedingte Versagen von Bauwerksstrukturen verursacht, das oberhalb eines Erdbebenintensitätsbereichs von  $I_{MSK} = IX$  bis  $I_{MSK} = X$  relevant wird.

- Somit liegt eine Sicherheitsmarge zwischen der konservativen Auslegung und dem erdbebenbedingten Versagen von mindestens zwei Intensitätsstufen vor. Ein dominanter „Cliff-Edge Effekt“ lässt sich aufgrund der Reserven der sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile nicht identifizieren.
- Der direkte Eintritt eines unbeherrschbaren Anlagenzustands tritt erst bei einer schweren und strukturellen Schädigung des Reaktorgebäudes ein. Dies ist aber für Intensitäten unterhalb  $I_{MSK} = X$  kaum zu erwarten.
- Eine Bewertung der Situation außerhalb der Anlage (Zugänglichkeit für Hilfe von außen, Versorgung mit Betriebsmitteln, Herbeischaffen von schwerem Gerät etc.) und der entsprechenden Reserven ist in Kapitel 2.1.2.3.3 enthalten
- Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass mit dem erdbebenbedingten Ausfall der Sicherheitsfunktionen und dem Eintritt von Gefährdungszuständen erst oberhalb einer Erdbebenintensität  $I_{MSK} = IX$  zu rechnen ist<sup>5</sup>. Dabei bleibt anzumerken, dass die Überschreitungshäufigkeit für Erdbeben der Intensität  $I_{MSK} = IX$  und höher in der Größenordnung von  $1 \cdot 10^{-9}$  /a liegt.

### 2.2.2 Auslegungsreserven für die Integrität des Sicherheitseinschlusses

- Die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Reaktorkern und dem Reaktorkühlsystem wird durch die Auslegung der Druckführenden Umschließung (DfU) gegen Erdbeben verhindert. Zur Sicherstellung der Integrität der DfU wird erforderlichenfalls der Durchdringungsabschluss ausgelöst. Die Absperrung erfolgt

---

<sup>5</sup> Schweizerischer Erdbebendienst, Eidgenössische Technische Hochschule Zürich, Integriertes Praktikum III: Erdbeben, 2001

dabei jeweils durch zwei hintereinanderliegende Absperrarmaturen. Wie unter 2.2.1 diskutiert, kann von einer Funktionsfähigkeit des Durchdringungsabschlusses und damit der Integrität der DfU bis zu Erdbebenintensitäten von mindestens  $I_{MKS} = IX$  ausgegangen werden.

- Eine Freisetzung des Inventars des Brennelementlagerbeckens ist erst bei schweren strukturellen Schäden des Reaktorgebäudes möglich. Gemäß den unter 2.2.1 gemachten Ausführungen ist dies erst bei Erdbebenintensitäten im Bereich von  $I_{MKS} = X$  zu erwarten.
- Mit einer quantitativ relevanten Wahrscheinlichkeit für das erdbebenbedingte Versagen der Funktionsfähigkeit des Sicherheitseinschlusses ist demnach unterhalb einer Erdbebenintensität von  $I_{MKS} = IX$  nicht zu rechnen.

### **2.2.3 Auslegungsüberschreitendes Hochwasser infolge auslegungsüberschreitenden Erdbebens**

- Eine Überflutung der Anlage als Folge eines Erdbebens ist nur bei einem erdbebenbedingtem Bruch der Staustufe Gundelfingen donauaufwärts denkbar.
- Für die Staustufe Gundelfingen ist die Standsicherheit bei Belastungen aus dem Sicherheitserdbeben nachgewiesen, wobei dem Nachweis das konservative Freifeld-Antwortspektrum des Sicherheitserdbebens zugrunde gelegt wurde. Der Nachweis weist dabei erhebliche Reserven aus, so dass unterhalb einer Erdbebenintensität von  $I_{MSK} = IX$  nicht von einem erdbebenbedingtem Versagen bzw. Bruch der Staustufe auszugehen ist.

Selbst bei einem Bruch der Staustufe ist nicht von einer Überflutung bzw. dem Eindringen von Wasser in sicherheitstechnisch relevante Gebäude auszugehen. Das normale Stauziel oberhalb der Staustufe beträgt + 434,50 m über NN. Aufgrund der Topographie (flache Ufer), des Abstandes der Anlage von der Donau und den damit verbundenen freien Überflutungsflächen steht an den Gebäuden ein wesentlich niedrigerer Wasserstand an. Der mögliche Wasserstand ist damit durch den maximalen Bemessungshochwasserstand der Anlage von + 434,50 m über NN abgedeckt. Damit ist eine Gefährdung der Anlage durch ein auslegungsüberschreitendes Hochwasser infolge eines auslegungsüberschreitenden Erdbebens auszuschließen.

### 2.2.4 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Erdbeben

Wie die vorstehenden Ausführungen zeigen, ist die Anlage sehr robust. Mit dem erdbebenbedingten Ausfall von Sicherheitsfunktionen und dem Eintritt von Gefährdungszuständen ist bei Erdbebenintensitäten unterhalb von  $I_{MSK} = IX$  nicht zu rechnen. Damit ist selbst bei einer Erdbebenintensität, die zwei Intensitätsstufen über dem Bemessungserdbeben liegt, von einer Beherrschbarkeit der Anlage auszugehen. Gleichzeitig ist die Robustheit der Anlagenteile gegenüber Erdbebenlasten ausgeglichen, so dass keine dominanten „Cliff-Edge Effekte“ existieren.

Aufgrund der sehr großen Reserve und den praktisch auszuschließenden Eintrittsraten von Erdbeben mit  $I_{MSK} > IX$  erübrigen sich weitere Anlagenänderungen oder Vorkehrungen.

### **3 Hochwasser**

#### **3.1 Auslegungsgrundlage**

##### **3.1.1 Hochwasser, gegen welches die Anlage ausgelegt ist**

###### **3.1.1.1 Höhe des Bemessungshochwassers**

- Bei der Errichtung der Anlage wurde das maßgebliche Hochwasser für die im Bereich von Stauhaltungen der Donau liegende Anlage KRB II (Abstand zur Donau ca. 1 km), ausgehend von der Ermittlung der hydrologischen Verhältnisse am Standort unter Berücksichtigung des Einzugsgebietes und von Entwicklungstendenzen bzgl. geplanter Staustufen festgelegt. Als weitere Einflussgrößen wurden die Abflussmengen des Vorfluters für Hoch-, Mittel- und Niedrigwasser (unter Berücksichtigung der Durchflussmengen und des Betriebes der Staustufen) für Jahresreihen aus dem "Gewässerkundlichen Jahrbuch" und aus betriebsinternen Messungen erfasst.
- Im Rahmen der Errichtung der Anlage KRB II wurden deshalb zur Beherrschung von Hochwassereinwirkungen konservativ folgende Hochwasserstände zugrundegelegt:

<b>Jährlichkeit</b>	<b>Abfluss</b>	<b>Hochwasserkote</b>
100 a	1390 m <sup>3</sup> /s	432,95 m über NN
1.000 a	1590 m <sup>3</sup> /s	433,25 m über NN
Maßgebliches Hochwasser	1800 m <sup>3</sup> /s	433,50 m über NN

In einem Gutachten der Bayer. Landesstelle für Gewässerkunde vom 9.7.1962 wurde als maßgebliches Hochwasser ein Abfluss von 1800 m<sup>3</sup>/s angenommen. Durch Extrapolation der Abflusskurve der ODK für die Staustufe Faimingen kommt man für diesen Abfluss zu einer Wasserspiegelhöhe von 433,50 m über NN. Darüber hinaus wurde für sicherheitstechnisch relevante Gebäude ein Sicherheitszuschlag/Freibord von 1,0 m über NN (= 434,50 m über NN) festgelegt.

Die normale Stauhöhe der Donau in Standortnähe beträgt ca. 429,62 m über NN. Die Differenz zwischen normaler Stauhöhe der Donau und dem maximalen Hochwasser-

stand von 434,50 m über NN für den die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude ausgelegt sind, beträgt somit ca. 4,90 m.

Eine neue Untersuchung gemäß KTA 2207 „Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser“ im Rahmen des PSÜ 1997 ergab für das 10.000-jährliche Hochwasser (= Bemessungshochwasser) einen Bemessungswasserstand von 433,33 m über NN (= der höchste Wasserstand, der sich im Bereich der schützenden Anlagenteile beim Bemessungshochwasser einstellt) und damit ein Freibord von 1,17 m. Gemäß KTA 2207 wurden folgende Werte aufgrund einer genaueren Darstellung des Geländeprofiles ermittelt:

<b>Überschreitenswahrscheinlichkeit</b>	<b>Abfluss</b>	<b>Hochwasserkote</b>
10.000 a	2100 m <sup>3</sup> /s	433,33 m über NN

Aus heutiger Sicht wäre die Anlage gegen das 10.000 jährliche Hochwasser auszuliegen. Dabei ergibt sich ein Bemessungswasserstand von 433,33 m über NN. Tatsächlich ausgelegt ist die Anlage jedoch für ein Hochwasser von 434,5 m über NN.

#### 3.1.1.2 Methodik bei der Festlegung des Bemessungshochwassers

Der Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser nach KTA 2207 „Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser“ (Fassung 11/2004) geht von einem Hochwasserereignis der Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$  /a aus, d. h. von einem extrem seltenen Hochwasserereignis. Je nach Standort an Binnengewässern oder an Küsten und Tidegewässern unterscheiden sich die Vorgehensweisen zur Ermittlung des Bemessungswasserstandes im Bereich der zu schützenden Anlagenteile und Schutzbauwerke des Kraftwerks. An Binnengewässern, wie in KRB II, wird von einem Hochwasserabfluss im Gewässer dieser Überschreitungswahrscheinlichkeit ausgegangen. Ein Verfahren zur Ableitung eines solch seltenen Hochwasserabflusses ist in Abschnitt A 2 der KTA 2207 dargelegt. Bei Binnengewässern ist neben den Verhältnissen am Standort (maximal möglicher Durchfluss) auch die großräumige Retentionswirkung im Einzugsgebiet zu berücksichtigen. Zur Ableitung eines maßgebenden Hochwasserabflusses an Binnengewässern soll eine Extrapolation auf statistischer Grundlage nach der in der KTA angegebenen Konvention angewendet werden, die das Zusammentreffen ungünstiger Einflüsse abdeckt.

Ein Wehrbruch auf der Oberwasserseite wurde berücksichtigt und hätte eine Flutwelle mit einem damit verbundenen Hochwasser zur Folge. Der mögliche Wasserstand ist jedoch durch den bei der Gebäudeauslegung berücksichtigten maximalen Hochwasserstand von +434,50 m über NN (Bemessungshochwasser zuzüglich Freibord) abgedeckt. Ein extremes Hochwasser ist nicht mit einer Flutwelle zu überlagern, weil dann keine Anstauung der Donau mehr stattfindet.

Eine weitere Standortgefährdung durch Tsunami, Sturmwellen, Dammbbruch, usw. ist aufgrund der hydrologischen Verhältnisse am Standort unter Berücksichtigung des Einzugsgebietes und der Donau-Staustufen für KRB II nicht gegeben.

Die ursprünglich angewandte Methodik zur Ermittlung des Bemessungshochwassers war konservativ. Dies wird durch aktuell unter Berücksichtigung des derzeitigen Kenntnisstandes durchgeführte Untersuchungen bestätigt.

### 3.1.1.3 Angemessenheit der Auslegung

KRB II ist gemäß KTA 2207 gegen das 10.000-jährliche Hochwasser (= Bemessungshochwasser) von 433,33 m über NN auszulegen. Darüber hinaus ist ein Freibord von 1,17 m für sicherheitstechnisch relevante Bauwerke vorhanden. Für alle relevanten Bauwerke ist durch permanenten Hochwasserschutz bis zum konservativ festgelegten Wasserstand von 434,5 m über NN (Bemessungshochwasserstand zuzüglich Freibord) ein mögliches Eindringen von Wasser ausgeschlossen.

Die Differenz von 4,90 m zwischen dem normalen Stauniveau der Donau und dem der Gebäudeauslegung zugrundegelegten Wasserstand (434,50 m über NN) der Anlage stellt eine Sicherheitsmarge dar, die die Schlussfolgerung zulässt, dass Einwirkungen durch Hochwasser für KRB II nicht von Relevanz sind. Dabei wurde berücksichtigt, dass diese Sicherheitsmarge nach den im Rahmen des Genehmigungsverfahrens durchgeführten Untersuchungen auch das Versagen flussaufwärts gelegener Staustufen mit abdeckt.

## 3.1.2 Vorkehrungen zum Schutz der Anlage gegen Bemessungshochwasser

### 3.1.2.1 Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten

Beim Bemessungshochwasser müssen alle zur Abschaltung des Reaktors, der Notstromversorgung und zur Nachwärmeabfuhr sowie zum Aktivitätseinschluss erforderlichen Strukturen, Systeme und Komponenten funktionsfähig bleiben. Deshalb ist für al-

le relevanten Bauwerke (inklusive der Kabelkanäle etc.) durch permanente (ereignis-unabhängige) Hochwasserschutzmaßnahmen bis zum maximalen Hochwasserstand von 434,5 m über NN (Bemessungshochwasserstand zuzüglich Freibord) ein mögliches Eindringen von Wasser ausgeschlossen.

Im Einzelnen sind folgende Gebäude für ein Hochwasser von 434,5 m über NN ausgelegt:

- Reaktorgebäude
- Reaktorhilfsanlagengebäude / Nukleares Betriebsgebäude
- Notstromdiesel- und Kältemaschinengebäude
- Bauwerke für Notstromdiesel der Redundanz 2 / 3
- Notstromdieselgebäude ZUNA
- Nebenkühlwasserpumpen- und -reinigungsbauwerke
- Rückkühlbauwerk ZUNA
- ZUNA-Gebäude
- Regenwasserhebeanlage
- Ventingebäude
- Maschinenhaus

Der Personenzugang für das Maschinenhaus liegt auf +1,50 m (434,5 m üNN).

Der gesamte Durchfahrbereich der Gleisdurchfahrt in Höhe von 433,0 m üNN ist als Schleuse ausgebildet. Da aufgrund der großen Abmessungen die Tore eine druckwasserfeste Absperrung nicht sichergestellt ist, sind außerhalb der Tore Vorkehrungen für einen Dammbalkenverschluss vorhanden, der zwischen 433,0 m üNN und 434,5 m üNN den Wasserabschluss übernimmt.

- Nebenkühlwassersammelbecken

Die Becken sind ohnehin betrieblich mit Wasser geflutet. Sie sind so ausgelegt, dass sie beim Bemessungshochwasserstand nicht aufschwimmen.

- Schaltanlagengebäude

Die Gebäudeauslegung ist so erfolgt, dass selbst bei völlig geflutetem Keller der ungestörte Betrieb noch möglich ist. Der erste Flur mit Schaltanlagen liegt auf 434,5 m üNN. Die Verbindungskanäle zu sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden sind am Eintritt in diese Gebäude wasserdicht abgeschottet.

- Durch diese Gebäudeauslegung ist die Funktion von allen darin befindlichen Systemen gewährleistet.
- Die Nebenkühlwasserversorgung ist durch die Gestaltung des Einlaufkanals und die Auslegung der Einrichtungen der Kühlwasserentnahme ebenfalls bis zu einem maximalen Hochwasserstand von 434,5 m über NN sichergestellt.
- Die Einrichtungen zur Notstromversorgung (Notstromdieselgebäude, Zuluft, Kraftstoffversorgung, Kabelkanäle, Schaltanlagen) sind ebenfalls so ausgelegt, dass deren Funktion bis hin zu einem maximalen Hochwasserstand von 434,5 m über NN sichergestellt ist. Darüber hinaus ist bei einem Bemessungshochwasser nicht zu erwarten, dass die externe Stromversorgung (z. B. 380-kV-Netz) ausfällt, da das Ereignis Hochwasser auf das Donautal begrenzt ist, die Hochspannungsmasten von dem Hochwasser nicht beeinträchtigt werden, die Leitungsstraße nach kurzer Entfernung das Donautal verlässt und die sich in Kraftwerksnähe befindende Schaltanlage (Schaltanlage Gundelfingen) gegen das Bemessungshochwasser ausgelegt ist.

### 3.1.2.2 Wesentliche Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption gegen Hochwasser

- Zum Schutz gegen das 100-jährliche Hochwasser wurde das Kraftwerksgelände bis auf 433,00 m über NN aufgeschüttet. Bis zu diesem Hochwasserstand ist aufgrund der Auslegung der baulichen Anlagen ein uneingeschränkter Kraftwerksbetrieb möglich.

Darüber hinaus sind alle sicherheitstechnisch relevanten Gebäude durch bauliche Maßnahmen (z. B. Gebäudeöffnungen oberhalb 434,5 m über NN, Abdichtung von Rohrdurchführungen, Schwellen etc.) bis hin zu einer Gebäudehöhe von 434,5 m über NN gegen das Eindringen von Wasser geschützt. Damit besteht der folgende Sicherheitszuschlag/Freibord:

434,50 m -> Bauliche Auslegung der sicherheitstechnisch relevante Gebäude und der entsprechenden Systeme

433,33 m -> Bemessungswasserstand gemäß KTA 2207

1,17 m -> Sicherheitszuschlag/Freibord.

---

### 3.1.2.3 Wesentliche Vorkehrungen in der Betriebsführung der Anlage gegen Hochwasser

- Das Kernkraftwerk Gundremmingen ist an den Hochwassernachrichtendienst (HND) in Bayern angeschlossen und erhält bei Überschreiten festgelegter Pegelstände in der Donau Nachricht vom zuständigen Wasserwirtschaftsamt. Eigene Ablesungen am Pegel der Messlatte des Einlaufbauwerkes (örtliche Anzeige) ergänzen die Information über Stand und Tendenz des Hochwassers.
- Wenn die Prognosen des zuständigen Wasserwirtschaftsamtes einen weiteren, wesentlichen Anstieg des Pegels  $\geq 433$  m über NN erwarten lassen, so ist gemäß BHB, insbesondere bei signifikanten Einschränkungen der Begehung / Befahrung des Geländes, über das Abfahren der Anlage durch den Leiter der Anlage / Fachbereichsleiter Produktion zu entscheiden.
- Spätestens bei einem Pegelstand von 433,5 m über NN ist die Anlage abzufahren und es sind temporäre Maßnahmen zu treffen, die erforderlich sind, um die Zugänglichkeit, die Versorgung mit Betriebsmitteln, die Ablösung von Personal, das Abpumpen von eingedrungenem Wasser sicherzustellen sowie das Eindringen von Wasser in tieferliegende Gebäudeteile zu verhindern. Anmerkung: Bei den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden wird das Eindringen von Wasser durch permanente bauliche Maßnahmen bis hin zu einem Wasserstand von 434,5 m über NN verhindert, deshalb bezieht sich die obige Aussage zum Schutz vor dem Eindringen von Wasser bzw. dem Abpumpen von Wasser auf sonstige, sicherheitstechnisch nicht relevante Gebäude, wie z. B. Archive etc.
- Weitere temporäre Sicherungsmaßnahmen sind in einer innerbetrieblichen Anweisung zum Hochwasserschutz beschrieben. Als temporäre Schutzmaßnahmen kommen beispielsweise Dammbalken, Sandsackbarrieren, Schlauchbarrieren oder ähnliche Systeme zum Einsatz. Die temporären Sicherungsmaßnahmen sind ab einem Hochwasserstand von + 432,50 m über NN durchzuführen, wenn auf Grund der Prognose des HND ein Anstieg auf  $> 433$  m über NN am Standort zu unterstellen ist. Die zu sichernden Gebäude und Gullys sind in dieser internen Regelung aufgeführt. Bei einem Pegel von 433,75 m über NN werden die Sicherungen an den nicht sicherheitstechnisch wichtigen Gebäudeeingängen wie z. B. Feuerwehrgebäude, Werkstattgebäude, Betriebs- und So-

zialgebäude, Lagergebäude, wieder entfernt und die Gebäude geflutet. Damit ist deren Zugänglichkeit gewährleistet.

- Die Zugänglichkeit zur Warte, der Reaktorgebäude und den Teilstuerstellen und somit auch der Notstromdieselgebäude sind auch noch bei einem Pegel von 434,50 m über NN über das Betriebs- und Sozialgebäude gegeben. Für alle relevanten Bauwerke ist durch permanente Schutzmaßnahmen bis zu diesem Pegel ein Eindringen von Wasser auszuschließen.
- Die Wadfähigkeit der Feuerwehrfahrzeuge beträgt je nach Fahrzeugtyp ca. 50 bis 80 cm. Damit ist der Transport von Personen und Material auf dem Anlagengelände beim Bemessungshochwasser sichergestellt.

### 3.1.2.4 Auswirkungen der Situation außerhalb der Anlage

Die besonderen Maßnahmen bei "Einwirkungen von außen" (EVA), wie z. B. Hochwasser oder Erdbeben, sind im BHB beschrieben. Ist das Kraftwerk von solchen Ereignissen derart betroffen, dass die Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen abgeschaltet wurde oder abgeschaltet werden musste, so ist zusätzlich gemäß Störfalleitenschema vorzugehen (s. Kapitel 5).

Durch die schutzzielorientierte Vorgehensweise können auch andere Auswirkungen, die mit dem Hochwasser selbst oder den das Hochwasser verursachenden Phänomenen verbunden sind, beherrscht werden.

Bei Ausfall der externen Stromversorgung kann die Notstromversorgung über die ebenfalls gegen einen Hochwasserstand von 434,5 m über NN (Bemessungshochwasser zuzüglich Freibord) ausgelegten Notstromdiesel sichergestellt werden. Eine genaue Beschreibung der Maßnahmen zur Sicherstellung der Notstromversorgung ist in Kapitel 5.1 enthalten.

Sollten die Zugangswege über die Straße und über die Gleisanbindung überflutet sein, ist die Versorgung mit Material und Personen je nach Überflutungshöhe mit wadfähigen Fahrzeugen, Booten oder Hubschraubern möglich.

### 3.1.3 Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage

#### 3.1.3.1 Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen

Der allgemeine Prozess zur Gewährleistung der Übereinstimmung des KRB II mit der aktuellen Genehmigungslage zum Hochwasser ist identisch mit dem in Kapitel 2.1.3.1 beschriebenen Prozess zum Erdbeben.

Auch bezüglich der Hochwassersicherheit werden wiederkehrende Prüfungen durchgeführt, so z. B. die Dichtheit von Wasserschutztüren und Sichtprüfungen von Gebäude-  
dehnungsfugen (Omega-Dehnbänder) hinsichtlich der Dichtheit entsprechend des in Kapitel 2.1.3.1 beschriebenen Reglements. Bei Anlagenänderungen wird analog der in Kapitel 2.1.3.1 für Erdbeben beschriebenen Vorgehensweise auch geprüft, ob die Aspekte des Hochwasserschutzes eingehalten werden.

Durch die beschriebenen Prozesse wird sichergestellt, dass alle für den Hochwasserfall erforderlichen Systeme, Strukturen und Komponenten verfügbar und nicht durch Folgeschäden beschädigt sind.

#### 3.1.3.2 Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen

- Aufgrund der hohen Sicherheitsmargen gegenüber dem Bemessungswasserstand sind keine mobilen Einrichtungen erforderlich.
- Der Einsatz externer Feuerwehren unterliegt gesetzlichen Regelungen, wodurch sie bei Anforderung zur Hilfestellung verpflichtet sind. Teilbereiche der Störfallvorsorge wurden einer privaten Gemeinschaftseinrichtung übertragen und zu diesem Zweck die Kerntechnische Hilfsdienst GmbH gegründet.

Zur Abdeckung sehr unwahrscheinlicher Störfälle und auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe sind Maßnahmen erforderlich, die im Notfallhandbuch (NHB) beschrieben sind. Diese Maßnahmen dienen der Verhinderung einer Eskalation oder der Milderung des Ablaufes solcher Ereignisse bzw. der Rückführung in einen sicheren Anlagenzustand (s. Kapitel 6). Die Kriterien und Vorgaben für die Einleitung dieser Maßnahmen sind im Störfalleitschema enthalten. Die besonderen Maßnahmen bei "Einwirkungen von außen" (EVA) sind im BHB beschrieben. Die ggf. zur Durchführung dieser Maßnahmen erforderlichen Einrichtungen sind auf dem Anlagengelände vorhanden.

Auf den Prozess zur Sicherstellung wichtiger Versorgungsfunktionen, wie z. B. zur Sicherstellung eines ausreichenden Kraftstoffvorrats für die Notstromdiesel, wurde bereits in Kapitel 2.1.3.1 eingegangen.

- Die mobilen Einrichtungen und Versorgungsfunktionen, welche bei einem Hochwasser verfügbar sein sollen, wie z. B. die mobilen Feuerlöschpumpen, werden wiederkehrend geprüft.
- Aufgrund sehr langer Vorwarnzeiten können, falls erforderlich, im Falle eines Hochwassers noch entsprechende Maßnahmen im Voraus durchgeführt werden. KGG erhält einen Alarm bei der Überschreitung eines Pegels von 320 cm bei Neu Ulm. Dies entspricht einer Abflussmenge von ca. 440 m<sup>3</sup>/s. Die Laufzeit einer Hochwasserwelle von Neu-Ulm bis Gundremmingen liegt im Bereich von etwa 8 Stunden. Die Vorwarnzeiten für höhere Abflussmengen (1.390 m<sup>3</sup>/s für das 100-jährliche Hochwasser bzw. 2.100 m<sup>3</sup>/s für das 10.000-jährliche Hochwasser) sind nochmals erheblich größer.

Die Zugänglichkeit auf das Anlagengelände ist in Kapitel 3.1.2.4 bewertet.

### 3.1.3.3 Festgestellte Abweichungen

Es sind keine sicherheitstechnisch relevanten Abweichungen von der Auslegung oder Fehler in der Auslegung vorhanden. Somit sind keine Abhilfemaßnahmen erforderlich.

## 3.2 Bewertung von Auslegungsreserven

### 3.2.1 Abschätzung von Auslegungsreserven gegen Überflutung

Die Anlage KRB II ist gemäß KTA 2207 „Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser“ für das 10.000-jährliche Hochwasser (= Bemessungshochwasser) ausgelegt. Bei diesem äußerst seltenen Hochwasserereignis ergibt sich einen Bemessungswasserstand von 433,33 m über NN (= der höchste Wasserstand, der sich im Bereich der schützenden Anlagenteile beim Bemessungshochwasser einstellt). Darüber ist für sicherheitstechnisch relevante Gebäude ein Sicherheitszuschlag/Freibord von 1,17 m über NN (= 434,50 m über NN) vorhanden. Die normale Stauhöhe der Donau in Standortnähe beträgt ca. 429,62 m über NN. Die Differenz zwischen der normalen Stauhöhe der Donau und dem Hochwasserstand von 434,50 m über NN für die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude beträgt somit ca. 4,90 m.

Selbst bei einem Hochwasserstand von 434,50 m ist keine unmittelbare Beeinträchtigung von Vitalfunktionen (einschließlich der Batterieversorgung mit den zugehörigen Schaltanlagen) zu unterstellen, wenn es trotz der Gebäudeauslegung zu einem Wassereintritt in die entsprechenden Gebäude käme, da eintretendes Wasser aus den Gebäudesümpfen der sicherheitsrelevanten Gebäuden automatisch abgepumpt würde.

Bei einem Pegelanstieg kommt es zu einer Erhöhung der mittleren Strömungsgeschwindigkeit. Außerdem führt aufgrund des Geländeprofiles (sehr breites Tal) ein postulierter geringfügiger Pegelanstieg über das Niveau des 10.000 jährlichen Hochwassers hinaus zu einer starken Vergrößerung des Abflussquerschnitts. Im Rahmen der Wasserspiegelberechnung für 10.000-jährliches Hochwasser wurden Geländequerprofile für die relevanten Donau-Kilometer ermittelt. Daraus geht hervor, dass bei einer Verdopplung der Abflussmenge eines 10.000-jährlichen Hochwassers der Pegel lediglich um weitere 42 cm ansteigt. Unter Berücksichtigung der 1,17-m-Reserve zwischen dem 10.000-jährlichen Hochwasser und der Anlagenauslegung ist immer noch eine zusätzliche ausreichende Sicherheitsmarge vorhanden.

Die Differenz von 4,90 m zwischen dem normalen Stauniveau der Donau und einem der Gebäudeauslegung zugrundegelegten Hochwasser von 434,50 m über NN der Anlage stellt unter der Berücksichtigung des Geländeprofiles und der abführbaren Wassermenge eine derart hohe Sicherheitsmarge dar, dass Einwirkungen durch Hochwasser für KRB II nicht von Relevanz sind.

### **3.2.2 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Überflutung**

Da Einwirkungen durch Hochwasser für KRB II nicht von Relevanz sind und keine „Cliff-Edge Effekte“ zu betrachten sind, sind grundsätzlich keine weiteren Maßnahmen erforderlich.

Dennoch wird aktuell untersucht, inwieweit durch die Beschaffung eines Wasserfahrzeugs die Robustheit der Anlage bei Eintritt eines extremen Hochwassers noch weiter verbessert werden kann.

## 4 Extreme Wetterbedingungen

### 4.1 Auslegungsgrundlage

Das KRB-II-Schutzkonzept gegen extreme Wetterbedingungen stützt sich auf die konventionelle Auslegung der Gebäude gemäß DIN 1055, die Auslegung der Anlage gegen Einwirkungen von außen gemäß den BMI-Sicherheitskriterien für Natur- oder zivilisatorisch bedingte Ereignisse sowie auf das Warnsystem des Deutschen Wetterdienstes (DWD).

Bei der Auslegung der Anlage wurden Wind- und Schneelasten nach DIN 1055 berücksichtigt, so dass aus diesen Einwirkungen keine Gefährdung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile besteht. Regen und Hagel stellen keine besondere Belastung dar. Durch die bautechnische Ausführung der äußeren Umschließungswände wird eine Beeinträchtigung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile verhindert. Die gegen Einwirkungen von außen ausgelegten sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke halten auch deutlich höheren Belastungen stand. Der Einfluss extremer Temperaturen (kalt und warm) wurde sowohl für die Lüftungsanlagen als auch die Kühlwasseranlagen berücksichtigt. Die am Standort zu erwartenden Eisverhältnisse bei tiefen Temperaturen an den Flüssen Mindel und Donau stellen für die Kühlwasserversorgung der Nebenkühlwasserstränge keine Gefährdung dar. Die Anlage KRB II ist mit einem Blitzschutzsystem gegen Blitzeinwirkungen ausgelegt.

Das Warnsystem des DWD ist mehrstufig aufgebaut und gliedert sich in:

- Frühwarninformationen
- Vorwarninformationen und
- Warninformationen.

Bei den Warninformationen werden auf Landkreisebene sowohl Wetter- als auch Unwetterwarnungen herausgegeben. Diese Warninformationen sind i. d. R. bei großräumigen Warnereignissen 3 bis 12 Stunden im Voraus, bei Gewittern und heftigen Schauern 0 bis 3 Stunden im Voraus erhältlich.

Als objektive Kriterien für die Veranlassung und Durchführung von Sicherungsmaßnahmen werden für KRB II die Unwetterwarnungen für den Landkreis Günzburg herangezogen.

Bei der Darstellung der Wettergefahren differenziert der DWD insbesondere zwischen folgenden Warnstufen:

- Wetterwarnung  
Die erwartete Wetterentwicklung ist nicht ungewöhnlich, trotzdem können wetterbedingt Gefährdungen auftreten.
- Warnung vor markantem Wetter  
Die erwartete Wetterentwicklung ist nicht ungewöhnlich, aber gefährlich. Es können vereinzelt oder örtlich Schäden auftreten.
- Unwetterwarnung  
Die erwartete Wetterentwicklung ist sehr gefährlich. Es können verbreitet Schäden durch das Wetter auftreten.
- Warnung vor extremem Unwetter  
Die erwartete Wetterentwicklung ist extrem gefährlich. Es können lebensbedrohliche Situationen entstehen und große Schäden und Zerstörungen auftreten. Häufig sind dabei größere Gebiete betroffen.

Seitens KGG werden Sicherungsmaßnahmen veranlasst und durchgeführt, wenn ein Schwellenwert einer Unwetterwarnung erreicht wurde. In diesem Fall erfolgt eine aktive Übermittlung der Unwetterwarnung durch den DWD an KRB II. Abhängig von der Unwetterwarnung sind Sicherungsmaßnahmen durch den Schichtleiter 1 des Blocks B zu veranlassen bzw. durchzuführen, die in einer internen Anweisung beschrieben sind. Dazu gehören z. B.:

- Information weiterer Stellen, wie z. B. Werkfeuerwehr und Bereitschaften
- Kontrolle/Begehung des Außengeländes  
Der Schichtleiter 1 des Blocks B organisiert die Durchführung einer Begehung des Außengeländes unter Beteiligung weiterer Teilbereiche (allgemeine Begehung mit Fokus auf durchzuführende Sicherungsmaßnahmen, wie z. B. Veräumen loser/gefährdeter Gegenstände; ggf. Verzurren/Sichern von Gegenständen usw.)
- Anforderung der Bereitschaft Streudienst/Winter.

### 4.1.1 Bewertung der für die Auslegung verwendeten Wetterbedingungen

Zur Ermittlung der für die Auslegung zugrunde liegenden Wetterbedingungen wurden historische Wetterbeobachtungen und Aufzeichnungen aus Bayern herangezogen. Die für die Auslegung der Anlage verwendeten Wetterbedingungen orientieren sich daher an der Klimazone am Standort.

Der Standort KRB II liegt innerhalb der warm-gemäßigten Klimazone im Übergangsbereich des maritimen Klimas Westeuropas zu einem kontinentalen Klima in Osteuropa. Während maritimes Klima eher von milden Wintern, kühlen Sommern und einer hohen Luftfeuchte geprägt ist, überwiegen im kontinentalen Klima eher kalte Winter, heiße Sommer und eine geringe Luftfeuchte. Aussagen zu dem Klima in Bayern liefert der Klimaatlas Bayern.

Durch die Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude und Anlagenteile gegen Einwirkungen von außen stellen extreme Wetter eine vernachlässigbare Belastung dar, die bereits durch die konventionelle Auslegung der Gebäude gemäß DIN 1055 berücksichtigt ist.

Seit dem Betrieb der Anlage sind innerhalb dieser Klimazone keine extremen Wetterbedingungen aufgetreten, die am Rande der Auslegung oder sogar außerhalb der Auslegung der Anlage lagen.

Die für die Auslegung der Anlage verwendeten Wetterbedingungen sind daher nicht nur ausreichend berücksichtigt, sondern es bestehen darüber hinaus für die Klimazone sehr hohe Sicherheitsmargen.

#### 4.1.1.1 Verifizierung der Wetterbedingungen, welche bei der Auslegung von Systemen, Strukturen und Komponenten verwendet wurden

Das KRB-II-Schutzkonzept gegen extreme Wetterbedingungen stützt sich auf die konventionelle Auslegung der Gebäude gemäß DIN 1055, die Auslegung der Anlage gegen Einwirkungen von außen gemäß den BMI-Sicherheitskriterien für Natur- oder zivilisationsbedingt bedingte Ereignisse sowie auf das Warnsystem des Deutschen Wetterdienstes (DWD).

Dabei wurden die folgenden Schwerpunktthemen berücksichtigt:

- Windlasten

- Tiefe Temperaturen und Vereisung
- hohe Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen
- niedrige Wasserstände
- Hochwasser und extreme Niederschläge.

### Windlasten

Bei der Auslegung der Anlage wurden u. a. Windlasten nach DIN 1055 berücksichtigt, so dass aus dieser Einwirkung keine Gefährdung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile gegeben ist. Beanspruchungen aus diesem Lastfall sind bereits durch die konventionelle Auslegung der Bauwerke nach DIN 1055 abgedeckt.

Einwirkungen wie Sturm wurden durch bauliche Maßnahmen berücksichtigt. Demnach muss das Maximum einzelner Böenstöße für Bayern mit  $v = 41,7$  bis  $44,4$  m/s (Tornado Pforzheim 10.07.1968:  $v = 43,0$  m/s) angesetzt werden. Solche Böengeschwindigkeiten sind jedoch äußerst selten. Gemäß DIN 1055 beträgt die ab 20 m über Geländeoberkante (GOK) anzusetzende Windgeschwindigkeit  $v = 42,0$  m/s. Bei Tornados bis zur Starke F 3 ( $v = 71,0$  bis  $93,0$  m/s) nach der Fujita-Skala (F-Skala) sind an den massiv gebauten Bauwerken der Anlage selbst hierbei noch keine schweren Schäden zu erwarten.

Nach Aussagen des Deutschen Wetterdienstes (DWD) treten Windgeschwindigkeiten im Bereich von 40 m/s (entspricht 144 km/h) nur sehr selten auf. Sturm Vivian (1990) hatte weiträumige Windgeschwindigkeiten von 130 bis 140 km/h zur Folge, Sturm Wiebke (1990) erreichte Windgeschwindigkeiten von 130 bis 200 km/h (entspricht 55 m/s), beim Sturm Lothar (1999) betragen die Böenspitzen im Flachland in der Schweiz verbreitet 140 km/h.

Die gegen Einwirkungen von außen (EVA) ausgelegten sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke halten auch deutlich höheren Belastungen stand. Hierzu gehören z. B. die Belastungen aus den Lastfällen Erdbeben oder auch Druckwellen aus chemischen Reaktionen, die wie Wind auf die gesamte Anlage wirken und zu höheren Beanspruchungen führen. Auch aus der Auslegung bestimmter sicherheitstechnisch relevanter Bauwerke gegen Trümmerlasten resultieren Auslegungsreserven im Vergleich zu den Belastungen infolge Sturm oder Böenstöße.

Im Mai 2005 wurde durch den TÜV bestätigt, dass in der Anlage KRB II sicherheitsrelevante Einrichtungen in massiven Bauwerken angeordnet sind und somit vor der Einwir-

kung von Windlasten geschützt sind. Aufgrund der Bauwerksausführung bzw. der Ausführung der Verschlüsse von Bauwerksöffnungen der o. g. Bauwerke können durch Sturm losgelöste, umherfliegende Teile wegen ihrer geringen Masse keine relevanten Schäden anrichten.

Die Auswirkungen solcher Ereignisse führen im Extremfall nur zum Ausfall der EB-Versorgung.

### **Tiefe Temperaturen und Vereisung**

Das Aussagen des DWD ist in den letzten 50 Jahren die Temperatur nur an 33 Tagen unter  $-20\text{ °C}$  gefallen, nur an 4 Tagen davon unter  $-25\text{ °C}$ ; die niedrigste Tageshöchsttemperatur lag bei rund  $-18\text{ °C}$ , dies bedeutet, dass die Temperatur bisher maximal etwa 20 Stunden unter  $-20\text{ °C}$  lag.

Die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude sind gegen höhere Belastungen und Dachlasten als die am Standort anzusetzende Schneelast nach DIN 1055 ausgelegt. Dabei wurde zu den Gebrauchs-, Wind- und Schneelasten noch die Belastung aus äußeren Explosionen zugeschlagen. Eis und Schnee sowie tiefe Temperaturen führen somit zu keinen besonderen Lasten, die über die Auslegung hinausgehen. Extreme Schnee- oder Eislasten sind erkennbar und können im Bedarfsfall beseitigt werden. Am Maschinenhaus werden alle Dachabläufe elektrisch beheizt, sodass der Ablauf von Schmelzwasser immer gewährleistet ist und sich keine Eisschicht aufbauen kann.

Bei der Auslegung der Anlage wurden Eiserscheinungen im Kühlwasserentnahmebauwerk durch eintreibendes Eis aus dem Nebenfluss Mindel sowie eine geschlossene Eisdecke auf der Donau berücksichtigt. Damit wird in solchen Fällen eine ausreichende Kühlwasserversorgung gewährleistet.

Die Rechenanlagen der Entnahmebauwerke für die nuklearen Nebenkühlwasserstränge der beiden Blöcke sind in beheizten Gebäuden aufgestellt. Im Gebäude ZM.4 sind der Grobrechen im Freien, der Feinrechen und die Siebbandanlage für den Strang VE10 im Gebäudeinneren installiert. Um Beeinträchtigungen der Kühlwasserentnahme durch Eisbildung im Bereich der Entnahmerechen zu verhindern, kann erwärmtes Nebenkühl- bzw. Rücklaufwasser vor die Grob- und Feinrechen der Entnahmebauwerke geleitet werden. Diese Warmwasserrückführung in den Einlaufkanal ist im BHB beschrieben. Ferner können zur Verhinderung von Eisansatz die Rechenreinigungsanlage auf Dauerbetrieb gestellt sowie die Aufzugsmechanik der Greiferwagen bzw. die

Entnahmebauwerke beheizt werden. Die Überlaufbauwerke sind ebenfalls beheizt, um den ungehinderten Rücklauf des nuklearen Nebenkühlwassers VE auch bei tiefen Temperaturen sicherzustellen.

In den Nasszellenkühlern des ZUNA werden der Steigschacht, die Bypassarmatur und die Ventilatorringe elektrisch beheizt. Bei Bedarf kann das Wasser im Speicherbecken im Bypassbetrieb mit der Nebenkühlwasserpumpe umgewälzt werden. Das Speicherbecken liegt 4 m tief im Erdreich und ist tiefen Temperaturen nicht direkt ausgesetzt.

Alle anderen sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten sind in geschlossenen Gebäuden untergebracht. Diese Gebäude sind durch dicke Betonwände von äußeren Temperatureinflüssen weitgehend abgeschirmt.

### **Hohe Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen**

Gebäude mit sicherheitstechnisch wichtiger Bedeutung wie Reaktorgebäude (mit Teilsteuern), Nebenkühlwasserpumpenbauwerke und Bauwerke für Notstromdiesel sind durch dicke Betonwände von äußeren Temperatureinflüssen weitgehend abgeschirmt. Die Kühlung der Räume mit sicherheitstechnischer Bedeutung erfolgt durch die Umluftanlagen. Die Umluftanlagen werden durch UF-Kühlwasser gekühlt, welches durch 8 Kältemaschinen geliefert wird. Diese Kältemaschinen verfügen über ausreichende Auslegungsreserven.

Die Motoren der KHD-Dieselaggregate (Block-Notstromversorgung) wurden eine Ansauglufttemperatur von 30 °C und eine Flusswassertemperatur von 22 °C ausgelegt, die Motoren der MTU-Dieselaggregate, die im ZUNA-System eingesetzt sind, wurden für eine Ansauglufttemperatur von 35 °C und eine Flusswassertemperatur von 28 °C ausgelegt. Bis zu einer Kühlwassertemperatur von 28 °C und einer Außenlufttemperatur von 40 °C können alle Notstromdiesel die im Anforderungsfall benötigte elektrische Leistung sicher erbringen. Da die maximale Donautemperatur selbst in dem außergewöhnlich heißen Sommer 2003 maximal 22,1 °C betrug, sind erhebliche Reserven vorhanden.

Die Auslegungstemperatur der Nebenkühlwassersystems für den Normalbetrieb beträgt 22 °C und für Störfälle 23,5 °C. Bei den Wärmeabfuhrrechnungen wurden sehr konservative Leistungsdaten der Kühler zugrundegelegt. Aufgrund neuer Berechnungen auf der Basis von Betriebserfahrungen wurde nachgewiesen, dass die Nachwärmeabfuhr auch noch bei höheren Flusswassertemperaturen sichergestellt ist. Hiernach ist bis 25 °C Flusswassertemperatur ein uneingeschränkter Leistungsbetrieb möglich. Wird ein

Grenzwert > 28 °C länger als eine Stunde überschritten, ist das Abfahren der Anlage mit Druckabsenkung einzuleiten. Bei Flusswassertemperaturen zwischen 25 und 28 °C ist die Fahrweise „Halten auf Druck und Temperatur“ nicht erlaubt, um die Temperaturbelastung der Kondensationskammer zu minimieren. Durch das rechtzeitige Abfahren der Anlage wird die abzuführende Nachzerfallsleistung minimiert, so dass diese dann auch bei höheren Flusswassertemperaturen abzuführen ist.

Das 2 x 100 % Lagerbeckenkühlsystem TM ist so ausgelegt, dass bei BE-Wechsel die im ungestörten Betrieb zulässigen Lagerbeckentemperaturen eingehalten werden. Die dabei zugrunde gelegte Wärmeleistung wird bei Leistungsbetrieb nicht erreicht. Bei einer erforderlichen Erhöhung der Kühlleistung kann der zweite Strang des Beckenkühlsystems TM in Betrieb genommen werden. In besonderen Betriebszuständen sind auch höhere BE-Lagerbeckentemperaturen zulässig. Dann kann auch bei einer erhöhten Kühlwassertemperatur die Wärme abgeführt werden.

35 °C wurden nach Angaben des DWD an der Station Dillingen innerhalb der letzten 50 Jahre nur an 8 Tagen überschritten, nur einmal wurde an 2 aufeinanderfolgenden Tagen im Jahr 1947 eine Temperatur von etwa 36 °C erreicht.

### **Niedrige Wasserstände**

Niedrige Wasserstände können Einfluss auf die Kühlwasserversorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Kühlwassersysteme haben. Hierbei ist der niedrigste Niedrigwasserstand maßgebend, der aus einem Versagen (Wehrbruch) der Staustufe Faimingen resultiert. Das zulässige Absenkziel der Stauhaltung Faimingen liegt auf ca. 428,00 m üNN. Der Systemauslegung der Kühlwasserpumpen liegt ein niedrigster, unter dem zulässigen Absenkziel liegender Wasserstand vor den Entnahgebauwerken von 426,90 m üNN zugrunde. Dem entspricht ein kritischer Wasserstand für die Kühlwasserversorgung am Abzweig des Stichkanals von der Donau von 427,52 m üNN.

Bei Zerstörung der Staustufe Faimingen kann der Wasserstand unter diesen Wert absinken. In diesem Fall müssen Gegenmaßnahmen ergriffen werden, um einerseits einen vermehrten Zufluss aus stromaufwärts gelegenen Stauhaltungen zu gewährleisten und andererseits den Kühlwasserbedarf so gering wie möglich einzustellen. Diese Maßnahmen sind im BHB beschrieben.

Der Nachkühlbetrieb mit ZUNA ist jedoch unabhängig von dem Flusswasserstand gewährleistet.

### **Hochwasser und extreme Niederschläge**

Das Anlagengelände von KRB II wird wirkungsvoll entwässert. Extreme Niederschläge können jedoch ein Hochwasser hervorrufen. Die Einwirkungen von Hochwasser sind im Kapitel 3 beschrieben. Regen und Hagel stellen keine besondere Belastung dar. Durch die bautechnische Ausführung der äußeren Umschließungswände wird eine Beeinträchtigung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile verhindert.

Extreme Schneefälle führen zu keinen besonderen Lasten (siehe „Tiefe Temperaturen und Vereisung“).

Die Anlage KRB II ist mit einem Blitzschutzsystem gegen Blitzeinwirkungen ausgelegt. Die Modernisierung des Blitzschutzsystems hinsichtlich innerem Blitzschutz und EMV ist bereits zu großen Teilen abgeschlossen.

Die GRS wurde 2005 vom BMU mit einer generischen Überprüfung möglicher witterungsbedingter Einwirkungen auf deutsche Kernkraftwerke beauftragt. Im Rahmen der SÜ 2007 wurden die Auswirkungen von EVA-Ereignissen gemäß BMI-Sicherheitskriterien auf die Anlage überprüft. Dabei wurden die großen Sicherheitsmargen bei extremen Wetterbedingungen bestätigt.

#### **4.1.1.2 Annahmen für extreme Wetterbedingungen, falls diese nicht bereits in der Auslegung berücksichtigt waren**

Die GRS wurde 2005 vom BMU mit einer generischen Überprüfung möglicher witterungsbedingter Einwirkungen auf deutsche Kernkraftwerke beauftragt. Dabei wurden die o. g. Schwerpunktthemen hinterfragt.

Darüber hinaus wurde im Rahmen der SÜ 2007 die Auswirkungen von EVA-Ereignissen gemäß BMI-Sicherheitskriterien auf die Anlage überprüft, die die o. g. extremen Wetterbedingungen ebenfalls enthielten.

Bei diesen Untersuchungen wurden keine extremen Wetterbedingungen, die nicht bereits in der Auslegung berücksichtigt wurden, identifiziert.

### 4.1.1.3 Bewertung der zu erwartenden Häufigkeit von unterstellten extremen Wetterbedingungen

Aufgrund der bei der Auslegung von Gebäuden und Systemen berücksichtigten Lasten z. B. aus Erdbeben, Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle, sind erhebliche Reserven gegenüber Einwirkungen auch aus sehr seltenen extremen Wetterbedingungen vorhanden. Wir verweisen hierzu auf unsere Ausführungen in Kapitel 4.1.1.1.

### 4.1.1.4 Berücksichtigung der möglichen Überlagerungen von Wetterbedingungen

#### **Kombination der Einwirkungen von extremen Niederschlägen, Sturm und Blitzschlag**

Das Anlagengelände von KRB II ist aufgeschüttet und wird wirkungsvoll entwässert. Die aus der Auslegung gegen Grundwasser resultierenden Maßnahmen (Abdichtung von Wänden und Durchführungen) schützen auch gegen die Einwirkungen von Starkregen. Die Zugänge zu den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden mit Anlagentechnik zur Aufrechterhaltung der vitalen Funktionen liegen deutlich über dem Niveau des Kraftwerkgeländes. Eine Auswirkung eines Starkregens auf die vitalen Funktionen ist nicht zu unterstellen. Die bei der Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude gegen Erdbeben, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle berücksichtigte stabile Bauweise dieser Gebäude schützt auch gegen die Einwirkung von Sturm. Einwirkungen durch Sturm und Blitz können im Extremfall lediglich zum Ausfall der Netzanbindung führen, was in der Anlagenauslegung bereits berücksichtigt wurde.

#### **Kombination der Einwirkungen von Eis und Schnee bzw. niedrigen Temperaturen mit Sturm oder Kombination von niedrigen Temperaturen mit Eis und Schnee**

Die Auswirkungen von Sturm, Eis und Schnee sind bei den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden durch deren Auslegung gegen Erdbeben, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle abgedeckt. Die übrigen Gebäude sind gemäß DIN 1055 gegen die Einwirkung von Wind und Schnee ausgelegt. Allenfalls kann es zum Ausfall der Netzanbindung kommen.

#### **Hohe bzw. niedrige Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen und niedrige Wasserstände**

Zu diesen Einwirkungen wurde bereits unter 4.1.1.1 Stellung genommen. Eine Kombination dieser Einwirkungen hat keinen Einfluss auf diese Aussagen.

### Andere Kombinationen

Andere Kombinationen sind auszuschließen, da ihre Auswirkungen aufgrund der Auslegung gegen andere Einwirkungen (z. B. Erdbeben, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) abgedeckt sind.

#### 4.1.1.5 Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen extreme Wetterbedingungen

Der Standort KRB II liegt innerhalb der warm-gemäßigten Klimazone im Übergangsbereich des maritimen Klimas Westeuropas zu einem kontinentalen Klima in Osteuropa. Während maritimes Klima eher von milden Wintern, kühlen Sommern und einer hohen Luftfeuchte geprägt ist, überwiegen im kontinentalen Klima eher kalte Winter, heiße Sommer und eine geringe Luftfeuchte.

Das KRB-II-Schutzkonzept gegen extreme Wetterbedingungen stützt sich auf die konventionelle Auslegung der Gebäude gemäß DIN 1055, die Auslegung der Anlage gegen Einwirkungen von außen gemäß den BMI-Sicherheitskriterien für Natur- oder zivilisationsbedingt bedingte Ereignisse sowie auf das Warnsystem des Deutschen Wetterdienstes (DWD).

Bei der Auslegung der Anlage wurden Wind- und Schneelasten nach DIN 1055 berücksichtigt, so dass aus diesen Einwirkungen keine Gefährdung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile besteht. Regen und Hagel stellen keine besondere Belastung dar. Durch die bautechnische Ausführung der äußeren Umschließungswände wird eine Beeinträchtigung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile verhindert. Die gegen Einwirkungen von außen ausgelegten sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke halten auch deutlich höheren Belastungen stand. Der Einfluss extremer Temperaturen (kalt und warm) wurde sowohl für die Lüftungsanlagen als auch die Kühlwasseranlagen berücksichtigt. Die am Standort zu erwartenden Eisverhältnisse bei tiefen Temperaturen an den Flüssen Mindel und Donau stellen für die Kühlwasserversorgung der Nebenkühlwasserstränge keine Gefährdung dar. Die Anlage KRB II ist mit einem Blitzschutzsystem gegen Blitzeinwirkungen ausgelegt.

Ungeachtet der geringen Eintrittshäufigkeiten, die der DWD z. B. für extreme Temperaturen am Standort Gundremmingen ausweist, ist aufgrund der positiven Resultate aus der umfangreichen Betrachtung extremer Witterungsbedingungen inklusive möglicher Kombinationen der Schutz der Anlage als angemessen zu beurteilen.

## 4.2 Bewertung von Auslegungsreserven

### 4.2.1 Abschätzung von Auslegungsreserven gegen extreme Wetterbedingungen

#### Windlasten

Die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude wurden gegen Explosionsdruckwellen ausgelegt. Dabei wurde zu den Gebrauchs-, Wind- und Schneelasten noch die Belastung aus äußeren Explosionen zugeschlagen. Dies bedeutet, dass die Auslegungsreserven gegen Wind- und Schneelasten bedeutend höher sind, als nach den konventionellen bautechnischen Regelwerken gefordert.

Windlasten sind somit nicht essentiell für die Wärmeabfuhr aus dem Kern oder dem Brennelementlagerbecken.

#### Tiefe Temperaturen und Vereisung

Der Standort KRB II liegt innerhalb der warm-gemäßigten Klimazone im Übergangsbereich des maritimen Klimas Westeuropas zu einem kontinentalen Klima in Osteuropa.

Alle sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten sind in geschlossenen Gebäuden untergebracht. Diese sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude sind durch dicke Betonwände von äußeren Temperatureinflüssen weitgehend abgeschirmt.

Die Grob- und Feinrechen sowie die Siebbandanlagen im M5 und M7 sind innerhalb der Gebäude und damit im beheizten Bereich aufgestellt. Im M4 ist der Grobrechen im Freien, der Feinrechen und die Siebbandanlage sind im beheizten Gebäude installiert. Um eine Vereisung der Rechenanlagen zu verhindern, kann in die Kanäle zwischen Grob- und Feinrechen warmes Rücklaufwasser beigemischt werden. Zusätzlich kann bei Vereisungsgefahr der Grobrechen auf Dauerbetrieb gestellt werden, um das sich ansetzende Eis zu entfernen. Bei Eisbildung im Einlaufkanal wird durch die "Warmwasserrückführung in den Einlaufkanal" der Kanal eisfrei gemacht. Die Überlaufbauwerke sind beheizt, um auch bei tiefen Temperaturen den Ablauf des nuklearen Nebenkühlwassers VE sicherzustellen.

Der Steigschacht, die Bypassarmatur und die Ventilatorringe im ZUNA-Nasskühlzellen werden elektrisch beheizt. Das Speicherbecken liegt 4 m tief im Erdreich und ist mit ei-

ner Betonplatte abgedeckt. Zusätzlich kann bei Bedarf das Wasser im Speicherbecken im Bypassbetrieb mit der Nebenkühlwasserpumpe umgewälzt werden.

Tiefe Temperaturen und Vereisung sind nicht essentiell für die Wärmeabfuhr aus dem Kern oder dem BE-Becken.

### **Hohe Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen**

#### SHB, Reaktorgebäude:

Der Wärmeeintrag in diese Gebäude erfolgt vorwiegend durch die darin installierten Komponenten. Ein zusätzlicher Wärmeeintrag durch hohe Außenlufttemperaturen kann nur über die gemeinsame Zuluftanlage erfolgen. Die Außenluft wird jedoch mit UF-Kühlwasser gekühlt. Die Kühlung der Räume mit sicherheitstechnischer Bedeutung erfolgt durch Umluftkühlanlagen. Diese Umluftanlagen werden ebenfalls durch UF-Kühlwasser gekühlt. Das UF-Kühlwasser wird durch acht Kältemaschinen geliefert. Diese Kältemaschinen haben ausreichende Auslegungsreserven. Selbst im sehr heißen Sommer 2003 war der Betrieb von nur fünf Maschinen erforderlich.

#### Teilsteuerstellen, Schaltanlagegebäude, Nebenkühlwasserpumpenhäuser und Notstromgebäude:

Diese sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude sind durch dicke Betonwände von äußeren Temperatureinflüssen weitgehend abgeschirmt. In Versuchen wurde nachgewiesen, dass in diesen Gebäuden bei abgeschalteter Kühlung und Lüftung innerhalb von 10 Std. die maximalen Temperaturen unterhalb der gemäß KTA 3601 vorgegeben Grenzwerte lagen. Dies bedeutet, dass hohe Außenlufttemperaturen und auch hohe Kühlwassertemperaturen den Betrieb, der in diesen Gebäuden installierten sicherheitstechnischen Einrichtungen nicht beeinträchtigen.

Die Flusswassertemperatur ist für die Anlage KRB II von sekundärer Bedeutung. Von primärer Bedeutung ist die Temperatur in der Kondensationskammer. Die maximal zulässige Temperatur in der KOKA darf auslegungsgemäß 88 °C betragen. Die Nachweise zur Einhaltung der zulässigen KOKA-Temperaturen wurden mit einer VE-Temperatur von 28°C geführt. Die höchste bisher gemessene Donautemperatur im August 2003 betrug demgegenüber lediglich 22,1 °C. Damit sind erhebliche Reserven vorhanden.

Der Nachkühlbetrieb mit ZUNA ist vollkommen unabhängig von der Flusswassertemperatur.

Falls die Kühlleistung des Brennelementlagerbeckenkühlsystems auch mit zwei Strängen nicht ausreichen sollte, kann das Brennelementlagerbecken auch mit einem Strang des Not- und Nachkühlsystems gekühlt werden. Der Gutachter bestätigt, dass auch bei erhöhten Flusswassertemperaturen ausreichend Kühlkapazität vorhanden ist, da die Wärmeleistung eines Not- und Nachkühlsystems wesentlich größer als die der betriebliche Brennelementlagerbeckenkühlung ist.

Hohe Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen sind daher nicht essentiell für die Wärmeabfuhr aus dem Kern oder dem Brennelementlagerbecken.

### **Niedrige Wasserstände**

Lediglich bei Zerstörung der Staustufe Faimingen kann der kritische Wasserstand von 427,52 m üNN erreicht werden. In diesem Fall müssen Gegenmaßnahmen ergriffen werden, um einerseits einen vermehrten Zufluss aus stromaufwärts gelegenen Stauhaltungen zu gewährleisten und andererseits den Kühlwasserbedarf so gering wie möglich einzustellen. Diese Maßnahmen sind im BHB beschrieben und mit dem Betreiber der Donau-Kraftwerke abgestimmt.

Der Nachkühlbetrieb mit ZUNA ist vollkommen unabhängig von dem Flusswasserstand.

### **Hochwasser und extreme Niederschläge**

Die Einwirkungen von Hochwasser sind im Kapitel 3 beschrieben. Regen und Hagel stellen keine besondere Belastung dar. Durch die bautechnische Ausführung der äußeren Umschließungswände wird eine Beeinträchtigung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile verhindert.

Extreme Schneefälle führen zu keinen besonderen Lasten.

#### **4.2.2 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen**

Durch die Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude und Anlagenteile gegen Einwirkungen von außen stellen extreme Wetter eine vernachlässigbare Belastung dar. Weitere Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen sind daher nicht erforderlich.

## **5 Ausfall der Stromversorgung und Ausfall der primären Wärmesenke**

Mit der Bewertung der Auswirkungen des Ausfalls der Stromversorgung und der primären Wärmesenke im Rahmen des EU-Stresstests sollen Aussagen zur Robustheit der Kernkraftwerke gegen beliebige Ereignisse gewonnen werden. Hierzu wird unabhängig von einem auslösenden Ereignis sowie seiner Eintrittshäufigkeit ein Ausfall von Sicherheitsfunktionen unterstellt, um die vorhandenen Vorkehrungen im Auslegungsbereich und auslegungsüberschreitenden Bereich der Anlagen einschließlich interner Notfall-schutzmaßnahmen zu bewerten. Diese Betrachtung deckt damit implizit alle Arten von einleitenden Ereignissen ab, beispielsweise auch Ereignisse, die zu einer Verblockung des Nebenkühlwassers durch Fremdkörper (wie Schiffe, Ladungsteile, u. ä.), einer Zerstörung des Nebenkühlwassersystems oder einer Zerstörung/Ausfall der Netzanbindung bzw. der Notstromdiesel (z. B. durch großflächige Brände, Netzinstabilitäten, Flugzeugabsturz u. ä.) führen, wie dies von der ENSREG in Ihrer Erklärung vom 13.05.2011 gefordert wurde.

### **5.1 Ausfall der Stromversorgung**

#### **5.1.1 Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss**

##### 5.1.1.1 Auslegung der Anlage

KRB II ist eine Doppelblockanlage mit insgesamt vier Hauptnetzanschlüssen (zwei je Block). Die elektrischen Verbraucher werden über Eigenbedarfsschienen, die entweder vom blockeigenen Generator oder von einem der Hauptnetzanschlüsse eingespeist werden, versorgt. Die sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher werden über insgesamt 12 Notstromschienen (je 3 x 100 % Redundanznotstromschienen, je zwei Verfügbarkeitsnotstromschienen und zusätzlich je Block eine ZUNA-Notstromschiene) versorgt, die neben der normalen Einspeisung aus den Eigenbedarfsschienen noch weitere Versorgungsmöglichkeiten haben. Im Einzelnen gibt es im Kernkraftwerk folgende Möglichkeiten zur Versorgung der elektrischen Verbraucher:

- Vier Hauptnetzanschlüsse (zwei je Block), über die Verbindung zur Schaltanlage Gundelfingen reicht je ein Netzanschluss zur Eigenbedarfsversorgung der Blöcke aus.

- Bei Ausfall der Hauptnetzanschlüsse erfolgt ein Lastabwurf auf Eigenbedarf. Dann kann jeder Block die zugeordneten Verbraucher mit dem blockeigenen Generator versorgen.
- Bei Ausfall der Hauptnetzanschlüsse und bei Versagen des Lastabwurfs auf Eigenbedarf erfolgt die Notstromversorgung zunächst über eine vom Hauptnetzanschluss unabhängige Verbindungsleitung zum 110-kV-Reservenetz (andere Spannungsebene, andere Schaltanlage, Einspeisung durch anderen Energieversorger).
- Sollte auch die Versorgung über das Reservenetz nicht verfügbar sein, werden die 10 Redundanz- und Verfügbarkeitsnotstromschienen automatisch durch Notstromdiesel versorgt. Jeder Block hat 5 Notstromdiesel mit je 4,8 MW Leistung.
- Das „Zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem“ (ZUNA) hat je Block eine eigene, diversitäre Stromversorgung. Die ZUNA-Notstromschiene kann selbst bei Ausfall aller Netzverbindungen und bei Ausfall aller oben genannten Notstromdiesel durch einen diversitären Notstromdieselgenerator versorgt werden. Die ZUNA-Notstromdiesel werden durch das ZUNA-Nebenkühlwasser, das die Wärme über Nasszellenkühler vollkommen unabhängig von der Wärmesenke „Donau“ abführt, gekühlt.
- Zusätzlich können insgesamt zwei Notstromschienen (ohne Hochdruckpumpen) im Rahmen von Notfallmaßnahmen über ein 20-kV-Erdkabel versorgt werden.
- Alle Notstromschienen eines Blockes können mit der gleichnamigen Notstromschiene des Nachbarblockes über im BHB beschriebene Handmaßnahmen verbunden werden und so deren Versorgung mit übernehmen.
- Neben der direkten Verbindungsmöglichkeit zwischen den gleichnamigen Notstromschienen jedes Blockes kann mit jedem der 10 Redundanz- und Verfügbarkeitsnotstromdiesel per Notfallmaßnahme jede beliebige Notstromschiene versorgt werden.

Die Notstromversorgung der 3-mal 100%-Redundanzen, die die Not- und Nachkühlsysteme speist, ist sowohl maschinentechnisch als auch in der Spannungsversorgung strangweise, unvermascht und funktionell unabhängig aufgebaut. Darüber hinaus sind sie zum Schutz gegen Flugzeugabsturz räumlich getrennt. Zwei Redundanzen sind komplett gegen EVA ausgelegt.

Außerdem hat jeder Block noch zwei Notstromdiesel, die die gleiche Leistung besitzen wie die Redundanzdiesel und für betriebliche als auch Notfallmaßnahmen verwendet werden können.

Alle Notstromdiesel sind gegen Hochwasser ausgelegt.

Die diversitären ZUNA-Notstromdiesel sind unter anderem gegen Erdbeben und Hochwasser ausgelegt und im Hinblick auf Flugzeugabsturz räumlich getrennt von den anderen Notstromdieseln aufgestellt.

### 5.1.1.2 Vorkehrungen für einen lang andauernden Ausfall des Haupt- und Reserve-netzanschluss ohne externe Unterstützung

Bei Verlust der 400-kV-Hauptnetzanbindung und Versagen des Lastabwurfs auf Eigenbedarf und Ausfall der 110-kV-Reservenetzanbindung erfolgt die Notstromversorgung der einzelnen Notstromschienen über die zugeordneten Notstromdiesel, die im Notstromfall automatisch die Versorgung übernehmen. Zusätzlich steht bei KRB II ein weiterer 20-kV-Anschluss (Erdkabel) zur Versorgung von zwei Redundanzen (ein Sicherheitsteilsystem je Block) zur Verfügung. Diese 20-kV-Anbindung kann alternativ zu den Notstromdieseln (oder zu deren Ablösung) zur Versorgung der Notstromschienen benutzt werden. Die Notstromdieselaggregate sind nach KTA 3702 ausgelegt. Jeder Diesel hat einen eigenen Kraftstoffvorratstank, der so ausgelegt ist, dass ein Betrieb des Notstromdieselaggregates von mindestens 72 Std. ohne Handmaßnahmen gewährleistet ist. Während dieser 72 Std. sind auch keine weiteren Handmaßnahmen, wie z. B. das Nachfüllen von Schmierstoffen, erforderlich.

Um auch Ereignisse, bei denen nach 72 Std. noch keine Kraftstoffversorgung durch externe Zulieferer erfolgen kann, zu beherrschen, können Handmaßnahmen zur Kraftstoffeinsparung ergriffen werden, um einen längeren Betrieb der Notstromdieselaggregate zu ermöglichen:

#### **Handmaßnahmen für einen längeren Betrieb der Notstromdieselaggregate**

Mit einer Direktverbindung der Notstromschiene mit der gleichnamigen Notstromschiene des Nachbarblockes können mit einem Notstromdieselaggregat gleichzeitig zwei komplette Nachkühlketten betrieben werden. Die Kapazität ist hierfür durch die Abschaltung der zu diesem Zeitpunkt nicht mehr benötigten Hochdruckpumpe des Not- und Nachkühlsystems sicher gestellt. Nach Verbrauch des Kraftstoffes nach 72 Std. erfolgt die

Versorgung der beiden Notstromschienen durch das gleichnamige Notstromdieselaggregat des anderen Blockes. Nach weiteren 72 Std. werden dann die Notstromschienen einer anderen Redundanz miteinander gekuppelt und durch einen dieser beiden Schienen zugehöriger Notstromdiesel versorgt. Diese Versorgungsmöglichkeit kann mit allen drei Redundanzen durchgeführt werden.

Durch die oben beschriebenen Schalthandlungen kann die Versorgung der Notstromschienen auf rechnerisch maximal 6 x 72 Std. ausgedehnt werden. Selbst unter Berücksichtigung eines zeitweiligen Parallelbetriebs bis zur Einstellung der kraftstoffoptimierten Fahrweise nach einem Notstromfall ist die Stromversorgung damit für weit über 10 Tage gewährleistet. Es ist davon auszugehen, dass nach Ablauf dieser Zeit auch bei Ereignissen mit Auswirkungen auf die Umgebung der Anlage eine externe Versorgung zur Sicherstellung des weiteren Betriebs der Notstromdiesel wieder hergestellt wird.

Bei diesen Betrachtungen wurde kein Kredit von den beiden ZUNA-Notstromdieseln sowie den insgesamt vier Verfügbarkeitsdieseln (zwei je Block) genommen, die auch mindestens je 72 Stunden betrieben werden können.

Da mit der beschriebenen Betriebsweise jeder einzelne Notstromdiesel für 72 Std. betrieben wird und der während dieser Betriebszeit benötigte Kraftstoff und die sonstigen Betriebsstoffe in den jeweiligen Notstromdieselgebäuden vorgehalten werden, ist ein entsprechender Betrieb ohne externe Unterstützung und auch ohne Berücksichtigung von Betriebsstoffen aus anderen Gebäuden auf dem Kraftwerksgelände möglich.

Vertraglich sind Diesellieferungen innerhalb von 24 Std. vereinbart. Für die Betankung ist keine netzgestützte Spannungsversorgung nötig.

Zudem kann im Bedarfsfall die Kraftstoffbeschaffung von Raffinerien im weiteren Umkreis erfolgen.

### **5.1.2 Notstromfall und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle**

#### **5.1.2.1 Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption**

Entsprechend dem hier unterstellten Szenario kommt es bei Versagen aller 4 Hauptnetzanschlüsse, dem nicht erfolgreichen Lastabwurf auf Eigenbedarf in beiden Blöcken, dem Versagen des Reservenetzes und aller 10 Notstromdiesel zu einem Ausfall der Wechselstromversorgung und demzufolge zu einem Ausfall der nuklearen Nachkühlketten zur RDB-Bespeisung und Nachwärmeabfuhr. Der Reaktor wird durch das Reaktor-

schutzsystem automatisch abgeschaltet (Unterkritikalität hergestellt). Hierfür stehen verschiedene diversitäre Anregekriterien zur Verfügung (z. B. Reaktordruck, RDB-Füllstand). Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt selbst bei einem vollständigen Ausfall der Gleich- und Wechselstromversorgung (fail safe). Bei tiefem RDB-Füllstand wird durch das Reaktorschutzsystem eine automatische Druckentlastung ausgelöst und Dampf über Sicherheits- und Entlastungsventile in die Kondensationskammer abgeführt. Zur Durchführung dieser Maßnahme ist lediglich eine Gleichstromversorgung über die Batterien erforderlich.

Mit der Nachrüstung des diversitären zusätzlichen Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystems (ZUNA) steht auch in diesem Fall jeweils ein diversitärer Notstromdiesel mit 3,5 MW zur Verfügung. Im Notstromfall werden diese Diesel durch das ZUNA-Reaktorschutzsystem automatisch gestartet und zugeschaltet. Mit den von diesem diversitären Diesel versorgten Pumpen kann die RDB-Bespeisung und die Nachwärmeabfuhr sichergestellt werden. Das System ist durchgängig gegen Erdbeben, Hochwasser und Flugzeugabsturz ausgelegt. Es ist räumlich getrennt von den anderen Nachkühlketten und deren Einrichtungen zur Notstromversorgung angeordnet und an eine von der Donau unabhängige Kühlwasserversorgung über einen Nasszellenkühler angeschlossen. Damit ist auch der Betrieb des Notstromdiesels unabhängig von der Kühlwasserversorgung aus der Donau sichergestellt.

Damit werden die Schutzziele auch bei Ausfall aller normalen Reservestromquellen eingehalten.

Die BE-Lagerbeckenkühlung kann in diesem Fall durch Verdampfungskühlung und Nachspeisung von Wasser über mobile Feuerlöschpumpen gewährleistet werden (siehe Kapitel 5.1.3).

### 5.1.2.2 Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung

Wie in Kapitel 5.1.2.1 beschrieben, wird die Notstromversorgung bei Ausfall der normalen Reservestromquelle (d. h. dem Reservenetz) durch die insgesamt 10 Notstromdiesel gewährleistet. Sobald die Notstromdiesel in Betrieb sind, werden die Batterien ständig nachgeladen. Damit stehen die Batterien während der gesamten Betriebszeit der Diesel zuzüglich der Entladezeit der Batterien zur Verfügung.

Bei Ausfall der 10 Notstromdiesel werden zur Sicherung der Gleichspannungsversorgung von den 24-Volt- und den 220-Volt-Batterien auslegungsgemäß mindestens 2

Stunden abgedeckt (RSK Empfehlung, KTA 3703 gibt 30 Minuten vor). In der Praxis ergeben sich bis zum Erreichen der zulässigen Verbraucherspannung jedoch wesentlich längere Zeiten. In den jeweiligen Batterieberechnungen für das Sicherheitssystem der Anlage KRB II werden Entladezeiten bei 220-V-Batterien von bis zu 13 h, bei 24-V-Batterien von bis zu 8 Std. ausgewiesen. Diesen Berechnungen liegen Lastprofile aus bilanzierten Werten zugrunde. Die Angaben sind darüber hinaus konservativ, da sie einen alterungsbedingten Rückgang der Kapazität um 10 % berücksichtigen. Aus Sicherheitsgründen wurde bei der Auswahl der Batterien auf eine Hersteller-, Typ- und Chargendiversität geachtet.

Die Batterien des diversitären ZUNA-Systems werden bei Betrieb der ZUNA-Notstromdiesel ebenfalls immer in geladenem Zustand gehalten (siehe Kapitel 5.1.3.1) und haben entsprechend den obigen Randbedingungen eine Kapazität von ca. 8 Std.

### **5.1.3 Notstromfall und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle und Ausfall anderer diversitärer Einrichtungen zur Drehstromversorgung**

Selbst bei einem postulierten Ausfall aller 12 auf der Anlage befindlichen Notstromdieselaggregate besteht über ein 20-kV-Erdkabel (dritter Netzanschluss) eine weitere Versorgungsmöglichkeit, die den Betrieb von insgesamt zwei Redundanzen (ohne Hochdruckpumpen) ermöglicht und damit eine zur Schutzzielerfüllung ausreichende Mindeststromversorgung gewährleistet werden kann

Wird in einem auslegungsüberschreitenden Fall darüber hinaus postuliert, dass sowohl die diversitären ZUNA-Notstromdiesel als auch die verschiedenen Möglichkeiten zur Netzanbindung versagen, ist keine elektrisch betriebene Pumpe zur RDB-Füllstandshaltung mehr verfügbar. Der RDB-Füllstand sinkt entsprechend der sich bei der jeweiligen Nachzerfallsleistung einstellenden Verdampfungsrate ab. Im weiteren Verlauf wird von Hand oder automatisch über das Reaktorschutzsystem eine RDB-Druckentlastung ausgelöst. Sowohl die Messungen als auch das Reaktorschutzsystem sowie die anzusteuernenden Magnetvorsteuerventile und die diversitären drehmobetätigten Druckbegrenzungsventile sind batterieversorgt und können auch bei dem hier postulierten Anlagenzustand geöffnet werden. Entsprechend Kapitel 5.1.3.1 stehen in dem benötigten Zeitraum ausreichende Batteriekapazitäten zur Verfügung. Nach Entladung der Batterien bleiben die diversitären Druckbegrenzungsventile in jedem Fall geöffnet und verhindern einen Wiederanstieg des RDB-Druckes. Nach erfolgter RDB-Druckentlastung speist bei Unterschreiten des RDB-Drucks von 8 bar der unter Dampf-

druck stehende Speisewasserbehälter selbsttätig in den RDB ein. Eine genaue Beschreibung der Maßnahme ist im Störfalleitschema des BHB und im Notfallhandbuch enthalten. Damit wird der RDB wiederaufgefüllt und eine ausreichende Karenzzeit zur Durchführung der nachfolgend beschriebenen Notfallmaßnahmen geschaffen.

Im weiteren Verlauf erfolgt die RDB-Bespeisung bei einem Druck von  $< 5$  bar mit einer mobilen Pumpeneinheit (Hydrosub) durch Anschluss am nuklearen Nebenkühlwassersystem. Eine detaillierte Anweisung zur Durchführung dieser Maßnahmen ist im Störfalleitschema des BHB und im Notfallhandbuch enthalten. Die mobilen Pumpeinheiten liefern jeweils ca. 35 kg/s Einspeisemenge. Diese Maßnahme wird durch das auf der Anlage befindliche Personal der Feuerwehrschrift und Blockschrift innerhalb von ca. 50 Minuten in Funktion gebracht.

Durch die RDB-Druckentlastung und die anfallende Nachzerfallsleistung wird die Kondensationskammer innerhalb von 2 Stunden auf etwa 90 °C aufgeheizt. Im weiteren Verlauf kommt es zum Sieden der Kondensationskammer und damit zu einem Druckanstieg im SHB. Um den Druckanstieg auf zulässige Werte zu begrenzen, wird bei einem Sicherheitsbehälterdruck von  $> 3$  bar die Energie aus der Kondensationskammer über das Ventingsystem (Venting zur Wärmeabfuhr über die gefilterte SHB-Druckentlastung) an die Umgebung abgegeben. Eine detaillierte Anweisung zur Durchführung dieser Maßnahmen ist im Störfalleitschema des BHB und im Notfallhandbuch enthalten. Die Maßnahme kann auch bei Ausfall der Gleich- und Wechselstromversorgung durchgeführt werden, weil die entsprechenden Armaturen von radiologisch geschützten Raumbereichen auch von Hand betätigt werden können.

Im Brennelementlagerbecken wird nach Ausfall der Kühlung im ungünstigsten Fall nach ca. 12 Stunden unter konservativen Annahmen (u. a. ungünstigster Zeitpunkt, Kernvollentladung, etc.) eine Temperatur von 80 °C erreicht.

In diesem Fall wird zur Bespeisung durch eine mobile Feuerlöschpumpe eine Schlauchleitung eingerichtet. Die Kühlung erfolgt bei 100 °C durch Verdampfen (BHB-Regelung).

Tatsächlich ergeben sich jedoch wesentlich längere Zeiten bis zum Erreichen von 80 °C. Entsprechend einer detaillierten Analyse wird erst nach ca. 35 Std. bei einer Nachzerfallsleistung von 2,78 MW (Randbedingungen: 12 Wechselchargen plus Teilentladung, 11,7 Tage nach Abschaltung) im Brennelementlagerbecken eine Temperatur von 80 °C erreicht.

### 5.1.3.1 Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung

Entsprechend den Angaben in Kapitel 5.1.2.2 werden für die Batterien der Redundanz- und Verfügbarkeitsnotstromschienen Entladezeiten bei 220-V-Batterien von bis zu 13 Std., bei 24-V-Batterien von bis zu 8 Std. ausgewiesen.

Bei Betrieb der diversitären ZUNA-Notstromdiesel werden die zugehörigen Batterien ständig in geladenem Zustand gehalten. Die Entladezeiten der 24-V-Batterien für das ZUNA-System betragen ca. 8 Std.

Entsprechend Kapitel 5.1.3.2 sind Maßnahmen zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung vorgesehen. Damit können dann auch die Batterien aufgeladen werden.

### 5.1.3.2 Vorgesehene Maßnahmen zur Wiederherstellung einer Drehstromversorgung mit mobilen oder speziellen externen Einrichtungen

Selbst bei Ausfall des Reservenetzes, der Redundanz- und der Verfügbarkeitsnotstromdiesel sowie zusätzlich der ZUNA-Notstromdiesel besteht über ein 20-kV-Erdkabel (dritter Netzanschluss) eine weitere Versorgungsmöglichkeit, über die der Betrieb von zwei Redundanzen (ohne Hochdruckpumpen) ermöglicht und damit im Falle des Station Blackout kurzfristig die Spannungsversorgung für zwei Redundanzen wieder hergestellt werden kann.

Innerhalb von 2 Stunden ist es bei einem totalen Netzausfall vorgesehen, über 400-kV-Verbundnetzleitungen eine Spannungsversorgung über das Speicherkraftwerke Kaunertal oder eines der fünf Pumpspeicherkraftwerke der Schluchseewerk AG herzustellen. Entsprechende Anweisungen sind beim Netzbetreiber vorhanden.

### 5.1.3.3 Erforderliches Schicht- oder Fachpersonal für elektrischen Anschluss

Die zur Versorgung von Notstromschienen über den dritten Netzanschluss erforderlichen Tätigkeiten sind detailliert im Störfalleitschema bzw. im Notfallhandbuch beschrieben. Die erforderlichen Maßnahmen können von dem auf der Anlage befindlichen Blockschichtpersonal (es wird lediglich ein Schichthandwerker benötigt, die Zeitdauer zur Durchführung der Maßnahme beträgt insgesamt etwa 70 min) außerhalb des Kontrollbereiches durchgeführt werden.

### 5.1.3.4 Zur Verfügung stehende Zeit zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung und damit der Kernkühlung

Entsprechend Kapitel 5.1.3 kann aufgrund der vorhandenen Diversität bei dem Ereignis von einer Funktion des ZUNA-Systems ausgegangen werden. Bei dessen Betrieb treten keine BE-Schäden auf. Frühestens nach 72 Std. müssen Betriebsstoffe für den ZUNA-Diesel ergänzt werden.

Wird zusätzlich auch der Ausfall des ZUNA-Systems sowie der dritten Netzeinspeisung postuliert, kommt es zu dem in Kapitel 5.1.3 beschriebenen Ablauf. Die passive Bespeisung aus dem Speisewasserbehälter kann solange aufrecht erhalten werden, bis der Speisewasserbehälter entleert ist bzw. die Druckverhältnisse zwischen RDB und Speisewasserbehälter ein selbsttätiges Einspeisen verhindern. Damit wird so viel Kühlmittel in den RDB eingespeist, dass die Kernkühlung im Stundenbereich (z. B. dauert es bei Volllast ca. 2,1 Stunden bis der Füllstand die Kernoberkante erreicht) gewährleistet ist. Erst danach kommt es zu einer Kernfreilegung und Kernaufheizung.

Damit steht eine ausreichende Karenzzeit für die Durchführung der Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung über den dritten Netzanschluss (siehe Kapitel 5.1.3.2) oder über das Verbundnetz über eines der schwarzstartfähigen Wasserkraftwerke oder zum Aufbau der RDB-Bespeisung mit mobilen Pumpen zur Verfügung.

Die zur Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken vorhandenen Karenzzeiten bis zur Überschreitung einer Temperatur von 80 °C sind in Kapitel 5.1.3 angegeben. Die tatsächlichen Karenzzeiten bis zum Auftreten von BE-Schäden nach Ausdampfen des Wasservolumens aus dem Lagerbecken und Freilegung der Brennelemente sind weit größer.

### 5.1.3.5 Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust der Stromversorgung

Die Anlage KRB II ist aufgrund des gestaffelten Konzeptes zur Notstromversorgung gut gegen einen Verlust der Stromversorgung geschützt. Das Konzept umfasst im Einzelnen:

- Verschiedene Maßnahmen zur Vermeidung von Anforderungsfällen an die Notstromdiesel (verschiedene Hauptnetzanschlüsse, Lastabwurf auf Eigenbedarf, Versorgungsmöglichkeit über das 110-kV-Reservenetz)
- Sicherstellung der Notstromversorgung durch die insgesamt zehn Notstromdiesel und zwei diversitären ZUNA Notstromdiesel (mit diversitärer Dieselkühlung über Nasszellenkühler)
- Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung bei postuliertem Ausfall aller Notstromdiesel z. B. durch Versorgungsmöglichkeit über eine zusätzliche 20-kV-Leitung und diverse Versorgungsmöglichkeit über den Nachbarblock
- Vereinbarungen mit dem Netzbetreiber, um bei einem totalen Netzausfall eine Spannungsversorgung über schwarzstartfähige Wasserkraftwerke im Alpenraum innerhalb von 2 Stunden wiederherzustellen
- Auslegung aller zur Notstromversorgung erforderlichen Systemen und Komponenten gegen alle aus heutiger Sicht zu berücksichtigenden Belastungen.
- Notfallmaßnahmen zur RDB-Bespeisung, die bei einem Station-Blackout innerhalb der verfügbaren Zeit umgesetzt werden können.

### 5.1.3.6 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust der Stromversorgung

Trotz des dargestellten umfangreichen Spannungsversorgungskonzepts mit Möglichkeiten der externen Versorgung über drei unterschiedliche Spannungsebenen und Versorgungsunternehmen sowie insgesamt 12 Notstromdieseln von zwei unterschiedlichen Herstellern einschließlich diversitärer Kühlkonzepte ist zur weiteren Erhöhung der Robustheit geplant, Anschlussmöglichkeiten für ein zusätzliches, mobiles Notstromaggregat zur Versorgung von für die Ereignisbeherrschung relevanter Verbraucher und zum Laden der Batterien zu schaffen. Entsprechende Versuche werden im Herbst 2011 durchgeführt.

## **5.2 Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser**

### **5.2.1 Auslegung der Anlage gegen den Verlust der gesicherten Nebenkühlwasserversorgung**

Die Kühlwasserversorgung von KRB II aus der Donau erfolgt über einen sogenannten Einlaufkanal, der wiederkehrend auf Verschlammung überprüft und freigeräumt wird. Die Entnahme der sicherheitstechnisch wichtigen Nebenkühlwässer für die auslegungsgemäß vorhandenen 3-mal 100%-Nachkühlstränge aus diesem Einlaufkanal erfolgt über drei räumlich getrennte Pumpenbauwerke.

Die Auslegung des Einlaufkanals wurde so vorgenommen, dass angeschwemmtes Treibgut den Zulauf zu den Einlaufbauwerken kurzfristig nicht behindert. Ein nennenswerter Eintrag von Treibgut in den Stichkanal ist aufgrund der auslegungsgemäß geringen Strömungsgeschwindigkeit nicht zu erwarten. Mittelfristig kann das Treibgut mit entsprechenden technischen Hilfsmitteln beseitigt werden.

Die Leitungsführung der drei redundanten nuklearen Nebenkühlwasserstränge auf dem Kraftwerksgelände ist strikt räumlich getrennt. Der Kühlwasserrücklauf an die Donau erfolgt über einen gemeinsamen sogenannten Auslaufkanal. Bei Blockierung des Auslaufkanals ist die Funktion der nuklearen Nebenkühlteilsysteme weiterhin gegeben, da das Kühlwasser an entsprechenden Überlaufbauwerken in Freie austreten kann.

Bei unterstelltem Komplettausfall der Kühlwasserversorgung steht das ZUNA-System zur Bespeisung und Nachwärmeabfuhr zur Verfügung. Die Kühlung erfolgt unabhängig vom Flusswasser über Nasszellenkühler und ist damit verfahrenstechnisch diversitär und räumlich getrennt angeordnet (siehe Kapitel 5.2.2.1).

Abhängig vom Ausgangszustand bei Ereigniseintritt ist die Wärmeabfuhr zunächst noch über die betrieblichen Systeme möglich. Die Nachwärme aus dem Reaktor kann über das Frischdampf- und das Hauptkühlwassersystem mit zugehörigem Kühlturm an die Umgebung abgegeben werden. Die Bespeisung des RDB erfolgt über das Hauptspeisewassersystem. Die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken (BELB) wird ebenfalls mit den betrieblichen Lagerbeckenkühlsträngen sichergestellt. Die betrieblichen Systeme stehen trotz Ausfall des Einlaufkanals aufgrund des Wasservorrates im Reinwasserbecken noch mindestens 40 min zur Verfügung.

### 5.2.2 Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers

#### 5.2.2.1 Verfügbarkeit einer alternativen Wärmesenke

Bei Ausfall der kompletten betrieblichen Nebenkühlwasserversorgung und einem hypothetisch unterstellten Ausfall der 3-mal 100%-Nachkühlstränge wird die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor vollständig vom diversitären zusätzlichen Nachwärmeabfuhr- und Einsspeisesystem (ZUNA) sichergestellt. ZUNA ist vollkommen unabhängig von der Kühlwasserversorgung aus der Donau über den Einlaufkanal. Die Nachwärmeabfuhr erfolgt über ein Rückkühlgebäude (Nasszellenkühlturm) an die Umgebungsluft.

Die Stromversorgung ist durch die Anbindung an das 110-kV-Reservenetz und durch einen eigenen Notstromdiesel sichergestellt (Kühlwasserversorgung ebenfalls über Nasszellenkühlturm unabhängig von der Donau). ZUNA verfügt über eine eigene Gleichstromversorgung, eine eigene Messwerterfassung und einen eigenen Leitstand, an dem die wichtigsten Anlagenparameter zur Anzeige gebracht werden.

Neben der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern kann bei Ausfall der Kühlwasserversorgung mit Hilfe von ZUNA auch das BE-Lagerbecken gekühlt werden. Hierzu wird mit der Betriebsart „BE-Lagerbeckenkühlung parallel zu KOKA-Kühlung“ (detailliert im BHB beschrieben) mit einem der Nachkühlstränge vollständig die Nachwärme aus dem BELB in die KOKA abgeführt. Die Maßnahme kann durch die Schichtmannschaft ausgeführt werden. Die Kühlung der KOKA erfolgt dann mit ZUNA parallel zur RDB-Bespeisung. Die Einspeisung in das Brennelementlagerbecken mit einem TH-System kann dabei ohne Nebenkühlwasser erfolgen, auch der zum Betrieb des TH-Systems erforderliche Notstromdiesel kann im Rahmen einer Notfallmaßnahme (Schlauchanschluss zur Dieselkühlung) ohne Nebenkühlwasser betrieben werden. Diese Maßnahmen können durch das Schichtpersonal durchgeführt werden. Die Karenzzeit im Lagerbecken ist weit größer als die zur Umsetzung dieser Maßnahmen benötigte Zeit. Um besondere Betriebszustände zu berücksichtigen, wird vor einem BE-Wechsel die erforderliche Karenzzeit bewertet und erforderlichenfalls Personal im Reaktorgebäude vorgehalten, um die Zeit zur Durchführung der Maßnahmen zu verkürzen.

Das ZUNA-System wird über einen tiefen Reaktorfüllstand oder hohe Temperatur der Kondensationskammer durch den ZUNA-Reaktorschutz gestartet. In den ersten 10 Std. sind keine Handeingriffe nötig. Nach frühestens 10 Std. sind die Verdunstungsverluste im Rückkühlgebäude zu ergänzen. Dafür ist die Bespeisung über die notstromgesicherte ZUNA-Zusatzwasserpumpe vorgesehen. Bei Ausfall dieser Maßnahme besteht die Mög-

lichkeit, das Rückkühlgebäude mit einer mobilen Feuerlöschpumpe aus der Donau oder aus einem der umliegenden Kies-Seen zu bespeisen. Das erforderliche Gerät und Personal sind auf der Anlage verfügbar.

Der Betrieb von ZUNA kann auch bei Ausfall der primären Wärmesenke ohne externe Unterstützung längerfristig aufrecht erhalten werden. Deshalb treten keine BE-Schäden auf. ZUNA ist gegen Einwirkungen von außen, wie z. B. Hochwasser und Erdbeben, ausgelegt und kann unabhängig von widrigen Außeneinflüssen (Wetter) betrieben werden.

### 5.2.2.2 Mögliche zeitliche Einschränkungen für die Verfügbarkeit der alternativen Wärmesenke und Möglichkeiten für weitere zeitlicher Reserven

Auf Grund der Unabhängigkeit des ZUNA-Nasszellenkühlers von der Versorgung durch die Donau existieren keine zeitlichen Einschränkungen. Es sind lediglich die Verdunstungsverluste zu ergänzen, wie unter 5.2.2.1 beschrieben. Alternativ zur Donau kann diese Wassermenge auch mittels Feuerlöschpumpen von Kieswerken aus der Umgebung entnommen werden.

### 5.2.3 **Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser und der alternativen Wärmesenke**

Bei einem zusätzlich unterstellten Ausfall der alternativen ZUNA-Wärmesenke kann die RDB-Bespeisung zunächst (bis zur entsprechenden KOKA-Aufheizung bzw. Ausfall durch fehlende Komponentenkühlung) durch die Hoch- oder Niederdruckeinspeisepumpen oder die ZUNA-Einspeisepumpen erfolgen. Hierdurch wird eine ausreichende Karenzzeit geschaffen, um längerfristig die Notfallmaßnahme zur RDB-Bespeisung mit einer mobilen Feuerlöschpumpe zu aktivieren.

Die Wärmeabfuhr erfolgt dann durch die gefilterte SHB-Druckentlastung (Venting).

Die Maßnahmen sind im Notfallhandbuch beschrieben und können von der Blockschicht gemeinsam mit der Feuerwehrschrift innerhalb der vorhandenen Karenzzeiten durchgeführt werden.

Im Notfallhandbuch ist für die Durchführung der Maßnahme bei konservativem Ansatz eine Dauer von ca. 50 min angegeben. Die Maßnahme wird regelmäßig geübt. Der Druckammerdruck von 3 bar, der im Störfalleitschema für die Inbetriebnahme des Ventings zur Wärmeabfuhr aus der KOKA genannt ist, wird nach ca. 9 Std. erreicht.

Im Brennelementlagerbecken wird nach Ausfall der Kühlung auslegungsgemäß nach ca. 12 Stunden unter konservativen Annahmen eine Temperatur von 80 °C erreicht.

In diesem Fall wird zur Bespeisung durch eine mobile Feuerlöschpumpe eine Schlauchleitung eingerichtet. Die Kühlung erfolgt bei 100 °C durch Verdampfen. (BHB-Regelung).

Tatsächlich ergeben sich jedoch wesentlich längere Zeiten bis zum Erreichen von 80 °C. Entsprechend einer detaillierten Analyse wird erst nach ca. 35 Std. bei einer Nachzerfallsleistung von 2,78 MW (Randbedingungen: 12 Wechselchargen plus Teilentladung, 11,7 Tage nach Abschaltung) im Brennelementlagerbecken eine Temperatur von 80°C erreicht.

Durch die oben beschriebenen Notfallmaßnahmen werden BE-Schäden verhindert.

### 5.2.3.1 (Externe) Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden

Entsprechend dem „Handbuch für Hauptbereitschaftshabende“ sind Regelungen mit dem Betreiber der Donaukraftwerke (ODK/BEW, Zentralwarte Gersthofen) vorhanden, um bei einem Absinken des Pegelstandes an der Donau eine Kühlwassernachströmung von mindestens 27 m<sup>3</sup>/s aus der Stauhaltung Gundelfingen und den oberhalb liegenden Stauhaltungen zu bewirken.

Darüber hinaus sind auch Maßnahmen vorgesehen, die selbst bei einem kompletten Ausfall der Kühlwasserversorgung über die Donau und der dazu diversitären ZUNA-Nasszellenkühler eine ausreichende Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem BE-Lagerbecken ermöglichen. Die vorgesehenen Aktionen und Maßnahmen sind in Kapitel 5.2.3 beschrieben. Die erforderlichen Einrichtungen (z. B. Feuerlöschpumpen) sind am Standort bei den zu unterstellenden Ereignissen verfügbar. Die Maßnahmen können durch die am Standort ständig verfügbare Betriebsmannschaft und die Feuerwehrschrift umgesetzt werden. Die verfügbare Karenzzeit ist größer als die zur Inbetriebsetzung der Systeme erforderliche Zeit. Damit können die Maßnahmen vor Eintritt von Kernschäden wirksam werden, so dass weder Kipp-Effekte noch Kernschäden zu unterstellen sind.

### 5.2.3.2 Zeit zur Wiederherstellung verlorener Wärmesenken oder für externe Maßnahmen

Grundsätzlich ist zu sagen, dass bei Ausfall des Nebenkühlwassers bedingt durch den Kühlturbetrieb die Hauptwärmesenke (Kondensator; Umleitstation) und die Wärmeabfuhr der konventionellen Verbraucher nicht ausfällt. Lediglich die Nachspeisung in die

Hauptkühlurm- und die Wärmeabfuhr des Betriebskomponentenkühlsystems wäre nicht gegeben. Deshalb käme es im weiteren Verlauf zu einer Abschaltung des Reaktors. Die Abfuhr der Nachzerfallsleistung ist ohne weitere Maßnahmen für einen langen Zeitraum über den Kühlturm weiterhin gewährleistet.

Bei Ausfall der primären und der alternativen Wärmesenke wird die anfallende System- und Nachzerfallswärme in der Kondensationskammer zwischengespeichert. Ohne Kondensationskammerkühlung kommt es zu einem Anstieg der KOKA-Wassertemperatur und schließlich zu einer Verdampfung von Wasser aus der KOKA und damit zu einem Anstieg des Druckes im Sicherheitsbehälter. Aufgrund des großen Speichervolumens besteht sehr viel Zeit, bis eine Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter durch Venting (d. h. gefilterte SHB-Druckentlastung an die Umgebung) erforderlich wird. Der Druckkammerdruck von 3 bar, der im Störfalleitschema für die Inbetriebnahme des Ventings zur Wärmeabfuhr aus der KOKA genannt ist, wird bei Vollast nach ca. 9 Std. erreicht, bei Teillast dauert es entsprechend länger.

Die RDB-Bespeisung erfolgt anfänglich noch durch die Hoch- oder Niederdruckeinspeisepumpen des nuklearen Nachkühlsystems oder die ZUNA-Einspeisepumpen. Infolge der KOKA-Aufheizung bzw. der fehlenden Komponentenkühlung kann es im weiteren Verlauf zu einem Ausfall der RDB-Bespeisung kommen. Wenn keine RDB-Bespeisung aus der KOKA mehr möglich ist, erfolgt die RDB-Bespeisung zunächst passiv aus dem Speisewasserbehälter und danach über mobile Feuerlöschpumpen (siehe Kapitel 5.1.3). Aufgrund der anfänglich in jedem Fall noch verfügbaren RDB-Bespeisung über die nuklearen Nachkühlketten ist die zur Verfügung stehende Zeit zur Einleitung einer RDB-Bespeisung über Feuerlöschpumpen deutlich größer als im Notstromfall, d. h. mehrere Stunden (siehe Kapitel 5.1.3.4).

Im Brennelementlagerbecken wird nach Ausfall der Kühlung auslegungsgemäß nach ca. 12 Stunden unter konservativen Annahmen eine Temperatur von 80 °C erreicht. Dieser Wert ist sehr konservativ (siehe Kapitel 5.2.3)

### **5.2.4 Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers**

Es sind folgende gestaffelte Maßnahmen zum Schutz gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers und zur alternativen Wärmeabfuhr vorhanden:

- Vorkehrungen zur Sicherstellung der Wassernachströmung in der Donau aus oberhalb liegenden Stauhaltungen,
- Verfügbarkeit der Hauptwärmesenke (Kühlturm) für eine bestimmte Zeit ohne Nebenkühlwasserversorgung aus der Donau,
- Diversitäre Wärmesenke (ZUNA-Nasszellenkühler),
- Notfallmaßnahmen und ausreichende Karanzzeit zur Sicherstellung der RDB-Bespeisung und Wassernachspeisung in die Lagerbecken über Feuerlöschpumpen und zur Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer durch das Venting-System.

Damit sind angemessene Vorkehrungen zur Sicherstellung der Wärmeabfuhr getroffen.

### **5.2.5 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers**

Da durch die beschriebenen Vorkehrungen weder Kipp-Effekte auftreten noch Kernschäden zu erwarten sind, sind keine weiteren Vorkehrungen notwendig.

## **5.3 Ausfall der primären Wärmesenke mit „Station Blackout“**

Bei Ausfall der kompletten betrieblichen Nebenkühlwasserversorgung und einem hypothetisch unterstellten Ausfall der 3-mal 100%-Nachkühlstränge wird die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor vollständig vom diversitären zusätzlichen Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) sichergestellt. ZUNA ist vollkommen unabhängig von der Kühlwasserversorgung aus der Donau über den Einlaufkanal. Die Nachwärmeabfuhr erfolgt über ein Rückkühlgebäude (Nasszellenkühlturm) an die Umgebungsluft. Die Stromversorgung von ZUNA ist durch einen eigenen, diversitären Notstromdiesel sichergestellt, der ebenfalls unabhängig von der Kühlwasserversorgung ist. Die detaillierte Fahrweise zur Kühlung des Reaktorkerns und des BE-Lagerbeckens bei „Station Blackout“ ist in Kapitel 5.1 dargestellt.

Bei Betrieb von ZUNA und Bespeisung des Brennelementlagerbeckens mit Feuerlöschwasser treten keine BE-Schäden auf.

Bei einem zusätzlich unterstellten hypothetischen Versagen von ZUNA erfolgt die RDB-Bespeisung und Wärmeabfuhr wie in Kapitel 5.1.3 beschrieben. Die RDB-Bespeisung wird zunächst durch passive Bespeisung aus dem Speisewasserbehälter und danach mit einer mobilen Feuerlöschpumpe sichergestellt. Die Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter erfolgt über das System zur gefilterten RDB-Druckentlastung (Venting). Die Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken erfolgt durch Verdampfungskühlung und die Nachspeisung von Wasser mittels mobiler Feuerlöschpumpen. Für all diese Maßnahmen ist weder eine Wechselstromversorgung noch eine Kühlwasserversorgung aus der Donau erforderlich. Das erforderliche Personal ist auf der Anlage verfügbar (Betriebsmannschaft und Feuerwehrschrift)

Alle diese Maßnahmen werden vor Eintritt von Kernschäden wirksam.

### **5.3.1 Zeiten bis zum Verlust der normalen Wärmeabfuhr aus dem Kern**

Zeitbestimmend sind hier die Anforderungen aus dem Station Blackout. Deshalb gelten die in Kapitel 5.1.3.4 gemachten Angaben zu Karenzzeiten auch für diesen Fall.

### **5.3.2 Externe Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden**

Siehe hierzu die Ausführungen der Kapitel 5.1.3.2 und 5.2.3.1.

### **5.3.3 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers mit „Station Black-out“**

Da durch die beschriebenen Vorkehrungen weder Kipp-Effekte auftreten noch Kernschäden zu erwarten sind, sind grundsätzlich keine weiteren Vorkehrungen notwendig.

## 6 Management schwerer Unfälle

### Zusammenfassung:

Das Kernkraftwerk Gundremmingen ist gegen zu unterstellende Störfälle (Auslegungsstörfälle) u. a. durch

- einen hohen Redundanzgrad,
- räumliche Trennung der Redundanzen,
- eine konsequente Überdimensionierung des ursprünglich bestehenden Sicherheitssystems und der umgebenden Gebäude,
- diversitäre Systeme

dergestalt ausgelegt, so dass alle zu unterstellenden Störfälle beherrscht werden. Der Einsatz von Notfallmaßnahmen ist nicht zu erwarten.

Unabhängig davon wurden im Rahmen von Sicherheitsstudien und der Reaktorsicherheitsforschung auch die Folgen hypothetischer Systemausfälle und Ausfallkombinationen untersucht (auslegungsüberschreitende Ereignisse). Auf den Ergebnissen dieser Untersuchungen bauen die Analysen zum flexiblen Einsatz vorhandener Systeme und Zusatzmaßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes auf.

In KRB II sind deshalb Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (anlageninterne Notfallmaßnahmen) als 4. Ebene des Mehrstufenkonzeptes „Defence in depth“ zur Gewährleistung der Sicherheit der Anlage vorgesehen. Die Anwendung dieser Notfallmaßnahmen geschieht in Abhängigkeit des Ereignisablaufes und des Schadensbildes entsprechend des Störfalleitschemas zustands- und schutzzielorientiert.

Die anlageninternen Notfallmaßnahmen wurden auf ihre Wirksamkeit, Durchführbarkeit und Verträglichkeit mit dem Sicherheitskonzept untersucht. Sie sind sorgfältig geplant und im Störfalleitschema (SLS)/Notfallhandbuch beschrieben. Sie kommen dann zur Anwendung, wenn bei der schutzzielorientierten Vorgehensweise im Betriebshandbuch (d. h. SLS) vorgegebene Schutzzielgrenzwerte nicht eingehalten werden können oder anhaltende Zweifel über die Einhaltung von Schutzzielen bestehen. Die Kontrolle des Anlagenzustandes und die Durchführung der Maßnahmen gemäß SLS/Notfallhandbuch durch das Betriebspersonal erfolgen somit in kontinuierlicher Fortsetzung der Vorgehensweise gemäß Betriebshandbuch.

Die Notfallmaßnahmen erhöhen die Flexibilität der Anlage bei der Beherrschung von Ereignissen weit über das zu betrachtende Spektrum der Auslegungsstörfälle hinaus und ermöglichen mit hoher Zuverlässigkeit auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen die frühzeitige Kontrolle des Anlagenzustandes und das Zurückhalten von Spaltprodukten im Reaktor sowie die Begrenzung der Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung. Die Auswahl der durchzuführenden bzw. durchführbaren Notfallmaßnahmen hängt dabei auch von den aufgeführten Randbedingungen ab.

Aufgrund der Anlagenauslegung und der vorhandenen Margen bei KRB II ist jedoch davon auszugehen, dass die aufgeführten Randbedingungen keine oder nur geringe Restriktionen für einzelne Notfallmaßnahmen darstellen.

Bei Störfällen und außergewöhnlichen Ereignissen im Kraftwerk wird erforderlichenfalls ein Notfallstab/Krisenstab aufgebaut. Je nach Lage und Ereignis werden die Bereitschaften, Führungskräfte, eine Einsatzleitung oder die gesamte Notfallschutzorganisation mit allen Einsatzleitungen und Einsatzeinheiten gebildet (Krisenmanagement).

Die Organisation des anlageninternen Notfallschutzes ist so strukturiert, dass

- ausreichend qualifiziertes Personal verfügbar ist,
- externe Unterstützung (z. B. durch AREVA-Krisenstab, KHG) sichergestellt ist,
- ausreichend technisches Gerät vorhanden ist und genutzt werden kann,
- die Unterstützung mit externem technischen Gerät gewährleistet ist,
- ausreichend Betriebs- und Hilfsmittel verfügbar sind,
- der Strahlenschutz organisiert ist und
- die interne und externe Kommunikation sichergestellt ist.

Dabei sind erschwerende Bedingungen, wie

- weitgehende Zerstörung der Infrastruktur,
- erschwerende radiologische Randbedingungen,
- erschwerende Randbedingungen durch Erdbeben oder Hochwasser,
- Unverfügbarkeit der Stromversorgung,
- Ausfall von Instrumentierungen

berücksichtigt.

Zusätzlich dazu stehen im Rahmen des Mehrstufenkonzeptes „Defence in depth“ eine Vielzahl präventiver Maßnahmen zur Sicherung der Barrierenintegrität, der Kühlung des Kerns und des BE-Lagerbeckens sowie mitigative Maßnahmen zur Begrenzung der Strahlenexposition zur Verfügung.

Die Erkenntnisse und technischen Entwicklungen im Bereich der anlageninternen Notfallmaßnahmen sowie relevante Empfehlungen aus dem In- und Ausland werden mit dem Ziel ständiger Verbesserung durchgängig verfolgt und weiterentwickelt und finden Eingang in die Regelungen des Notfallhandbuches und der zugehörigen Dokumentationen.

So wurde für das Kernkraftwerk Gundremmingen eine Probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 2 erstellt, mit deren Aussagen das Verständnis zum Anlagenverhalten bei auslegungsüberschreitenden Szenarien weiter vertieft wurde.

## **6.1 Organisation und Vorkehrungen des Genehmigungsinhabers zur Beherrschung von Unfällen**

### **6.1.1 Notfallschutzorganisation des Genehmigungsinhabers**

Die anlageninterne Notfallschutzplanung des Kernkraftwerkes Gundremmingen hat das Ziel, im Fall auslegungsüberschreitender Ereignisse (Restrisikobereich) durch gezielte Maßnahmen auf die Beherrschung des Ereignisses hinzuwirken, um schwere Kernschäden zu verhindern oder die Folgen für die Anlage und die Umgebung zu reduzieren oder zu begrenzen. Für auslegungsüberschreitende Ereignisse sind anlageninterne Notfallmaßnahmen untersucht und festgelegt worden. Hierdurch wurde eine weitere Sicherheitsebene geschaffen. Hinsichtlich der Möglichkeiten einer erweiterten Nutzung einzelner technischer Einrichtungen und durch entsprechende Handlungen des Personals können damit auch extrem unwahrscheinliche Ereignisse beherrscht bzw. in ihren Folgen begrenzt werden. Die Notfallschutzplanung beinhaltet die Bildung von Organisationseinheiten und die Vorhaltung technischer Einrichtungen, die eine effektive Koordination der Notfallmaßnahmen, eine umfassende Information der Behörden und der Öffentlichkeit und die Unterstützung der Katastrophenschutzbehörde bei der Entscheidung über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung gewährleisten.

Die übergeordnete Verantwortung für den anlageninternen Notfallschutz trägt der Leiter der Anlage (LdA). Verantwortlich für die Notfallorganisation, für die Vorbereitung und

Durchführung von Notfallübungen im Auftrag des LdA sowie für die Ausrüstung des Notfallstabraumes und der Ausweichstelle hinsichtlich Vollständigkeit und Funktionsfähigkeit ist der Krisenstabkoordinator.

Die umliegenden Landkreise haben für Maßnahmen außerhalb der Anlage „nukleare Katastrophenpläne“ erstellt.

### 6.1.1.1 Personal und Schichtorganisation im Normalbetrieb

Gemäß Betriebshandbuch ist eine Schichtgruppe mindestens besetzt mit

- einem Schichtleiter 1
- einem Schichtleiter 2
- zwei Reaktorfahrern
- drei Schichthandwerkern.

Neben der Schichtmindestbesetzung von sieben Mitarbeitern je Block steht anlagenkundiges Personal der Wasseraufbereitung zur Verfügung. Für Kommunikationsaufgaben steht mindestens ein weiterer Mitarbeiter gemeinsam für beide Blöcke zur Verfügung. Brandbekämpfungs- und Personenrettungsaufgaben werden vollständig von der zusätzlich im Schichtdienst tätigen Feuerwehrstaffel (vier Mann), unterstützt von im Schichtdienst tätigen Mitarbeitern des Objektschutzes, übernommen. Die Blockschicht ist somit vollständig von Kommunikations- und Brandbekämpfungsmaßnahmen entbunden.

Die Organisation des Schichtbetriebes sowie die jeweiligen Verantwortlichkeiten sind detailliert in der Personellen Betriebsorganisation sowie in der Warten- und Schichtordnung im BHB beschrieben.

### 6.1.1.2 Planungen zur Verstärkung der Kraftwerksorganisation für das Notfallmanagement

Bei Störfällen und außergewöhnlichen Ereignissen im Kraftwerk kann erforderlichenfalls ein Notfallstab / Krisenstab aufgebaut werden.

Aufbau und Besetzung des KW-internen Notfallstabes sind in der Alarmordnung (BHB) beschrieben. Es ist ein stufenweiser Aufbau der Notfallschutzorganisation vorgesehen. Je nach Lage und Ereignis werden die Bereitschaften, Führungskräfte, eine Einsatzlei-

tung oder die gesamte Notfallschutzorganisation mit allen Einsatzleitungen und Einsatzeinheiten gebildet.

Aufgrund der Forderungen aus den KTA 1201 und 1203 ist die Notfallschutzorganisation in die Personelle Betriebsorganisation und in das Notfallhandbuch aufzunehmen.

Bei KGG stehen für alle wesentlichen Aufgaben Bereitschaften zur Verfügung, die auch außerhalb der Arbeitszeit auf Anforderung das benötigte Personal beistellen. Da sehr viele Personen der Belegschaft in der näheren Umgebung der Anlage wohnen, ist in kurzer Zeit genügend Personal für alle Aufgaben vorhanden. Das bestätigt sich auch bei Notfallübungen. Die Notfallschutzorganisation ist in drei hierarchischen Ebenen (Haupteinsatzleitung, Einsatzleitungen, Einsatzeinheiten) aufgebaut. In der Notfallschutzorganisation sind insgesamt 70 Funktionen beschrieben, die mit insgesamt ca. 170 Personen besetzt werden können. Darüber hinaus kann jederzeit zusätzliches Personal angefordert werden.

Die Alarmierung erfolgt intern über die vorhandenen Kommunikationseinrichtungen und extern über einen Alarmierungscomputer.

Die Durchführung von einzelnen Notfallmaßnahmen in der Sicherheitsebene 4 ist mit der Schichtmindestbesetzung der beiden Blöcke B und C, der Werkfeuerwehr und der Wasseraufbereitung sichergestellt. Bei beliebiger Überlagerung von Anforderungen an die Brandbekämpfung, zur Personenrettung und zur Durchführung von Notfallmaßnahmen werden in diesem Falle entsprechend den Anforderungen gestaffelt weitere Feuerwehreinsetzungskräfte der Werkfeuerwehr und Feuerwehren der umliegenden Städte und Gemeinden alarmiert.

Die nicht im Dienst befindlichen Feuerwehrmänner sind arbeitsvertraglich verpflichtet, dass sie von ihrem Wohnort innerhalb von 10 min nach Alarmierung das Kraftwerksgeleände erreichen.

Bei Stör- und Alarmfällen, Einwirkungen von außen sowie unvorhergesehenen Ereignissen informiert der Schichtleiter unverzüglich seinen Vorgesetzten, bei dessen Nichterreichbarkeit den P-Bereitschaftshabenden. Der P-Bereitschaftshabende unterstützt den Schichtleiter 1.

### 6.1.1.3 Maßnahmen für optimalen Personaleinsatz

In der Betriebsordnung "Personelle Betriebsorganisation" (PBO) des Betriebshandbuches sind die Funktionsgliederung und die Aufgabenbeschreibung für die technische Betriebsführung und der dazu gehörige Personenkreis festgelegt. Die PBO gilt für den bestimmungsgemäßen Betrieb und für Auslegungsstörfälle. Bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen, das sind Ereignisse, bei denen die Kriterien für die Empfehlung des Voralarms oder Katastrophenalarms gemäß Betriebshandbuch „Alarmordnung“ erfüllt sind, wird eine Notfallorganisation einberufen, die für die Dauer des Notfalls die PBO ersetzt.

Durch den Bereitschaftsdienst der Betriebsleitung ist sichergestellt, dass die Betriebsleitung ständig erreichbar und innerhalb kurzer Zeit anwesend sein kann. Der zuständige Mitarbeiter der Rufbereitschaft kann nach den Erfordernissen des Betriebes aus verschiedenen Fachbereichen/Teilbereichen/Gruppen Unterstützung anfordern. Für die im jeweiligen Alarmfall zu rufende Bereitschaft sind Bereitschaftspläne vorhanden, die sich u. a. in den Warten befinden.

Die Notfallschutzplanung ist in Kapitel 6.1.1.2 beschrieben.

In regelmäßig stattfindenden Notfallschutzübungen wird die Alarmierung des Notfallstabes mit den Einsatzeinheiten und Bereitschaften geübt. Dabei wird die verfügbare und ausreichende Personalstärke und die Zeit bis zur Einsatzbereitschaft überprüft.

Die Besetzung der Schicht sowie der Feuerwehrstaffel im Normalbetrieb ist in Kapitel 6.1.1.1 beschrieben. In der 417. RSK-Sitzung wurde eine Empfehlung zur Anforderung an die Bestimmung der Mindestbesetzung in Kernkraftwerken zur Gewährleistung einer sicheren Betriebsführung verabschiedet. Die dort vorgesehene Mindestschichtbesetzung wird im Kernkraftwerk Gundremmingen erfüllt.

### 6.1.1.4 Externe technische Unterstützung bei Notfall- und Schutzmaßnahmen

Fachliche Unterstützung wird durch den AREVA-Krisenstab (Offenbach) sichergestellt. Unterstützung mit technischem Gerät ist durch einen Vertrag mit der Kerntechnischen Hilfsdienst GmbH (KHG) gewährleistet. Die KHG ist als Auftragnehmer in das KGG-Messprogramm zur Umgebungsüberwachung im Störfall/Unfall eingebunden. Für gerätetechnische Unterstützung bestehen vertragliche Regelungen. Die kurzfristige Anlieferung von Dieselkraftstoff für die Notstromdiesel ist über einen Liefervertrag geregelt.

Der GRS-Katalog „Hilfsmöglichkeiten bei kerntechnischen Unfällen“ bietet weitere Möglichkeiten zur Anforderung von Hilfsgütern und personeller Unterstützung.

### 6.1.1.5 Verfahren, Ausbildung und Übungen

Im Rahmen der Aufnahme neuer Mitarbeiter in die Krisenorganisation wird auf deren Funktion im Rahmen der Notfallorganisation detailliert eingegangen.

Verfahren, Ausbildung und Übungen der KW-internen Notfallschutzorganisation sind in der Alarmordnung, der Personellen Betriebsorganisation und im Organisationshandbuch (OHB) beschrieben. Die Mitglieder der Notfallschutzorganisation sind verpflichtet, regelmäßig an Schulungsmaßnahmen (einschließlich Simulatorschulungen) teilzunehmen.

Innerhalb der Schulungsmaßnahmen werden einzelne Notfallmaßnahmen behandelt. Einmal pro Jahr wird eine integrale Notfallschutzübung, an der alle Mitglieder der Notfallschutzorganisation teilnehmen, durchgeführt.

### 6.1.2 Nutzung vorhandener Ausrüstung

Die zur Umsetzung der in dem NHB beschriebenen Maßnahmen erforderliche Ausrüstung (z. B. Feuerlöschpumpen) ist auf dem Anlagengelände in ausreichendem Umfang vorhanden.

Die Nutzung und Anwendung der vorhandenen Ausrüstung (z. B. Feuerlöschpumpen) wird im Rahmen der jeweiligen Notfallmaßnahmen des Störfalleitschemas bzw. Notfallhandbuches beschrieben. Insbesondere die Anwendung der Ausrüstung ist Bestandteil von Übungen einzelner Notfallmaßnahmen und von integralen Notfallschutzübungen.

Alle auf dem Gelände des Kernkraftwerkes Gundremmingen befindlichen für den Notfall relevanten Ausrüstungsgegenstände werden in periodischen Abständen durch wiederkehrende Prüfungen auf Vollständigkeit und Funktionsfähigkeit überprüft.

Für den zu unterstellenden Fall, dass Einsatzräume nicht zur Verfügung stehen, sind für die Einsatzleitungen Ersatzräume eingerichtet worden.

Für den Fall der Unzugänglichkeit des Kraftwerksgeländes steht für die Haupteinsatzleitung eine Ausweichstelle im Landratsamt Günzburg zur Verfügung. Gängige Kommunikationseinrichtungen (Telefon, Fax) befinden sich sowohl in der Ausweichstelle selbst,

als auch in den weiteren Büroräumen des Landratsamtes Günzburg, die von der zuständigen Katastrophenschutzbehörde genutzt werden.

In der Ausweichstelle befinden sich neben der notwendigen Dokumentation (Betriebs- handbuch, Notfallhandbuch usw.) auch spezielle Ausrüstungsgegenstände, welche bei Bedarf zum Einsatz kommen (Dosisleistungsmessgerät, Schutzausrüstung usw.).

Im Abstand von 6 Monaten wird die Dokumentation und technische Ausstattung der Ausweichstelle anhand eines Prüfhandbuches auf Vollständigkeit und Funktion geprüft.

Für eine Datenübertragung steht ein Faxgerät zur Verfügung, auf welches die in der Anlage erstellten Lageberichte versandt werden können. Durch Anschluss eines mobilen Notstromaggregates ist eine Versorgung der Ausweichstelle mit Notstrom möglich (Zuständigkeit bei Landratsamt Günzburg).

### 6.1.2.1 Nutzung externer mobiler Geräte

Unterstützung mit technischem Gerät ist durch einen Vertrag mit der Kerntechnischen Hilfsdienst GmbH (KHG) gewährleistet. Die KHG ist als Auftragnehmer in das KGG-Messprogramm zur Umgebungsüberwachung im Störfall/Unfall eingebunden. Für gerätetechnische Unterstützung bestehen vertragliche Regelungen. Die KHG verfügt zudem über ferngesteuerte Räumgeräte sowie über diverse Manipulator-Fahrzeuge, die im Bedarfsfall verfügbar sind.

Der GRS-Katalog „Hilfsmöglichkeiten bei kerntechnischen Unfällen“ bietet weitere Möglichkeiten zur Anforderung von Hilfsgütern und personeller Unterstützung.

Es sind folgende Geräte vor Ort verfügbar:

- Autokran, Unimog mit Schneeschild, Unimog mit Zweiwegeeinrichtung, Radlader, Bagger, Unimog mit Ladeeinrichtung, Stapler (3,0 t, 7,0 t, 12,0 t, 32,0 t).

Darüber hinaus können folgende Geräte extern bereitgestellt werden:

- Leichtes Räumgerät bis ca. 5,00 t,
- Schweres Räumgerät bis ca. 25,00 t,
- Schwerstes Räumgerät über 25,00 t,

Hierfür stehen unterschiedliche Geräte, wie z. B. Planier- und Laderaupe, Bagger mit Hydro-Hammer, Abbruchschere und Greifer, Dumper, Radlader und Arbeitsbühnen, zur Verfügung.

Die Zugänglichkeit des Geländes bei Erdbeben ist entsprechend Kapitel 2.1.2.3.3 und bei Hochwasser entsprechend Kapitel 3.1.2.4 gewährleistet. Auch nach sonstigen Einwirkungen von außen, wie z. B. extreme Witterungseinflüsse, Explosionsdruckwelle oder Flugzeugabsturz, stehen oben genannte Geräte zur Wiederherstellung des Zuganges zum Gelände aufgrund der begrenzten Auswirkungen zur Verfügung.

Darüber hinaus stehen die öffentlichen Hilfsdienste wie THW, Feuerwehr etc. mit entsprechenden Gerätschaften zur Verfügung, die über die zuständige Katastrophenschutzbehörde angefordert werden können.

### 6.1.2.2 Regelungen für und Management von Betriebs- und Hilfsmitteln

Betrachtet werden an dieser Stelle lediglich die Regelungen für Komponenten, die in einer unterstellten Notfallsituation erforderlich sind. Für alle weiteren Betriebs- und Hilfsmittel gibt es umfangreiche interne Vorgaben und Prüfungen, die eine ausreichende Bevorratung sicherstellen.

Die kurzfristige Anlieferung von Dieselmotorkraftstoff für die Notstromdiesel innerhalb von 24 Std. ist über einen Liefervertrag geregelt. Für die Betankung ist keine netzgestützte Spannungsversorgung nötig. Zudem kann im Bedarfsfall die Kraftstoffbeschaffung von Raffinerien im weiteren Umkreis erfolgen.

Im Kernkraftwerk Gundremmingen wird die erforderliche Menge Schmieröl gelagert. Weitere Mengen können nachgeliefert werden. Ersatzteile für die Notstromdieselaggregate sind im Kernkraftwerk Gundremmingen gelagert und verfügbar.

Im Anforderungsfall werden Mitarbeiter über das Alarmierungssystem alarmiert. Sie stehen dann zusätzlich für die erforderlichen Maßnahmen zur Verfügung. Die Fachabteilung kann mit den Mitarbeitern der Werkstatt ggf. Reparaturen ausführen.

Die Bereitstellung von Kühlwasser ist durch die Regelungen im Störfalleitschema und Notfallhandbuch sichergestellt. Die dafür notwendigen Hilfsmittel (Pumpen, Schläuche etc.) werden auf der Anlage vorgehalten und so aufbewahrt, dass sie auch nach Ereignissen mit äußeren Einwirkungen zugänglich und verfügbar sind.

Sowohl auf dem Gelände (Einlaufkanal, Kühlturmtassen, Speicherbecken ZUNA, Zirkulatoren der Wasseraufbereitung) wie auch außerhalb (Donau, umliegende Baggerseen) stehen ausreichende Quellen zur Kühlwasserversorgung bzw. zur externen Bepfeisung des RDB zur Verfügung.

### 6.1.2.3 Management des Strahlenschutzes

Die Vorgaben bezüglich der Organisation und Aufgabenstellung des Strahlenschutzes sind auf Basis der „Rahmenempfehlung für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ (RS-Handbuch) und in der Richtlinie zum Krisenmanagement ausführlich beschrieben. Die Beschreibung umfasst die erforderlichen organisatorischen Einheiten des Strahlenschutzes wie auch deren zugeordnete Aufgabenstellungen. Wesentliche Aufgaben sind: Festlegung von Maßnahmen zur Eingrenzung von Aktivitätsfreisetzungen, Abschätzung der radiologischen Umgebungsbelastung, Durchführung des Störfallmessprogramms, Festlegung von Strahlenschutzmaßnahmen zum Schutz der Einsatzkräfte.

Die Personelle Betriebsorganisation bedient sich zur Umsetzung der administrativen Vorgaben folgender Funktionen:

- Strahlenschutzverantwortlicher

Die Aufgaben, Verantwortlichkeiten und Befugnisse ergeben sich aus dem § 33 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV). Hierzu gehört vor allem die Wahrnehmung der Aufgaben, die sich aus der Organisations- und Aufsichtspflicht ergeben, wie z. B. Überprüfung, ob alle Anforderungen der StrlSchV für KGG erfüllt werden oder Unterrichtung des Strahlenschutzbeauftragten über Auflagen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde.

- Strahlenschutzbeauftragter

Der Strahlenschutzbeauftragte hat dafür zu sorgen, dass die Strahlenschutzgrundsätze des § 6 und alle Schutzvorschriften nach § 33 Absatz 2 und 3 der StrlSchV eingehalten werden. Hierfür stehen dem Strahlenschutzbeauftragten die Mitarbeiter des Teilbereiches Strahlenschutz zur Verfügung. Die Mitarbeiter des Teilbereiches Strahlenschutz beraten die im Kontrollbereich tätigen Personen bei der Durchführung der angeordneten Strahlenschutzmaßnahmen.

Hierzu gehören auch Tätigkeiten im Rahmen der Abwehr von Gefahren für Personen gemäß §59 StrlSchV.

Die in der Strahlenschutzordnung festgehaltenen Randbedingungen gelten unverändert sowohl für den störungsfreien Anlagenbetrieb als auch für den Notfall.

Während eines unterstellten Notfalles wird im Rahmen der Notfallorganisation der Strahlenschutzbeauftragte und der Leiter der Einsatzleitung Überwachung tätig.

Die Einsatzleitung Überwachung arbeitet dabei in engem Kontakt mit dem Strahlenschutzbeauftragten in der Haupteinsatzleitung.

Das zur Durchführung von Aufgaben benötigte Personal der Einsatzleitung Überwachung setzt sich aus Strahlenschutztechnikern und -fachkräften des Fachbereiches Überwachung zusammen.

Der Einsatzleitung Überwachung unterlagert sind die Einsatzeinheiten Strahlenschutz und Chemie.

Entsprechende technische Maßnahmen des Strahlenschutzes sind im NHB beschrieben. Dabei handelt es sich u. a. um folgende Maßnahmen:

- Sicherstellen der Gebäudeabschlüsse (Aktivitätsrückhaltung)
- Füllstandshaltung BELB
- Zuluftfilterung der Hauptwarten
- Probenahmen aus der Druckkammer (PRONAS)
- Durchführung Venting

#### 6.1.2.4 Interne und externe Kommunikations- und Informationsmittel

- Die betriebliche Telefonanlage TK. Die Versorgung erfolgt über ein gesichertes Netz mit Batteriepufferung für ca. 20 Std. und die Anbindung besteht über zwei getrennt verlegte Kabel zur Vermittlungsstelle.  
Eine zusätzliche Kabelverbindung besteht über das „RWE-Netz“ zu den Kraftwerken Biblis und Lingen.
- Ausnahmeposthauptanschluss mit Kabelanschluss am Ortsnetz
- Handynetze (diese stellen eine Diversität zum Festnetz dar)

- Strahlenschutzfunk zur internen Kommunikation und Alarmierung von Einsatzkräften über Funkmeldeempfänger. Alle ortsfesten Geräte des Strahlenschutzes sowie die Ladegeräte werden aus dem 220-V-Notstromnetz vor Ort versorgt. Die Zentrale des Strahlenschutzfunkes wird wie auch der Drahtweg über ein diesel- und batteriegepuffertes Notstromnetz versorgt.
- Als interne Kommunikationsanlage steht des Weiteren pro Block eine nach KTA 3901 ausgelegte, EVA-feste Leitstandfernsprechanlage zur Verfügung.

### **Direktverbindung zur Polizei**

#### Drahtweg:

- Der Drahtweg wird über einen diesel- und batteriegepuffertes Notstromnetz versorgt. Die Laufzeit des Notstromdiesels beträgt mindestens 72 Stunden. Stehen Diesel und Batteriepuffer mit 220 V / 1.150 Ah nicht mehr zur Verfügung, kann die Verbindung über die direkt im System verbaute USV mindestens 5 Stunden aufrecht erhalten werden.

#### Funkweg:

Erfolgt über Satellitentelefon zur Gegenstelle bei der Polizei. Die Polizei verfügt über ein Dieselnostromaggregat mit einem Treibstoffvorrat von mindestens 3 Tagen sowie über drei Online-USV-Anlagen.

- Satellitentelefon: Die Stromversorgung wird über sichere Netze und Batteriepufferung (20 Std.) sowie ein mobiles Gerät mit eigenem Ladegerät sichergestellt.
- Ein Inmarsat (mobiles Satellitentelefon) wird EVA-fest aufbewahrt und steht selbst bei Unverfügbarkeit der oben genannten Telefonverbindungen infolge EVA-Einwirkungen zur Verfügung.
- BOS-Funk (Behördenfunk): Feststationen sowie in vier Feuerwehrfahrzeugen.

### **6.1.3 Ermittlung von Faktoren, welche das Notfallmanagement behindern können**

Die Anwendung dieser Notfallmaßnahmen geschieht bei KRB II in Abhängigkeit des Ereignisablaufes und des Schadensbildes entsprechend dem Störfalleitschema zustandsorientiert. Mit dieser Vorgehensweise kann flexibel auf Faktoren, welche das Notfallmanagement behindern können, reagiert werden.

### 6.1.3.1 Weitgehende Zerstörung der Infrastruktur oder Überflutung in der Standortumgebung, welche den Zugang zum Kraftwerksgelände behindert

Die Alarmordnung sieht vor, dass rund um die Uhr für alle wesentlichen Funktionen festgelegte Bereitschaftsdienste eingerichtet sind, die jederzeit mit einem Alarmierungssystem erreichbar sind (Schichtleiter, Betriebsleiter, Strahlenschutzbeauftragter etc.).

Durch den Bereitschaftsdienst der Betriebsleitung ist sichergestellt, dass die Betriebsleitung ständig erreichbar und innerhalb kurzer Zeit anwesend sein kann. Bei einer weitgehenden Zerstörung der Infrastruktur in der Standortumgebung muss jedoch davon ausgegangen werden, dass die Ankunft externer Bereitschaften verzögert wird.

Generell ist die Auslegung der Anlage so erfolgt, dass nach EVA-Ereignissen während der ersten 10 Stunden keine Handmaßnahmen und keine Hilfe von außen erforderlich sind (Autarkiezeit).

Bei Ausfall sämtlicher Kommunikationseinrichtungen ist vorgesehen, dass das Personal der Notfallschutzorganisation selbständig auf die Anlage kommt und die organisatorischen Einheiten der Notfallorganisation besetzt. Darüber hinaus gelten die behördlichen Regelungen des Katastrophenschutzes, in die z. B. Technisches Hilfswerk (THW) und Bundeswehr einbezogen sind.

Unterstützung mit technischem Gerät ist durch einen Vertrag mit der Kerntechnischen Hilfsdienst GmbH (KHG) gewährleistet.

### 6.1.3.2 Verlust von Kommunikationseinrichtungen oder -systemen

Die Kommunikationsmöglichkeiten sind unter 6.1.2.4 und 6.1.3.1 beschrieben.

### 6.1.3.3 Erschwerende radiologische Randbedingungen

Die Einsatzräume der Einsatzleitung Überwachung (ELU) und Betrieb (ELB) können durch die anlageninterne Notfallmaßnahme „Zuluftfilterung und Überdruckhaltung Hauptwarte“ vor dem Eindringen von Aerosolen geschützt werden. Für die Haupteinsatzleitung (HEL) und die Einsatzleitung Sonderdienste (ELS) stehen Ersatzräume entgegen der Hauptwindrichtung zur Verfügung. Bei Bedarf können die Einsatzräume der ELB bzw. der ELU mit genutzt werden. Durch die Doppelblockanlage stehen der ELU und der ELB im Ereignisfall gleichwertige Ersatzräume im Nachbarblock bereit.

Aufgrund der vorhandenen Gebäudestrukturen (Abschirmung) kann für die Einsatzräume der Notfallorganisation auf den Warten und im Verwaltungsgebäudekeller gegenüber äußerer Direktstrahlung von einem Schwächungsfaktor von mindestens 10 gegenüber Direktstrahlung außerhalb der Gebäude ausgegangen werden. Abhängig von der Höhe des maximalen Strahlenpegels außerhalb des Kontrollbereichs ergeben sich die zulässigen Aufenthaltszeiten.

Im Fall einer gezielten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über das Venting-System ist eine Strahlenexposition einer Person des Schichtpersonals auf der Warte zu erwarten (während der Schichtperiode in der der Druckentlastungsvorgang durchgeführt wird), die im Rahmen der gesetzlich zulässigen Grenzwerte liegt.

Bei Nichtverfügbarkeit der anlageninternen Einsatzräume steht im Landratsamt Günzburg ein entsprechend ausgestatteter Ausweichraum zur Verfügung.

#### 6.1.3.4 Auswirkungen auf den Zugang und die Nutzbarkeit der Hauptwarte und Notsteuerstelle sowie Gegenmaßnahmen

Durch die Wartenzuluftfilterung und die Überdruckhaltung der Hauptwarte kann auch bei Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung das Eindringen von Aerosolen vermieden und damit die Nutzbarkeit der Hauptwarte aufrecht erhalten werden.

Im Falle einer Zerstörung der Hauptwarte, z. B. durch Einwirkungen von außen (EVA), stehen die beiden EVA-geschützten Teilsteuerstellen zur Verfügung.

Die Teilsteuerstellen befinden sich im Reaktorgebäude, das gegen Einwirkung von außen ausgelegt ist. Zur Sicherstellung der Redundanztrennung sind die TEST gegeneinander und gegen das Reaktorgebäude druckdicht abgeschottet.

Der betriebliche Zugang zu den Teilsteuerstellen erfolgt jeweils über Schleusen.

Im NHB ist der Zugang zu den Teilsteuerstellen geregelt.

Aufgrund der Auslegung der Anlage sind zum einen innerhalb des Reaktorgebäudes keine Kühlmittelverluststörfälle als Folge eines EVA-Ereignisses und damit zusammen mit einem Ausfall der Warte zu unterstellen, zum anderen sind bei Kühlmittelverluststörfällen keine Handlungen in den Teilsteuerstellen erforderlich. Deshalb müssen die Teilsteuerstellen nach Kühlmittelverluststörfällen im Reaktorgebäude vom Grundsatz her

nicht betreten werden. Mehrere Stunden nach Störfalleintritt soll dennoch die Möglichkeit gegeben sein, die Redundanzbereiche im Reaktorgebäude, in denen auch die Teilsteuereinstellen untergebracht sind, zu betreten. In dem Teilerrichtungsgutachten für die 6. Teilgenehmigung wurde bestätigt, dass die Redundanzbereiche und damit die Teilsteuereinstellen ggf. unter Berücksichtigung von administrativen Strahlenschutzmaßnahmen sowohl nach einem KMV im SHB als auch im Reaktorgebäude begangen werden können.

Durch die beschriebenen Maßnahmen ist die Zugänglichkeit der Teilsteuereinstellen in allen Anforderungsfällen gewährleistet.

### 6.1.3.5 Auswirkungen auf die von der Notfallorganisation genutzten Räume und/oder Einrichtungen

Die Auswirkungen auf die von der Notfallorganisation genutzten Räume und oder Einrichtungen sind in Kapitel 6.1.3.3 bewertet.

Die Einsatzräume der Einsatzleitung Überwachung (ELU) und Betrieb (ELB) können durch die anlageninterne Notfallmaßnahme „Zulufffilterung und Überdruckhaltung Hauptwarte“ vor dem Eindringen von Aerosolen geschützt werden. Für die Haupteinsatzleitung (HEL) und die Einsatzleitung Sonderdienste (ELS) stehen Ersatzräume entgegen der Hauptwindrichtung zur Verfügung. Bei Bedarf können die Einsatzräume der ELB bzw. der ELU mit genutzt werden. Durch die Doppelblockanlage stehen der ELU und der ELB im Ereignisfall gleichwertige Ersatzräume im Nachbarblock bereit.

### 6.1.3.6 Durchführbarkeit und Wirksamkeit für Notfallmaßnahmen unter den Randbedingungen durch Erdbeben oder Hochwasser

Aufgrund der Anlagenauslegung sind keine Notfallmaßnahmen für den Fall eines Erdbebens bzw. Hochwassers erforderlich. Die Störfallbeherrschung erfolgt mit dem vorhandenen Sicherheitssystem und ZUNA.

Jedoch sind als vierte Ebene des Mehrstufenkonzeptes (Defence in depth) zur Gewährleistung der Sicherheit der Anlage KRB II Notfallmaßnahmen vorgesehen. Die Anwendung dieser Notfallmaßnahmen geschieht bei KRB II in Abhängigkeit des Ereignisablaufes und des Schadensbildes entsprechend dem Störfalleitschema zustandsorientiert.

Bei der überwiegenden Anzahl der bei Notfallmaßnahmen notwendigen Geräte handelt es sich um fest installierte Systeme oder Komponenten in der Anlage, für die ein Stand-sicherheitsnachweis für das Bemessungserdbeben vorliegt.

Darüber hinaus gibt es Möglichkeiten zur Einspeisung in den RDB/SHB und zur Kühlung von Notstromaggregaten mit mobilen dieselangetriebenen Feuerlöschpumpen, die entsprechend den Ausführungen in den vorangegangenen Kapiteln auch bei diesen Ereignissen verfügbar sind.

### 6.1.3.7 Unverfügbarkeit der Stromversorgung

Die Maßnahmen zum Wiederaufbau der Stromversorgung werden unter Kapitel 5 beschrieben.

Folgende anlageninterne Notfallmaßnahmen sind auch ohne Spannungsversorgung durchführbar:

- „Einspeisung in den RDB mit dem dampfdruckaufgeladenen Speisewasserbehälter“
- „Einspeisung RDB mit der mobilen Pumpeinheit (Hydrosub) durch Anschluss an VE2 im Kühlwasserpumpenhaus über TH2“
- „Druckentlastung SHB (Venting)“
- „Fluten Kondensationskammer und Druckkammer mit der mobilen Pumpeinheit (Hydrosub) durch Anschluss an VE2 im Kühlwasserpumpenhaus über TH2“
- Sicherstellung des Durchdringungsabschlusses SHB
- Sicherstellung Gebäudeabschluss Reaktorgebäude
- „Feuerlöschwassereinspeisung Kondensatvorratsbehälter“ (Erhöhung des Vorrates für die Hochdruck-Einspeisesysteme)
- „Auffüllen BELB mit Feuerlöschwasser“
- „Kühlwasserversorgung eines Notstromdiesels zum Wiederherstellen der Stromversorgung“ an drei Dieseln am Standort vorgesehen, davon zwei parallele Einspeisungen möglich.

Die Maßnahmen sind einschließlich des erforderlichen Personal und der erforderlichen Zeit zur Realisierung der Maßnahmen im Störfalleitschema bzw. Notfallhandbuch beschrieben.

Das gemäß Warten- und Schichtordnung auf der Anlage befindliche Personal reicht aus, um die erforderlichen Schalthandlungen außerhalb der Warte durchführen zu können. Darüber hinaus werden mit Einberufung des Notfallstabes weitere Fachkräfte hinzugezogen.

### 6.1.3.8 Potential für den Ausfall von Instrumentierungen

Die Störfallinstrumentierung ist gemäß KTA 3502 eine Einrichtung, die vor, während und nach einem Störfall oder einem Ereignis, das zu einer erhöhten Freisetzung radioaktiver Stoffe führen kann (auch unter Kernschmelzbedingungen und auch nach zwischenzeitlichem Verlust der Stromversorgung Spannung oder von Hilfsmedien einschließlich Strahlenschutzgesichtspunkten), die Informationen über den Zustand der Anlage erfasst, anzeigt und aufzeichnet. Sie ist gegliedert in die Störfallanzeige und in die Störfallaufzeichnung. Wie in Kapitel 5.1.1.2 dargestellt ist selbst nach einem Notstromfall erst nach weit über 10 Tage mit einem Ausfall der Stromversorgung und damit einem Ausfall der Störfallinstrumentierung zu rechnen. Die Messstellen sind im BHB aufgelistet.

Im Wesentlichen sind die aktiven Komponenten dieser Messstellen außerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters angeordnet und somit von den veränderten Umgebungsbedingungen nicht direkt betroffen. Für die Geräte, die bei den veränderten Umgebungsbedingungen funktionsfähig bleiben müssen, wird in regelmäßigen Abständen ein wiederkehrender Nachweis der Störfallfestigkeit erbracht. Die Messtechnik ist so ausgelegt, dass nach einem temporären Spannungsverlust die Geräte selbstständig wieder in den Messmodus übergehen. Darüber hinaus unterliegen diese Messungen atomrechtlich wiederkehrenden Prüfungen.

Nach einem auslegungsüberschreitenden Ereignis mit postulierter Kernschädigung ist eine Beprobung der SHB-Atmosphäre in der Druckkammer (DK) und Kondensationskammer (KOKA) zur Ermittlung der Aktivitätskonzentration möglich.

Aus den SHB-Probenahmen können Rückschlüsse auf den Umfang eines eventuellen Kernschadens gemacht werden.

Die Probenahme erlaubt die Ermittlung von Aktivitätskonzentrationen in der SHB-Atmosphäre der DK und der KOKA bis zu Konzentrationen von  $10^{16}$  Bq/m<sup>3</sup>. Die Inbetriebnahme des Probenahmesystems PRONAS ist im NHB beschrieben.

Über den Anschluss des mobilen Impulskanals an einem Anfahrtdetektor (AD) ist bei Unverfügbarkeit der drei normalerweise genutzten AD-Kanäle eine zusätzliche Aussage über die Kritikalität des Reaktorkerns möglich. Der Anschluss des mobilen Impulskanals ist im NHB beschrieben. Der mobile Impulskanal verfügt zusätzlich zum Netzanschluss über eine eigene Stromversorgung.

Bei Ausfall der Warteninstrumentierung kann die Instrumentierung in den Notsteuerstellen und im ZUNA-Leitstand herangezogen werden. Zur Einschätzung des Zustandes der Brennelemente im Kern und im BE-Becken bei Ausfall der unmittelbaren Instrumentierungen können verbliebene und alternative Messungen die notwendigen Rückschlüsse geben oder zumindest wichtige Hinweise liefern.

Diese sind vornehmlich:

- Dosisleistungen im Containment,
- Ventilstellungen, z. B. S/E-Ventile, Gebäudeabschlüsse,
- H<sub>2</sub>-Konzentration im Containment,
- Brandmelder,
- Füllstand Sümpfe,
- Leckageüberwachungssystem LÜS,
- Spannung der Notstromschienen ,
- Beobachtungen / transportable Messeinrichtungen,
- Auswertung vorhandener Prozessrechnerprotokolle zum Ereignisverlauf,
- Kameraüberwachung in der Anlage.

Nachfolgend sind einige Möglichkeiten zur Messwertermittlung aufgeführt, welche vom Fachpersonal mit einfachsten Mitteln durchführbar sind:

- Zur Ermittlung der Temperaturen, z. B. im RDB, kann direkt an geeigneten Stellen (Analogschrank, Unterverteiler etc.) die Thermospannung bzw. der Fühlerwiderstand gemessen und hierüber die Temperatur bestimmt werden.
- Temperaturmesslanzen für diversitäre Füllstandsmessung.
- Zur Ermittlung von Drücken und Füllständen kann direkt an den Geräteabsperungen mittels geeigneter Messeinrichtungen der Druck bestimmt und daraus Füllstand bzw. Systemdruck ermittelt werden.
- Durch mangelnde Stromversorgung ausgefallene Messungen können durch eine provisorisch hergestellte Hilfsenergieversorgung wieder in Funktion gesetzt werden.

Diese o. g. Maßnahmen werden im Bedarfsfall vom Krisenstab angeordnet und von der „Einsatzinheit Sonderdienste“ durchgeführt.

### 6.1.3.9 Potentielle Auswirkungen durch Nachbarblock

Die sicherheitstechnisch relevanten Systeme sind den Blöcken direkt zugeordnet. Somit liegt keine verfahrensmäßige Vermaschung zwischen diesen blockzugeordneten Systemen vor. Damit sind im Bereich dieser Systeme keine blockübergreifenden Auswirkungen zu unterstellen.

Sicherheitstechnisch relevante Gebäude sind gegen Trümmerlasten ausgelegt. Dies gilt auch für den Fall, falls die Trümmer vom Nachbarblock stammen sollten. Weiterhin sind die entsprechenden Gebäude und Rohrleitungen räumlich getrennt angeordnet.

### 6.1.4 **Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Organisation für das Notfallmanagement**

Die Untersuchungen sowie die deutschen Begutachtungsverfahren gemäß Atomgesetz zur Genehmigung der Notfallhandbücher zeigen, dass die Verfahren zur Vermeidung oder zumindest zur engen Begrenzung von Kernschäden angemessen, abdeckend und geeignet sind.

Die zur Beurteilung des Anlagenzustandes während schwerer Störfälle verbleibenden Instrumentierungen können zur Beurteilung und Verfolgung der Ereignisse herangezogen werden.

Die Zugänglichkeit und Nutzbarkeit von Bereichen der Anlage (Warte, Notsteuerstelle, Einrichtungen des Notfallschutzes, lokale Kontroll- und Messstellen) ist auch unter erschwerten Bedingungen unter Einhaltung der gesetzlichen Regelungen, insbesondere der Strahlenschutzverordnung gegeben.

Damit ist die im Kernkraftwerk Gundremmingen vorhandene Organisation des Notfallmanagements angemessen und dazu geeignet, auch auslegungsüberschreitende Ereignisse unter Berücksichtigung erschwerender Randbedingungen zu beherrschen.

### 6.1.5 **Maßnahmen zur Verbesserung der Wirksamkeit des Notfallmanagements**

Im Notfallhandbuch sind auch Maßnahmen für den auslegungsüberschreitenden Bereich (mitigative Notfallmaßnahmen) beschrieben. Zur weiteren Optimierung der Wirksamkeit des Notfallmanagements ist die Erstellung eines Handbuches zur mitigativen Störfallbehandlung (SAMG) angestoßen worden.

## 6.2 Verfügbare präventive Notfall-Maßnahmen in den verschiedenen Phasen eines Szenarios „Verlust der Kernkühlfunktion“

### 6.2.1 Präventive Maßnahmen vor Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter

#### Maßnahmen zur Vermeidung von Brennelementschäden

Gemäß Störfalleitschema erfolgt nach Ausfall der RDB-Bespeisung (Kernkühlung) der Einstieg in das Notfallhandbuch in Abhängigkeit vom RDB-Füllstand. Dabei werden unterschiedliche Notfallmaßnahmen für den Hoch-, Mittel- und Niederdruckpfad im Notfallhandbuch beschrieben.

#### Hochdruck-Einspeisung RDB

- Reaktivierung der Reaktorspeisepumpen
- Verstärkte Spülwassereinspeisung durch die Steuerstabantriebspumpen
- Verstärkte Einspeisung durch die Dichtungssperrwasserpumpen

#### Mitteldruck-Einspeisung RDB

- Einspeisen durch die Kondensatpumpen über das Speisewassersystem und eine hierfür installierte Verbindungsleitung

#### Niederdruck-Einspeisungen RDB

- Selbsttätige Einspeisung in den RDB mit dem Dampfdruck des Speisewasserbehälters
- Einspeisung in den RDB mit den Primärfüllpumpen der Nachkühlsysteme
- Nebenkühlwassereinspeisung in den RDB über eine eigens installierte Verbindungsleitung zwischen Nebenkühlwasser und Nachkühlsystem
- Einspeisung RDB mit der mobilen Pumpeneinheit (Hydrosub) durch Anschluss an das Nebenkühlwassersystem im Kühlwasserpumpenhaus und Einspeisung über die Verbindungsleitung zum Nachkühlsystem.

#### Maßnahmen zur Vermeidung von Brennelementschäden bei hohem Druck

Bei sehr tiefem Füllstand im RDB wird auslegungsgemäß automatisch eine RDB-Druckentlastung mittels zwei redundanter Sicherheits- und Entlastungsventile angeregt sowie drei diversitäre Druckbegrenzungsventile (Stellantriebe, unterbrechungslos stromversorgt) manuell – und in Offenstellung freigeschaltet – geöffnet und somit eine Über-

führung in den Niederdruckpfad sicherstellt. Zusätzlich können bei Bedarf je zwei S/E-Ventile auf jeder der zwei Notsteuerstellen und drei S/E-Ventile, bzw. drei diversitäre Druckbegrenzungsventile auf der Warte angesteuert werden. Diese Maßnahmen sind im Störfalleitschema beschrieben.

### **Maßnahme zur Abfuhr von Wärme aus dem Sicherheitsbehälter**

Bei Ausfall der Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer kann nach einer entsprechenden Ausdampfung die Wärme über das Venting-System abgeführt werden. Damit kann der Druck im SHB und damit im RDB so begrenzt werden, dass auch eine RDB-Bespeisung im Niederdruckbereich, z. B. durch vor Ort vorhandene Feuerlöschpumpen, möglich bleibt.

### **6.2.2 Mitigative Maßnahmen nach Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter**

Die unter 6.2.1 beschriebenen Notfallmaßnahmen kommen auch dann zum Einsatz, wenn es bereits zu einem Brennelementschaden gekommen ist. Zusätzlich wird mit der Anwendung der Notfallmaßnahme „Start Vergiftungssystem TW“ eine mögliche Rekritikalität verhindert.

Darüber hinaus besteht zur Verhinderung des Durchschmelzens des RDB die Möglichkeit, den Reaktordruckbehälter durch Fluten des Containments von außen zu kühlen. Die Maßnahme ist im NHB beschrieben.

Durch die bei Leistungsbetrieb permanente Inertisierung der Kondensationskammer wird dort die Bildung von zündfähigen Wasserstoff-Sauerstoff-Gemischen verhindert.

Durch das Wasserstoffabbausystem kann gezielt Wasserstoff aus der Kondensationskammer und der Druckkammer abgesaugt und rekombiniert werden.

Zum Schutz der Integrität des Sicherheitsbehälters sind im Wesentlichen zwei Maßnahmen vorgesehen: Der Abbau von Wasserstoff aus der Zirkon-Wasser-Reaktion der Brennstabhüllrohre durch passive autokatalytische Rekombinatoren zur Verhinderung einer Gefährdung der Integrität durch H<sub>2</sub>-Detonationen und die gefilterte Druckentlastung zur Verhinderung eines Überdruckversagens des Containments.

Diese Systeme sind gemäß einschlägigen Regeln (RSK-Empfehlungen) ausgelegt, die zuverlässige Verhinderung einer Gefährdung der SHB-Integrität ist gutachterlich bestätigt.

Die Notfallmaßnahmen funktionieren passiv (Rekombination) bzw. erfordern keine elektrische Versorgung. Die gefilterte Druckentlastung wird unabhängig vom Szenario bei einem Sicherheitsbehälterüberdruck von 6 bar<sub>ü</sub> eingeleitet.

Mit Wasserstoffleckagen aus dem SHB ist bei KRB II nicht zu rechnen, da der SHB inklusive Ladedeckel und Montageöffnung bis zu einem Druck von 10 bar nachgewiesen ist. Durch Venting wird der Druck im SHB unter 10 bar gehalten. Falls zu einer Wasserstoffleckage im Bereich der Dichtungen des Ladedeckels kommen sollte, besteht die Möglichkeit, den Bereich oberhalb des Deckels (Flutraum) mit Wasser zu füllen. Darüber hinaus würde eine dennoch auftretende Wasserstoffleckage ins Reaktorgebäude durch die Störfallunterdruckhalteanlage abgesaugt. Ggf. auftretende Leckagen an Durchführungen (mit beweglichen Dichtungen, z. B. an Schleusen, Lüftungsklappen) werden durch das Leckabsaugesystem abgesaugt.

### **6.2.3 Mitigative Maßnahmen nach Versagen des Reaktordruckbehälters**

Es sind Notfallmaßnahmen zum Fluten des Sicherheitsbehälters vorgesehen und im Notfallhandbuch beschrieben. Damit ist eine Bedeckung der aus dem RDB ausgetretenen Schmelzmasse möglich. Abmauerungen im Steuerstabantriebsraum erhöhen die Wahrscheinlichkeit, die Kühlbarkeit der Schmelze außerhalb des RDB herzustellen und die Schmelzmasse innerhalb des SHB zu stabilisieren.

Zum Schutz der Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters sind im Wesentlichen zwei Maßnahmen zur Verhinderung eines Überdruckversagens des Reaktorsicherheitsbehälters vorgesehen.

Sollte es trotz der passiv arbeitenden Rekombinatoren zu einer Druckerhöhung im Reaktorsicherheitsbehälter kommen, so steht die Notfallmaßnahme der gefilterten Druckentlastung zur Verfügung.

Die Druckentlastungsarmatur kann fernbetätigt oder alternativ auch ohne Energieversorgung durch Handbetätigung geöffnet werden.

Die bei der Handbetätigung zu erwartende Strahlenbelastung wurde als zulässig nachgewiesen. Daher ist es unter den zu erwartenden Randbedingungen, insbesondere der Strahlenbelastung des Bedienpersonals, möglich, den Betrieb der gefilterten Druckentlastung in dem erforderlichen Zeitraum einzuleiten.

Die gefilterte Druckentlastung wird unabhängig vom Szenario bei einem Reaktorsicherheitsbehälterüberdruck von 6 bar eingeleitet.

### **6.3 Verfügbare Notfall Maßnahmen zur Erhaltung „Integrität Sicherheitsbehälter“**

#### **6.3.1 Vermeidung von Brennelementschäden/-schmelzen bei hohem Druck**

##### 6.3.1.1 Anlagentechnische Vorkehrungen

Bei sehr tiefem Füllstand im RDB wird auslegungsgemäß automatisch eine RDB-Druckentlastung mittels zwei redundanter Sicherheits- und Entlastungsventile angeregt sowie drei diversitäre Druckbegrenzungsventile (Stellantriebe, unterbrechungslos stromversorgt) manuell geöffnet – und in Offenstellung freigeschaltet – und somit eine Überführung in den Niederdruckpfad sichergestellt. Zusätzlich können bei Bedarf je zwei S/E-Ventile auf jeder der zwei Notsteuerstellen und drei S/E-Ventile, bzw. drei diversitäre Druckbegrenzungsventile auf der Warte angesteuert werden. Diese Maßnahmen sind im Störfalleitschema beschrieben.

##### 6.3.1.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Die organisatorischen Vorkehrungen sind unter 6.1.1 beschrieben. Die durchzuführenden Maßnahmen werden vom einberufenen Notfallstab festgelegt.

#### **6.3.2 Behandlung von Risiken durch Wasserstoff innerhalb des Sicherheitsbehälters**

##### 6.3.2.1 Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Bewertung der Angemessenheit unter Berücksichtigung von Wasserstoffproduktionsrate und -menge

Das Freisetzen von Wasserstoff innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters wird durch das aktive Wasserstoff-Überwachungssystem erkannt. Ferner kann im präventiven Bereich Wasserstoff durch das Wasserstoffabbausystem gezielt abgesaugt und rekombiniert werden. Bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen mit erhöhter Was-

serstoffbildung wird durch Rekombinatoren im Sicherheitsbehälter die Bildung von zündfähigen Gemischen sicher verhindert.

Die Berücksichtigung möglicher H<sub>2</sub>-Reaktionen in der Anlage KRB II wird im Folgenden gegliedert nach den Aspekten Radiolyse, Zirkonreaktionen und Schmelze-Beton-Wechselwirkung dargestellt:

### **Radiolyse**

Die Produktionsraten an Wasserstoff aufgrund von Radiolyse sind im Vergleich zu der H<sub>2</sub>-Produktion aufgrund von Zirkon-Wasser-Reaktionen gering, so dass an dieser Stelle nicht weiter darauf eingegangen wird. Im präventiven Bereich ist in KRB II eine Beherrschung der Problematik durch diverse begutachtete Einzelmaßnahmen sichergestellt und im mitigativen Bereich stellen die Rekombinatoren im Sicherheitsbehälter sicher, dass auch das im sehr späten Zeitrahmen eines schweren Störfalls gebildete Radiolysegas abgebaut wird.

### **Zirkonreaktionen**

Im Kernkraftwerk Gundremmingen sind passive autokatalytische Rekombinatoren zur Beherrschung der Wasserstofferzeugung während schwerer Störfälle vorhanden. Bei der Auslegung wurden konservativ anzunehmende Massen an Wasserstoff berücksichtigt. Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) bewertet das im KRB II umgesetzte Rekombinatorkonzept generell als wirksam.

Ferner ist die Kondensationskammer mit Stickstoff inertisiert. Die GRS bescheinigt, dass das Rekombinatorsystem Wasserstoffdetonationen sicher vermeidet. So wird die Integrität des Sicherheitsbehälters gewährleistet.

### **Schmelze-Beton-Wechselwirkung**

Im Rahmen der Begutachtung des Rekombinatorsystems wurde durch die GRS die Schmelze-Beton-Wechselwirkung mit samt der assoziierten H<sub>2</sub>-, CO- und CO<sub>2</sub>-Produktion berücksichtigt. Insbesondere wurde auch die Präsenz von CO<sub>2</sub> an den Oberflächen der Rekombinatoren berücksichtigt und die Rekombination von CO berücksichtigt. Die Rekombination von CO führt dazu, dass der verfügbare Sauerstoff noch schneller aufgezehrt und eine inerte Atmosphäre erreicht wird. Das Gutachten der GRS bescheinigt, dass das Rekombinatorsystem Wasserstoffdetonationen sicher vermeidet. So

wird die Integrität des Sicherheitsbehälters gewährleistet. Die Thematik der Produktion von Wasserstoff in Kernkraftwerken ist also im KRB II berücksichtigt und geeignete Maßnahmen zur Beherrschung der Problematik sind getroffen.

Mit Wasserstoffleckagen aus dem SHB ist bei KRB II nicht zu rechnen, da der SHB inklusive Ladedeckel und Montageöffnung bis zu einem Druck von 10 bar nachgewiesen ist. Durch Venting wird der Druck im SHB unter 10 bar gehalten. Falls zu einer Wasserstoffleckage im Bereich der Dichtungen des Ladedeckels kommen sollte, besteht die Möglichkeit, den Bereich oberhalb des Deckels (Flutraum) mit Wasser zu füllen. Darüber hinaus würde eine dennoch auftretende Wasserstoffleckage ins Reaktorgebäude durch die Störfallunterdruckhalteanlage abgesaugt. Ggf. auftretende Leckagen an Durchführungen (mit beweglichen Dichtungen, z. B. an Schleusen, Lüftungsklappen) werden durch das Leckabsaugesystem abgesaugt.

Das Venting-System ist so ausgelegt (Integrität, Spülung mit Stickstoff), dass es dort nicht zu Wasserstoffexplosionen kommen kann (siehe Kapitel 6.3.3).

Damit sind auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen angemessene Einrichtungen vorhanden, um die Bildung von zündfähigen Gasgemischen im Sicherheitsbehälter zu verhindern.

### 6.3.2.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Die organisatorischen Vorkehrungen sind unter 6.1.1 beschrieben. Die durchzuführenden Maßnahmen werden vom einberufenen Notfallstab festgelegt.

## 6.3.3 Vermeidung von Sicherheitsbehälterüberdruck

### 6.3.3.1 Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Hilfsmittel zur Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei erforderlicher Druckentlastung

Bei ansteigendem Druck im Sicherheitsbehälter kann die Maßnahme „Sprühen Sicherheitsbehälter“ gemäß Störfalleitschema/NHB durchgeführt werden.

Zur Vermeidung eines unzulässigen Überdruckes erfolgt die Maßnahme „Venting des SHB bei Kernschaden“ ab einem SHB-Druck von 6 bar. Die Maßnahme ist im Störfalleitschema/NHB beschrieben.

Die Auslegung von SHB und Ventingsystem ist derart, dass ein Venting vor Ablauf von 10 Stunden nicht notwendig ist.

Der Durchsatz des Ventingsystems ist so bemessen, dass eine vollständige Abfuhr der Nachzerfallsleitung eines Blockes spätestens 10 Stunden nach Abschaltung des Reaktors über das Ventingsystem möglich ist.

Durch Vorinertisierung wird das Risiko einer Wasserstoffverbrennung innerhalb des Systems vermieden.

Das Systemkonzept sieht die Unterbrechung von Ventingvorgängen vor und berücksichtigt auch die dadurch unter Umständen gegebene Notwendigkeit einer erneuten Inertisierung sowie die Möglichkeit eines Unterdrucks in bestimmten Systemteilen bei Kondensation. Die Ableitung des Ventingmassenstroms wird in druckfesten Rohrleitungen bis zur Spitze des Kamins geführt, so dass ein Eintrag von Wasserstoff in Kraftwerksgebäude vermieden wird.

Bei der Durchführung der Maßnahme wird eine Belüftung des Aufstellortes des Ventingfilters sichergestellt, so dass eventuelle Leckagen am Ventingfilter nicht zu einer Ansammlung von Wasserstoff im entsprechenden Raumbereich führen.

Der Ventingmassenstrom wird der Atmosphäre der KOKA entnommen, so dass durch den Aufbau des Druckabbausystems mit den Überstromrohren bzw. mit der Einleitung von Dampf aus dem RDB über die Düsenstöcke der Sicherheits-/ Entlastungsventile eine Auswaschung von Radionukliden bereits in der KOKA erfolgt.

Durch einen speziellen Venturiwäscher im Venting-System wird der größte Anteil an Radionukliden (Abscheidegrade > 99 % für elementares Jod und > 99,9 % für Aerosole) zurückgehalten und so die Aktivitätsfreisetzung minimiert.

Die Bestimmung der Aktivitätsableitung wird mittels der vorhandenen nuklidspezifischen Emissionsüberwachung durchgeführt. Die Erfassung erfolgt getrennt nach den einzelnen Nuklidgruppen: aerosolgebundene Radionuklide, flüchtige Jodverbindungen und Edelgase. Das Verfahren zur Ermittlung der daraus resultierenden Aktivitätsableitung ist in einer detaillierten Strahlenschutzanweisung beschrieben.

Vor Einleitung des Venting-Betriebes kann die Aktivitätskonzentration und die Nuklidzusammensetzung im Sicherheitsbehälter mit dem für diesen Fall ausgelegten Unfallprobenahmesystem gemessen werden.

### 6.3.3.2 Betriebliche und organisatorische Vorkehrungen

Die organisatorischen Vorkehrungen sind unter 6.1.1 beschrieben. Die durchzuführenden Maßnahmen werden vom einberufenen Notfallstab festgelegt.

## 6.3.4 Vermeidung von Rekritikalität

### 6.3.4.1 Anlagentechnische Vorkehrungen

Aufgrund der im vorhergehenden Kapitel beschriebenen Vorkehrungen und Handlungen ist die Integrität des Sicherheitsbehälters nicht gefährdet. Somit stehen die Maßnahmen zur Bespeisung des RDB zur Verfügung und ein Absinken des RDB-Füllstands unter die Kernoberkante ist nicht zu erwarten.

Insbesondere kann zusätzlich zur wirksamen Reaktivitätsbindung mittels der Steuerstäbe über die Notfallmaßnahme „Start Vergiftungssystem TW“ eine unterstellte Rekritikalität verhindert werden.

Nach der Bor-Einspeisung durch das TW-System kann der Vorratsbehälter erneut mit borisiertem Wasser gefüllt werden, um eine nochmalige Einspeisung zu gewährleisten. Dazu stehen Vorräte an Bor auf der Anlage zur Verfügung.

### 6.3.4.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Die organisatorischen Vorkehrungen sind unter 6.1.1 beschrieben. Die durchzuführenden Maßnahmen werden vom einberufenen Notfallstab festgelegt.

## 6.3.5 Vermeidung des Durchschmelzens der Bodenplatte

### 6.3.5.1 Potentielle Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption zur Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter

Der Fokus der Maßnahmen bei KRB II liegt darin, ein Kernschmelzen und infolgedessen ein Versagen des RDB und im Weiteren ein Durchschmelzen der Bodenplatte zu verhindern.

Dies spiegelt sich in dem Resultat der Level-2-PSA wider: die Häufigkeit einer großen frühen Freisetzung ist kleiner als  $2 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr.

Mit den Notfallmaßnahmen Druckkammerfluten und –sprühen besteht die Möglichkeit, den Reaktordruckbehälter durch Fluten des Containments von außen zu kühlen und damit ein Durchschmelzen des RDB zu verhindern.

### 6.3.5.2 Potentielle Vorkehrungen zur Kühlung der Kernschmelze im Sicherheitsbehälter nach Versagen des Reaktordruckbehälters

Es sind Notfallmaßnahmen zum Fluten des Sicherheitsbehälters vorgesehen und im Notfallhandbuch beschrieben. Damit ist eine Bedeckung der aus dem RDB ausgetretenen Schmelzemasse möglich. Abmauerungen im Steuerstabantriebsraum erhöhen die Wahrscheinlichkeit, die Kühlbarkeit der Schmelze außerhalb des RDB herzustellen und die Schmelzemasse innerhalb des SHB zu stabilisieren.

### 6.3.5.3 Cliff-edge-Effekte innerhalb des Zeitraums zwischen Reaktorabschaltung und Kernschmelze

Es existieren keine „Cliff-Edge Effekte“. Siehe Kapitel 0.1.1 zur Interpretation des Begriffes Kipp-Effekt.

Die der deutschen Ausprägung des gestaffelten Sicherheitskonzepts (defence-in-depth-Konzept) zu Grunde liegenden Prinzipien, sind gerade darauf ausgerichtet, ein plötzliches Auftreten von Gefährdungszuständen zu vermeiden. Wird ein Versagen von Sicherheitsteilsystemen oder Maßnahmen zur Beherrschung einer Situation unterstellt, sind immer Alternativen ggf. auf einer höheren Sicherheitsebene vorhanden, die einen Verlust von Schutzzielen zuverlässig verhindern. Somit treten auch keine „Cliff-Edge Effekte“ auf.

### 6.3.6 Notwendigkeit von Versorgungsfunktionen zum Schutz der Integrität des Sicherheitsbehälters

Für die Aufrechterhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters sind keine Hilfsmedien (Strom, Druckluft, ...) erforderlich.

Die Durchdringungsarmaturen der Speisewasser- und Frischdampfleitungen sind mit Eigenmedium gesteuert. Die RS-Auslösung erfolgt nach dem fail-safe-Prinzip. Die Durchdringungsarmaturen der Hilfssysteme sind Dremo-Armaturen mit unterbrechungsloser Stromversorgung.

Der Abbau von Wasserstoff durch autokatalytische Rekombinatoren funktioniert passiv und erfordert keine elektrische oder sonstige Versorgung.

Das Venting-System kann selbst bei Ausfall der Batteriestromversorgung durch Handarmaturen in Betrieb genommen werden. Hierzu sind Betätigungsmöglichkeiten für die Armaturen aus einem gegen Strahlung geschützten Bereich vorhanden. Bei Erreichen eines Überdruckes von 0,5 bar vor einer Reißmembran gibt diese selbständig den Weg der Druckentlastungsstrecke frei.

Die Integrität des Sicherheitsbehälters ist somit dauerhaft sichergestellt.

### 6.3.6.1 Anlagentechnische Vorkehrungen

Siehe hierzu die Ausführungen im Kapitel 6.3.6.

### 6.3.6.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Die organisatorischen Vorkehrungen sind unter 6.1.1 beschrieben. Die durchzuführenden Maßnahmen werden vom einberufenen Notfallstab festgelegt.

### 6.3.7 Erforderliche Instrumentierung zum Schutz der Containmentintegrität

Siehe hierzu die Ausführungen im Kapitel 6.3.6.

### 6.3.8 Notfallmanagement bei gleichzeitiger Kernschmelze in mehreren Blöcken am Standort

Mit Ausnahme des von beiden Blöcken B und C gemeinsam genutzten Ventingsystems sind alle Systeme, technische Einrichtungen (einschl. z. B. mobiler Pumpeneinheiten) und Notfallmaßnahmen sowie das verfügbare Personal für jeden Block separat verfügbar. Damit ist das anlageninterne Notfallmanagement für jeden Block nahezu unabhängig vom Notfallmanagement des Nachbarblockes.

Die gefilterte Druckentlastung mittels Venting-System kann im Fall einer gleichzeitigen Kernschmelze in beiden Blöcken sequenziell für jeden Block betrieben werden. Die Auslegung des Sicherheitsbehälters und des blockgemeinsamen Ventingsystems ist derart, dass bei einem sequenziellen Betrieb der Druckentlastung für jeden Block die Integrität des Sicherheitsbehälters dauerhaft gewährleistet ist. Durch Absperrung der Armaturen nach erfolgreicher Druckentlastung eines Blockes können Auswirkungen auf den Nachbarblock auch bei sequentieller Druckentlastung beider Blöcke dauerhaft ausgeschlossen werden.

### **6.3.9 Schlussfolgerungen zur Angemessenheit der Systeme und Komponenten für den Schutz des Sicherheitsbehälters**

In Anbetracht der nutzbaren Instrumentierung und deren störstoffester Verfügbarkeit (siehe Kap. 6.1.3.8) ist eine Detektion auch auslegungsüberschreitender Störungen sicher gewährleistet. Aufgrund der eingerichteten Bereitschafts- und Alarmdienste stehen zu jeder Zeit ausreichend viele Einsatzkräfte mit hoher Qualifikation zur Verfügung (mehr als 100 Ingenieure).

Alle relevanten Tätigkeiten sind aus entsprechend abgeschirmten Raumbereichen durchführbar, so dass auch bei erhöhter Dosisleistung von der Bedienbarkeit relevanter Komponenten ausgegangen werden kann.

Der anlageninterne Notfallschutz umfasst i. a. Notfallmaßnahmen zur Verhinderung von Kernschäden (präventive Maßnahmen) sowie Notfallmaßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen von Kernschäden (mitigative Maßnahmen). Der Bedarf für einzelne Notfallmaßnahmen im Anforderungsfall sowie die Durchführbarkeit und Wirksamkeit hängen im starken Maße von den „äußeren Randbedingungen“ des jeweiligen Unfallablaufes ab. Das Störfalleitschema ist aus diesem Grund zur Einhaltung der Schutzziele zustandsorientiert aufgebaut. Damit kann flexibel auf die jeweilige Anlagensituation reagiert werden.

Es sind ausreichend Systeme und Komponenten (z. B. das Venting-System zur SHB-Druckbegrenzung und die Wasserstoffrekombinatoren zur Verhinderung von zündfähigen Gasgemischen im SHB) für den Schutz des Sicherheitsbehälters vorhanden. Diese sind den Anforderungen entsprechend ausgelegt.

Die bestehenden Notfallmaßnahmen werden somit als angemessen angesehen.

### **6.3.10 Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitsbehälterintegrität bei schweren Unfällen**

Es werden weitere mitigative Maßnahmen (Notfallprozeduren, die nach Versagen der Notfallhandbücher zum Einsatz kommen) im Rahmen der Erstellung des Handbuches mitigativer Notfallmaßnahmen (SAMG) betrachtet.

### **6.4 Notfallmaßnahmen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung**

#### **6.4.1 Aktivitätsfreisetzung nach Verlust der Sicherheitsbehälterintegrität**

##### 6.4.1.1 Anlagentechnische Vorkehrungen

Ein spontaner Verlust der Sicherheitsbehälterintegrität und eine damit verbundene Aktivitätsfreisetzung kann durch den Einsatz der gefilterten Druckentlastung effektiv vermieden werden.

Die Druck- und Temperaturlauslegung des Systems für die gefilterte Druckentlastung entspricht den für auslegungsüberschreitende Ereignisse vorgegebenen Bedingungen in der Sicherheitsbehälteratmosphäre. Die Dimensionierung der Rohrleitung gewährleistet die Druckbegrenzung des Sicherheitsbehälters auf einen Druck unterhalb seines Prüfdruckes.

Die im Druckentlastungspfad für Aerosole und Jod verwendete Rückhalteeinrichtung besteht im Wesentlichen aus dem Venturiwäscher und dem nachgeschalteten Metallfaserfilter. Das System ist so ausgelegt, dass eine Rückhaltewirkung von > 99 % für elementares Jod und > 99,9 % für Aerosole erreicht wird.

Das System zur SHB-Druckentlastung ist so ausgelegt, dass es auch unter Berücksichtigung einer Wasserstofffreisetzung im SHB nicht zu unzulässigen Wasserstoffreaktionen im Venting-System kommt.

Im Fall einer gezielten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über das Venting-System ist eine Strahlenexposition einer Person des Schichtpersonals auf der Warte zu erwarten (während der Schichtperiode in der der Druckentlastungsvorgang durchgeführt wird), die im Rahmen der gesetzlich zulässigen Grenzwerte liegt.

##### 6.4.1.2 Vorkehrungen der Betriebsführung

Siehe hierzu die Ausführungen im Kapitel 6.3.6

### 6.4.2 Notfallmaßnahmen nach Freilegung der Brennelementköpfe im Brennelementlagerbecken

Im Störfalleitschema sind Handlungsanweisungen für die unterschiedlichen Kühlmöglichkeiten des Brennelementlagerbeckens (BELB) beschrieben. Diese sind:

- Betriebliches BELB-Kühlen,
- BELB-Kühlen mit den Not- und Nachkühlsystemen,
- BE-Lagerbeckenkühlung über nachfolgende Notfallmaßnahmen.

Wie in Kapitel 5 beschrieben, besteht bei Ausfall der Kühlwasserversorgung und einem überlagerten Notstromfall auch die Möglichkeit, einen Notstromdiesel mit einer Feuerlöschpumpe zu kühlen und somit dessen Betrieb zu ermöglichen. Dann kann mit der davon versorgten Nachkühlpumpe Wasser aus der Kondensationskammer in das Lagerbecken gefördert werden. Von dort läuft das erwärmte Wasser geodätisch in die Kondensationskammer zurück. Die Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer kann dann durch das ZUNA-System (mit Wärmeabfuhr über einen diversitären Nasszellenkühler) erfolgen.

Als anlageninterne Notfallmaßnahme ist das Auffüllen des BELB mit Feuerlöschwasser beschrieben. Diese Maßnahme wird frühzeitig eingeleitet, so dass es zu keiner Freilegung der Brennelemente kommen kann. Deshalb ist das Auftreten von Brennstabschäden und Kritikalität im BELB nicht zu besorgen.

Laut PSA ist ein beherrschbarer Ereignisablauf gegeben (kein Gefährdungszustand), solange die Wärme über Verdampfen abgeführt werden kann (siehe auch SWR-Sicherheitsanalyse der GRS).

#### 6.4.2.1 Wasserstoffmanagement

Unter 6.4.2 ist eine Vielzahl von Möglichkeiten (im Rahmen der Auslegung und darüber hinaus als anlageninterne Notfallmaßnahmen) beschrieben, die Kühlung der Brennelemente sicherzustellen. Darüber hinaus steht, wie unter 6.4.2.2 beschrieben, nach einem hypothetischen Ausfall der Kühlung ausreichend Zeit zur Wiederinbetriebnahme zur Verfügung. Eine Degradation von Brennelementen und damit eine Ansammlung von H<sub>2</sub> im Reaktorgebäude ist daher nicht zu unterstellen.

### 6.4.2.2 Sicherstellung einer ausreichenden Abschirmung

Gemäß Störfalleitschema ist bei einer Nachzerfallsleistung von 13,6 MW ein Füllstandsabfall von ca. 1 m innerhalb von 6 Std. nach Erreichung des Siedezustandes durch Verdampfung (10 Std.) anzusetzen. Die Oberkante der Brennelemente befinden sich 7 m unterhalb der Wasseroberfläche. Unter Berücksichtigung einer für eine ausreichende Abschirmung erforderlichen Überdeckung von 1 m ergibt sich ein Zeitraum von ca. 46 Std. ( $= 6 * 6 \text{ Std.} + 10 \text{ Std.}$ ) bis zum Verlust der ausreichenden Abschirmung gegen die Strahleneinwirkung der Brennelemente. Die hier angegebene Nachzerfallsleistung orientiert sich an der Leistung, die maximal von der Brennelement-Lagerbeckenkühlung abgeführt werden kann. Die tatsächlich im Lagerbecken eingelagerte Nachzerfallsleistung liegt deutlich unter diesem Wert. Somit stehen zur Wiederherstellung der Bespeisung/Kühlung des Lagerbeckens etwa 2 Tage zur Verfügung. Ein Verlust der Abschirmung der Brennelemente im Lagerbecken ist daher nicht zu unterstellen.

Durch die vorgesehene Bespeisungsmöglichkeiten (Anlagenänderung derzeit in Planung, vgl. Kapitel 5.3.3) des BELB mit einer mobilen Pumpeinheit, ohne dass dabei der Kontrollbereich des Reaktorgebäudes betreten werden muss, kann auch nach Verlust einer ausreichenden Abschirmung noch eine Bespeisung erfolgen.

### 6.4.2.3 Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung nach schweren Brennelementschäden im Brennelementlagerbecken

Das Brennelementlagerbecken befindet sich im gegen alle Einwirkungen von außen geschützten Reaktorgebäude (Secondary Containment). Somit ist auch bei schweren Brennelementschäden im Brennelementlagerbecken eine Aktivitätsbarriere vorhanden.

Aktivitäten im Reaktorgebäude können über die Lüftungsanlage (Unterdruckhalteanlage Störfall) zurückgehalten bzw. abgeschieden werden. Die Lüftungsanlage kann fernbedient von der Warte aus betrieben werden.

Darüber hinaus gehende Möglichkeiten würden in Abhängigkeit von den noch zur Verfügung stehenden Systemen durch den Notfallstab betrachtet.

### 6.4.2.4 Instrumentierung zur Ermittlung des Brennelementzustandes und zur Beherrschung des Unfalls

Es sind Instrumentierungen einschließlich radiologischer Messdaten vorhanden (Warte oder Notsteuerstelle), mit denen sich auch unter Kernschmelzbedingungen (und auch nach zwischenzeitlichem Verlust von Spannung oder Hilfsmedien einschließlich Strahlenschutzgesichtspunkten) der Anlagenstatus identifizieren lässt und die für Notfallmaßnahmen erforderlichen Informationen liefern.

Die Gesamtheit dieser Messungen wird gemäß KTA 3502 der Störfallanzeige zugeordnet (siehe Kapitel 6.1.3.8)

### 6.4.2.5 Verfügbarkeit und Nutzbarkeit der Hauptwarte

Wie vorstehend beschrieben, ist eine Vielzahl von Möglichkeiten (im Rahmen der Auslegung und darüber hinaus als anlageninterne Notfallmaßnahmen) vorhanden, welche die Kühlung der Brennelemente sicherzustellen.

Selbst wenn dennoch eine Aktivitätsfreisetzung aus dem Lagerbecken unterstellt würde, kann aufgrund der Unterbringung des BE-Beckens innerhalb des gesicherten Reaktorgebäudes und der gefilterten Wartenzuluftversorgung von einer unbeeinflussten Verfügbarkeit der Hauptwarte ausgegangen werden.

## 6.4.3 **Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Vorkehrungen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung**

Wie vorstehend beschrieben, sind eine Vielzahl von Möglichkeiten (im Rahmen der Auslegung und darüber hinaus als anlageninterne Notfallmaßnahmen) vorhanden, welche die Kühlung der Brennelemente sicherzustellen. Diese Maßnahmen sind angemessen und dazu geeignet, die Freilegung der Brennelemente zu verhindern. Damit kann eine Aktivitätsfreisetzung aus dem Lagerbecken zuverlässig vermieden werden.