

## **Kernkraftwerk Brokdorf**



## **Abschlussbericht für den Europäischen Stresstest**

## Inhaltsverzeichnis

<b>0</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>12</b>
0.1	Begriffsverständnis.....	14
0.1.1	Verständnis zu "Cliff-Edge Effekt" .....	14
0.1.2	Verständnis zu „Robustheit“ .....	15
0.2	Auslegungsphilosophie deutscher Kernkraftwerke .....	17
0.2.1	Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Schutzziele .....	18
0.2.2	Sicherheitsebenen .....	19
0.2.3	Konsequenzen der Auslegungsphilosophie .....	21
0.2.4	Weiterentwicklungen in Deutschland .....	22
0.3	Kurzbeschreibung des Kernkraftwerks Brokdorf .....	25
0.4	Erdbeben.....	27
0.5	Hochwasser .....	29
0.6	Extreme Wetterbedingungen .....	30
0.7	Verlust der Stromversorgung .....	31
0.8	Verlust der primären Wärmesenke.....	33
0.9	Verlust der primären Wärmesenke bei Station Blackout.....	34
0.10	Management schwerer Unfälle .....	35
0.11	Notfallmaßnahmen zur Kernkühlung, zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters sowie zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung .....	38
<b>1</b>	<b>Standort und Hauptmerkmale der Anlagen .....</b>	<b>42</b>
1.1	Standort und Genehmigungsinhaber .....	42
1.1.1	Hauptmerkmale der Anlage .....	43
1.1.2	Beschreibung der wichtigsten Sicherheitssysteme .....	44
1.2	Sicherheitstechnisch bedeutsame Unterschiede .....	58
1.3	Probabilistische Sicherheitsbewertungen.....	58
<b>2</b>	<b>Erdbeben.....</b>	<b>64</b>

2.1	Auslegungsgrundlage .....	64
2.1.1	Erdbeben, gegen welches die Anlage ausgelegt ist.....	64
2.1.1.1	Charakteristik des Bemessungserdbebens.....	64
2.1.1.2	Methodik bei der Festlegung des Bemessungserdbebens .....	66
2.1.1.3	Angemessenheit der Auslegung .....	67
2.1.2	Vorkehrungen zum Schutz der Anlage vor dem Bemessungserdbeben...	68
2.1.2.1	Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten.....	68
2.1.2.2	Wesentliche sicherheitsrelevante Schadensmöglichkeiten.....	71
2.1.2.3	Folgewirkungen des Erdbebens.....	71
2.1.2.3.1	Nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegte Strukturen, Systeme und Komponenten.....	71
2.1.2.3.2	Ausfall der externen Stromversorgung.....	72
2.1.2.3.3	Situation außerhalb der Anlage.....	72
2.1.2.3.4	Andere Folgewirkungen .....	72
2.1.3	Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage .....	73
2.1.3.1	Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen.....	73
2.1.3.2	Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen.....	77
2.1.3.3	Festgestellte Abweichungen .....	77
2.2	Bewertung von Auslegungsreserven .....	78
2.2.1	Abschätzung der zu schweren Kernschäden führenden Erdbebenstärke .....	78
2.2.2	Auslegungsreserven für die Integrität des Sicherheitseinschlusses .....	78
2.2.3	Auslegungsüberschreitendes Hochwasser infolge auslegungsüberschreitenden Erdbebens.....	78
2.2.4	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Erdbeben.....	79
<b>3</b>	<b>Hochwasser .....</b>	<b>80</b>
3.1	Auslegungsgrundlage .....	80
3.1.1	Hochwasser, gegen welches die Anlage ausgelegt ist .....	80

3.1.1.1	Höhe des Bemessungshochwassers .....	80
3.1.1.2	Methodik bei der Festlegung des Bemessungshochwassers .....	82
3.1.1.3	Angemessenheit der Auslegung .....	83
3.1.2	Vorkehrungen zum Schutz der Anlage gegen Bemessungshochwasser..	84
3.1.2.1	Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten.....	84
3.1.2.2	Wesentliche Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption gegen Hoch- wasser .....	86
3.1.2.3	Wesentliche Vorkehrungen in der Betriebsführung der Anlage gegen Hochwasser .....	87
3.1.2.4	Auswirkungen der Situation außerhalb der Anlage .....	88
3.1.3	Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage .....	89
3.1.3.1	Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen.....	89
3.1.3.2	Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen.....	92
3.1.3.3	Festgestellte Abweichungen .....	92
3.2	Bewertung von Auslegungsreserven .....	93
3.2.1	Abschätzung von Auslegungsreserven gegen Überflutung .....	93
3.2.2	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Überflutung.....	95
<b>4</b>	<b>Extreme Wetterbedingungen .....</b>	<b>96</b>
4.1	Auslegungsgrundlage .....	96
4.1.1	Bewertung der für die Auslegung verwendeten Wetterbedingungen .....	96
4.1.1.1	Verifizierung der Wetterbedingungen, welche bei der Auslegung von Systemen, Strukturen und Komponenten verwendet wurden .....	96
4.1.1.2	Annahmen für extreme Wetterbedingungen, falls diese nicht bereits in der Auslegung berücksichtigt waren .....	102
4.1.1.3	Bewertung der zu erwartenden Häufigkeit von unterstellten extremen Wetterbedingungen.....	102
4.1.1.4	Berücksichtigung der möglichen Überlagerungen von Wetterbedingungen.....	102

4.1.1.5	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen extreme Wetterbedingungen .....	103
4.2	Bewertung von Auslegungsreserven .....	103
4.2.1	Abschätzung von Auslegungsreserven gegen extreme Wetterbedingungen .....	103
4.2.2	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen .....	104
<b>5</b>	<b>Ausfall der Stromversorgung und Ausfall der primären Wärmesenke .....</b>	<b>105</b>
5.1	Ausfall der Stromversorgung .....	105
5.1.1	Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss .....	108
5.1.1.1	Auslegung der Anlage .....	108
5.1.1.2	Vorkehrungen für einen lang andauernden Ausfall des Haupt- und Reservenetzanschluss ohne externe Unterstützung .....	111
5.1.2	Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle .....	115
5.1.2.1	Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption .....	115
5.1.2.2	Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung ..	116
5.1.3	Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle und Ausfall anderer diversitärer Einrichtungen zur Drehstromversorgung .....	117
5.1.3.1	Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung ..	117
5.1.3.2	Vorgesehene Maßnahmen zur Wiederherstellung einer Drehstromversorgung mit mobilen oder speziellen externen Einrichtungen .....	118
5.1.3.3	Erforderliches Schicht- oder Fachpersonal für elektrischen Anschluss ..	122
5.1.3.4	Zur Verfügung stehende Zeit zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung und damit der Kernkühlung .....	122
5.1.3.5	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust der Stromversorgung .....	123

5.1.3.6	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust der Stromversorgung .....	123
5.2	Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser.....	123
5.2.1	Auslegung der Anlage gegen den Verlust der gesicherten Nebenkühlwasserversorgung.....	124
5.2.2	Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers .....	126
5.2.2.1	Verfügbarkeit einer alternativen Wärmesenke .....	126
5.2.2.2	Mögliche zeitliche Einschränkungen für die Verfügbarkeit der alternativen Wärmesenke und Möglichkeiten für weitere zeitliche Reserven.....	128
5.2.3	Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser und der alternativen Wärmesenke.....	129
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 .....	129
5.2.5	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers .....	129
5.3	Ausfall der primären Wärmesenke mit Station Blackout .....	130
5.3.1	Zeiten bis zum Verlust der normalen Wärmeabfuhr aus dem Kern .....	130
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 Blackout.....	133
<b>6</b>	<b>Management schwerer Unfälle .....</b>	<b>134</b>
6.1	Organisation und Vorkehrungen des Genehmigungsinhabers zur Beherrschung von Unfällen.....	134
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 .....	137
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 .....	140
6.1.2.3	Management des Strahlenschutzes .....	141
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 .....	144
6.1.3.2	Verlust von Kommunikationseinrichtungen oder -systemen .....	146
6.1.3.3	Erschwerende radiologische Randbedingungen .....	147
6.1.3.4	Auswirkungen auf den Zugang und die Nutzbarkeit der Hauptwarte und Notsteuerstelle sowie Gegenmaßnahmen .....	148
6.1.3.5	Auswirkungen auf die von der Notfallorganisation genutzten Räume und/oder Einrichtungen .....	148
6.1.3.6	Durchführbarkeit und Wirksamkeit für Notfallmaßnahmen unter den Randbedingungen Erdbeben oder Hochwasser .....	149
6.1.3.7	Unverfügbarkeit der Stromversorgung .....	150
6.1.3.8	Potenzial für den Ausfall von Instrumentierungen .....	150
6.1.3.9	Potenzielle Auswirkungen durch Nachbarblock .....	152
6.1.4	Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Organisation für das Notfallmanagement .....	153
6.1.5	Maßnahmen zur Verbesserung der Wirksamkeit des Notfallmanagements .....	154

6.2	Verfügbare präventive Notfall-Maßnahmen in den verschiedenen Phasen eines Szenarios „Verlust der Kernkühlfunktion“ .....	155
6.2.1	Präventive Maßnahmen vor Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter .....	155
6.2.2	Mitigative Maßnahmen nach Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter .....	157
6.2.3	Mitigative Maßnahmen nach Versagen des Reaktordruckbehälters.....	157
6.3	Verfügbare Notfall Maßnahmen zur Erhaltung „Integrität Sicherheitsbehälter“ .....	158
6.3.1	Vermeidung von Brennelementschäden/-schmelzen bei hohem Druck..	158
6.3.1.1	Anlagentechnische Vorkehrungen .....	158
6.3.1.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung .....	158
6.3.2	Behandlung von Risiken durch Wasserstoff innerhalb des Sicherheitsbehälters.....	158
6.3.2.1	Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Bewertung der Angemessenheit unter Berücksichtigung von Wasserstoffproduktionsrate und –menge .....	158
6.3.2.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung .....	159
6.3.3	Vermeidung von Sicherheitsbehälterüberdruck .....	160
6.3.3.1	Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Hilfsmittel zur Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei erforderlicher Druckentlastung .....	160
6.3.3.2	Betriebliche und organisatorische Vorkehrungen.....	160
6.3.4	Vermeidung von Rekritikalität .....	161
6.3.4.1	Anlagentechnische Vorkehrungen .....	161
6.3.4.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung .....	161
6.3.5	Vermeidung des Durchschmelzens der Bodenplatte .....	162
6.3.5.1	Potenzielle Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption zur Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter .....	162
6.3.5.2	Potenzielle Vorkehrungen zur Kühlung der Kernschmelze im Sicherheitsbehälter nach Versagen des Reaktordruckbehälters .....	162



6.3.5.3	Cliff-Edge Effekte innerhalb des Zeitraums zwischen Reaktorabschaltung und Kernschmelze.....	162
6.3.6	Notwendigkeit von Versorgungsfunktionen zum Schutz der Integrität des Sicherheitsbehälters .....	163
6.3.6.1	Anlagentechnische Vorkehrungen .....	163
6.3.6.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung .....	163
6.3.7	Erforderliche Instrumentierung zum Schutz der Containmentintegrität...	163
6.3.8	Notfallmanagement bei gleichzeitiger Kernschmelze in mehreren Blöcken am Standort.....	164
6.3.9	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit der Systeme und Komponenten für den Schutz des Sicherheitsbehälters .....	164
6.3.10	Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitsbehälterintegrität bei schweren Unfällen.....	164
6.4	Notfallmaßnahmen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung.....	165
6.4.1	Aktivitätsfreisetzung nach Verlust der Sicherheitsbehälterintegrität.....	165
6.4.1.1	Anlagentechnische Vorkehrungen .....	165
6.4.1.2	Vorkehrungen der Betriebsführung .....	165
6.4.2	Notfallmaßnahmen nach Freilegung der Brennelementköpfe im Brennelementlagerbecken .....	165
6.4.2.1	Wasserstoffmanagement .....	166
6.4.2.2	Sicherstellung einer ausreichenden Abschirmung .....	166
6.4.2.3	Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung nach schweren Brennelementschäden im Brennelementlagerbecken.....	166
6.4.2.4	Instrumentierung zur Ermittlung des Brennelementzustandes und zur Beherrschung des Unfalls .....	167
6.4.2.5	Verfügbarkeit und Nutzbarkeit der Hauptwarte .....	167
6.4.3	Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Vorkehrungen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung.....	167

## Abkürzungsverzeichnis

ÄEV	Regeländerung in Vorbereitung
AtG	Atomgesetz
AtSMV	Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung
ATWS	Anticipated Transients without Scram (Transienten ohne RESA)
BAnz	Bundesanzeiger
BE	Brennelement
BHB	Betriebshandbuch
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit ( <a href="http://www.bmu.de/">www.bmu.de/</a> )
BMI	Bundesministerium des Inneren (s. a. <a href="http://www.bmi.bund.de">http://www.bmi.bund.de</a> ) – früher für Reaktorsicherheit zuständig
BOS	Behörden und Organisationen mit Sicherheitsaufgaben
BOHB	Betriebliches Organisationshandbuch
DE	Dampferzeuger
DIN	Deutsches Institut für Normung e.V. (s. a. <a href="http://www.din.de/">http://www.din.de/</a> )
DWR	Druckwasserreaktor
EB	Eigenbedarf
EK	Erdbebenklasse
EKK	E.ON Kernkraft GmbH (s. a. <a href="http://www.eon-kernkraft.de">www.eon-kernkraft.de</a> )
EMS	Europäische Makroseismische Skala
ENSREG	European Nuclear Safety Regulator Group (s. a. <a href="http://www.ensreg.eu/">http://www.ensreg.eu/</a> )
EU	Europäische Union (s. a. <a href="http://www.europe.eu">www.europe.eu</a> )
EVA	Einwirkungen von außen
FD	Frischdampf
GRS	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (s. a. <a href="http://www.grs.de">www.grs.de</a> )
HD	Hochdruck
HMN	Handbuch für mitigative Notfallmaßnahmen
IAEA	Internationale Atomenergiebehörde (s. a. <a href="http://www.iaea.org/">http://www.iaea.org/</a> )
KatSL	Katastrophenschutzleitung (des Landkreises)
KBR	Kernkraftwerk Brokdorf
KHG	Kerntechnische Hilfsdienst GmbH (s. a. <a href="http://www.khgmbh.de">www.khgmbh.de</a> )
KFÜ	Kernreaktorfernüberwachung
KKW	Kernkraftwerk

KTA	Kerntechnischer Ausschuss (alle KTA-Regeln siehe: <a href="http://www.kta-gs.de/">http://www.kta-gs.de/</a> )
KWU	Kraftwerk Union (jetzt AREVA NP)
LOOP	Loss of offsite power (Ausfall der externen Stromversorgung)
MIN	Minimum
MSK	Medwedew-Sponheuer-Karnik-Skala
MThw	mittleres Tiedenhochwasser
MTnw	mittleres Tiedenniedrigwasser
ND	Niederdruck
NHB	Notfallhandbuch
NN	Normal Null (Bezugsfläche für Höhen über dem Meeresspiegel)
NSDA1	Notstromdiesel
NSDA2	Notspeisenotstromdiesel
ODL	Ortsdosisleistung
PDE	primärseitige Druckentlastung
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PSGA	Probabilistischen Seismischen Gefährdungsanalyse
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
REI	Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung
RKL	Reaktorkühlkreislauf
RKS	Reaktorkühlsystem
RSB	Reaktorsicherheitsbehälter
RSK	Reaktorsicherheitskommission (s. a. <a href="http://www.rskonline.de/">http://www.rskonline.de/</a> )
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SDE	sekundärseitige Druckentlastung
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
SPW	Speisewasser
SÜ	Sicherheitsüberprüfung
THW	Technisches Hilfswerk
Thw	Tiedenhochwasser
TKSiV	Telekommunikations-Sicherstellungs-Verordnung
TMI	Three Mile Island (Reaktor in den USA)
VGB	VGB Powertech e.V.: Europäischer Fachverband für Strom- und Wärme- zeugung mit Sitz in Essen (früher Verband der Großkraftwerksbetreiber)

## **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 wurden wir aufgefordert, auf Basis der Spezifikation

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

vorzulegen.

Zum 15.08.2011 wurde fristgerecht beim Ministerium für Justiz, Gleichstellung und Integration des Landes Schleswig-Holstein 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 Verbesserungspotenzial. 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 (conclusions) wird inhaltlich vollständig durch die Zusammenfassung 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 das der Untersuchung zugrunde gelegte 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. Diesen für das Verständnis der Robustheit der Anlage insgesamt elementaren Gesichtspunkt haben wir deshalb auch in einem Kapitel zur Auslegungsphilosophie in der Zusammenfassung aufgegriffen.

E.ON 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 E.ON von Beginn an den Prozess der Europäischen Sicherheitsüberprüfung konstruktiv, offen und aktiv unterstützt. National unterschiedliche Ausprägungen z. B. hinsichtlich des Untersuchungsumfangs oder der Behandlung 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 Verbesserungspotenzial 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.

## 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 angenommenen geringen Häufigkeit nicht berücksichtigter, bezüglich des Freisetzungsriskos 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 Schutzziele 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 Schutzziele 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 anderen der Robustheit im auslegungsüberschreitenden Bereich:

#### **1.    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. Überschreitenswahrscheinlichkeiten 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 (Reservenetzanschlüsse, Ausstattung mit mind. 4 Notstromdieseln). Sowohl die Verfügbarkeit von Reservenetzanschlüssen als auch die Ausstattung mit Notstromdieseln führt – auch im internationalen Vergleich – zu einer robusten Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher mit elektrischer Energie.

## 2. 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 (z. B. können 4 x 50 %-Systeme bei realistischer Betrachtungsweise z. T. als 4 x 100 %-Systeme gewertet werden).
- 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 Wärmeabfuhr.
- Durch weitgehende Analysen der deutschen Anlagen zu Einwirkungen aus Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle wurden weitere Reserven ausgewiesen.

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

ten aufweist, die für eine sachgerechte Beurteilung der Robustheit wichtig sind und deshalb im Folgenden zusammenfassend erläutert werden.

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 die Ereignisse nach praktischer Vernunft ausgeschlossen sind.

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 Kernkraftwerke 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 Einschlusses der radioaktiven Stoffe zu gewährleisten, müssen die Barrieren ausreichend gegen Beschädigungen geschützt werden. Dies ergibt sich aus den grundlegenden Schutzzielen 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 Kühlung der Brennelemente: Die – auch noch nach Abschaltung des Reaktors durch radioaktiven Zerfall entstehende – Wärme muss sicher 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 (anomaler 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 Sicherheitssysteme, die für eine zuverlässige Störfallbeherrschung speziell konstruiert und ausgelegt sind. 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 extra für diesen Fall vorgesehenen Sicherheitssystemen beherrscht wird. Für die Dimensionierung und Auslegung dieser Systeme 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 Sicherheitssysteme. 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 im Pazifikraum bereits eingetretenen Tsunamis 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 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 Wahrscheinlichkeit schwerer Störfälle minimieren und zur Robustheit der KKW in Deutschland erheblich beitragen.

Zwar sind Ereignisse auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 (Normalbetrieb und anomaler Betrieb) für die Untersuchungen im Rahmen des EU-Stresstests nicht relevant, aber dennoch ist festzuhalten, dass dort realisierte Maßnahmen zu einer verbesserten Stö-

rungsbeherrschung und damit zu einer wirksameren Störfallvermeidung (und zu höherer Verfügbarkeit) führen. Einen wesentlichen Beitrag zur Robustheit leisten z. B. das Konzept der Basissicherheit (Bruchausschluss), das Integritätskonzept für Dampferzeuger-Heizrohre bei Druckwasserreaktoren, 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 Begrenzungssysteme. 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:

### 1. Schutz und Optimierung von Sicherheitssystemen

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

- die Sicherheitssysteme auf den Einsatzbereich in der Störfallbeherrschung spezifischer auszurichten und sie für die Störfallbeherrschung zu optimieren. Die Ansteuerung der Sicherheitssysteme erfolgt dabei über das mehrsträngige (i. d. R. 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 Sicherheitssysteme durch eventuelle Folgeschäden bei Störfällen unwahrscheinlicher.

## 2. Auslegung gegen interne, potenziell 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, Projektile) bleiben daher i. d. R. auf eine Redundante beschränkt. Typischerweise sind die Sicherheitseinrichtungen viersträngig ausgelegt. (4 x 50 %, für die überwiegende Anzahl unterstellter Szenarien entspricht die Auslegung sogar 4 x 100 %).

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.



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

- Einbau von passiven Wasserstoffrekombinatoren innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters von Druckwasserreaktoren, die das bei einem Kernschaden entstehende Wasserstoffgas so weit abbauen würden, dass Wasserstoffexplosionen mit Gefährdung des Reaktorsicherheitsbehälters vermieden würden. Bei Siedewasserreaktoren wurde das gleiche Ziel durch Inertisierung, das heißt durch eine sauerstofffreie Atmosphäre des Reaktorsicherheitsbehälters, erreicht.
- Einbau einer Druckentlastungseinrichtung, über die gefiltert Gase aus dem Reaktorsicherheitsbehälter abgegeben werden können, so dass ein Versagen des Reaktorsicherheitsbehälters durch zu hohem Druck verhindert würde und damit die radioaktiven Stoffe selbst dann noch weitestgehend eingeschlossen blieben bzw. zurückgehalten würden.

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 Brokdorf**

Das Kernkraftwerk Brokdorf (KBR) besteht aus einem Kraftwerksblock und liegt unmittelbar am östlichen (rechten) Ufer der Elbe bei Stromkilometer 682,5 km in der Gemeinde Brokdorf (Wilstermarsch), Landkreis Steinburg (Kreisstadt Itzehoe), Bundesland Schleswig-Holstein.

Bei dem Kernkraftwerk handelt es sich um einen Druckwasserreaktor des Herstellers KWU (Kraftwerk Union, jetzt AREVA NP) der Vor-Konvoi Baulinie mit einem Reaktorkern aus 193 Brennelementen. Die Anlage ist eine 4 Loop-Anlage mit vier Dampferzeugern, viersträngigen, räumlich getrennten Sicherheitssystemen (d. h. z. B. 4 Not-

und Nachkühlsysteme, 4 Notstromdiesel) sowie vier zusätzlichen Notspeisenotstromdieseln (u. a. für die Beherrschung äußerer Einwirkungen). Die thermische Reaktorleistung beträgt 3900 MW, aus denen über ein Hochdruck- und drei Niederdruckturbinenteile brutto 1480 MW elektrische Energie erzeugt wird (netto 1410 MW). Die Kühlwasserversorgung erfolgt aus dem Fluss Elbe.

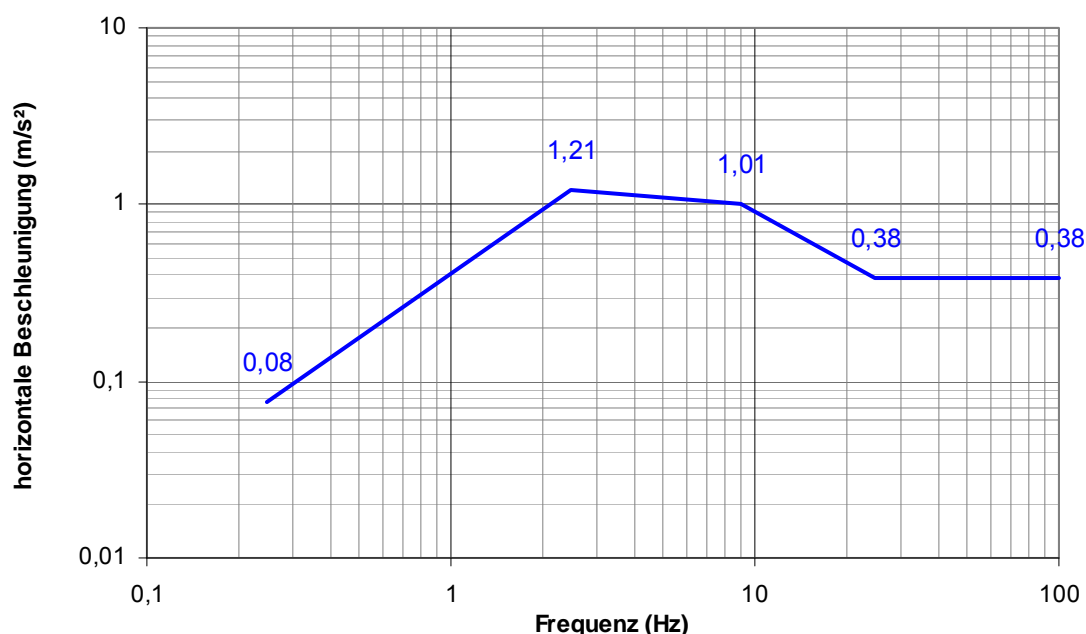
Das Reaktorgebäude umschließt die sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile und ist in Stahlbetonbauweise (Stärke  $\gg 1$  m) ausgeführt. Innerhalb des Reaktorgebäudes befindet sich der aus mehrere Zentimeter dickem Stahl ausgeführte Reaktorsicherheitsbehälter, der als Volldruckcontainment ausgeführt ist und den Primärkreis (bestehend u. a. aus dem Reaktor mit anbindenden Leitungen sowie den Hauptkühlmittelpumpen) mit den Dampferzeugern sowie das Lagerbecken für (abgebrannte) Brennelemente umschließt.

Der Reaktor hatte am 08.10.1986 seine erste selbsterhaltende Kettenreaktion (erste Kritikalität) und das Kernkraftwerk nahm seinen kommerziellen Leistungsbetrieb am 22.12.1986 auf und hat bis zum 30.06.2011 fast 275 Mrd. kWh elektrischer Energie erzeugt (zum Vergleich: Stromverbrauch der Bundesrepublik Deutschland 2010 ca. 538 Mrd. kWh). Genehmigungsinhaber des Kernkraftwerks Brokdorf sind die E.ON Kernkraft GmbH und die Kernkraftwerk Brokdorf GmbH & Co. oHG.

Die bisher im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) entsprechend dem BMU-Leitfaden durchgeführte Probabilistische Sicherheitsanalyse weist für KBR für die Stufe 1-PSA (Ermittlung der Kernschadenshäufigkeiten) Werte aus, die mit einem deutlichem Abstand unter dem von der IAEA genannten Zielwert der Kernschadenshäufigkeit für in Betrieb befindliche Anlagen ( $< 1 \cdot 10^{-4}/a$ ) liegen. Die ermittelten Werte liegen bereits im Bereich der für evolutionäre Reaktoren empfohlenen Werte ( $1 \cdot 10^{-5}/a$ ); sie zeigen außerdem die Ausgewogenheit der System- und Anlagentechnik des KBR. Die Ergebnisse der Stufe 2-PSA (Ermittlung der Freisetzungen mit ihren Häufigkeiten) zeigen, dass sich für KBR sehr niedrige Häufigkeiten für gravierende Spaltproduktfreisetzungen ergeben; so ist die Häufigkeit großer Freisetzungen kleiner als  $1 \cdot 10^{-9}/a$ . Insgesamt bestätigen die Ergebnisse der PSA der Stufe 1 und 2, dass das KBR über ein ausgewogenes Sicherheitskonzept verfügt und ein sehr hohes Sicherheitsniveau besitzt.

## 0.4 Erdbeben

Für den Standort ergibt sich bei einer Überschreitenswahrscheinlichkeit  $< 1 \cdot 10^{-5} / a$  eine Standortintensität von V-VI (5,5.EMS/MSK). Unter Berücksichtigung der KTA 2201.1 ist für den Standort entsprechend der Bemessungsintensität von VI EMS/MSK und den seismotektonischen Bedingungen ein Bodenantwortspektrum mit den zugehörigen Starrkörperbeschleunigungen (maximale Bodenbeschleunigungen bzw. „peak ground acceleration“) bestimmt worden (vgl. Bild 0-1).



*Bild 0-1 Bemessungsspektrum (Horizontalkomponente)*

Die notwendigen ingenieurseismologischen Kenngrößen wurden durch ein seismologisches Gutachten ermittelt und durch einen von der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde bestellten seismologischen Gutachter bewertet. Darüber hinaus wurden zahlreiche Überprüfungen angestellt. Alle Überprüfungen belegen, dass das angewendete Bodenantwortspektrum gültig ist.

Die Auslegung von Anlagenteilen und baulichen Anlagen gegen seismische Einwirkungen ist notwendig zur Erfüllung der Schutzziele

- a) Kontrolle der Reaktivität,
- b) Kühlung der Brennelemente,
- c) Einschluss der radioaktiven Stoffe und
- d) Begrenzung der Strahlenexposition.

Daher sind alle sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke und Komponenten gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Es sind somit keine sicherheitsrelevanten Schadensmöglichkeiten beim Bemessungserdbeben zu erwarten.

Bei einem Erdbeben wird die externe Stromversorgung als nicht mehr vorhanden angesehen. Daher ist die Notstromversorgung gegen das Erdbeben ausgelegt. Darüber hinaus ist die Notstromversorgung redundant (4 x 50 %) vorhanden. Zusätzlich stehen neben den vier Notstromdieseln vier weitere Notspeisenotstromdiesel zur Verfügung.

Aufgrund der geringen Intensität kann davon ausgegangen werden, dass die Infrastruktur auch nach dem Bemessungserdbeben nutzbar ist. Eine Verhinderung oder Verzögerung des Zugangs von Personal und Gerät ist daher nicht gegeben.

Es ist zu erwarten, dass die maximale, physikalisch mögliche Erdbebenstärke zu keinem schweren Kern- oder BE-Schaden führt.

Das Kernkraftwerk ist für ein Erdbeben mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von  $\leq 1 \cdot 10^{-5}$  /a und einem Hochwasser mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von  $\leq 1 \cdot 10^{-4}$  /a gemäß KTA 2207 ausgelegt. Die Anlage weist darüber hinaus erhebliche Auslegungsreserven auf. Zudem ist das Kraftwerk auch für eine Einwirkungskombination von Erdbeben und Hochwasser ausgelegt.

Wie Erdbeben-PSAen in deutschen Kernkraftwerken, die vergleichbar zu KBR sind, zeigen, liefern auch bei größeren unterstellten Erdbeben als dem Bemessungserdbeben die Schädigungsmechanismen keinen weiteren nennenswerten Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit. Zudem sind durch den hohen Robustheitsgrad und den hohen Auslegungsstandard Maßnahmen schon während der Planung und Errichtung sowie auch während der Betriebsphase durch Nachrüstungen im KBR integriert. Dies wird unter anderem durch die Auslegung der Anlage gegen andere EVA-Einwirkungen, wie

zum Beispiel Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle, gewährleistet. Somit sind keine weiteren Maßnahmen geplant.

## **0.5 Hochwasser**

Basis für die Hochwasserauslegung ist die KTA 2207. Nach KTA 2207 ist der höchste Wasserstand zu ermitteln, der sich im Bereich der zu schützenden Anlagenteile und der Schutzbauwerke einstellt. Die Kraftwerksanlage selbst ist gegen Hochwasser durch permanente Hochwasserschutzmaßnahmen (bauliche Maßnahmen) geschützt. Temporäre Schutzmaßnahmen sind bei Bemessungshochwasser nicht erforderlich.

Die Festlegung der Deichhöhe und der hochwasserfreien Höhenkote für sicherheitstechnisch wichtige Gebäude erfolgte in der ersten Teilgenehmigung für das Kernkraftwerk Brokdorf am 25.10.1976. Auf Grundlage von Gutachten wurde die hochwasserfreie Gebäudekote auf 4,30 m NN und die Sollhöhe des Deiches auf 8,40 m NN festgelegt.

Entsprechend der Neufassung der KTA 2207 (11/2004) wird der Sturmflutwasserstand mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$  /a als Bemessungswasserstand für die Auslegung des Schutzbauwerkes (Deich direkt vor dem Kraftwerksgelände als Schutzbauwerk für die Anlage) herangezogen. Für die baulichen Anlagen und Anlagenteile auf dem Kraftwerksgelände wird ein Bemessungswasserstand zu Grunde gelegt, der sich durch ein Versagen der Nachbardeichstrecken bei dem Sturmflutwasserstand nach KTA 2207 ergibt (Hinweis: Die Nachbardeichstrecken sind im Unterschied zu der KBR-Deichstrecke nicht gegen den Sturmflutwasserstand nach KTA 2207 ausgelegt).

Zur Ermittlung des 10.000-jährlichen Hochwassers wurden mehrere Gutachten erstellt. Aus diesen Gutachten wurde abgeleitet, dass der Wert von 7,16 m NN als abdeckender Wert für das Bemessungshochwasser im Bereich des Schutzbauwerkes angesehen und für weitere Untersuchungen angewendet werden kann.

Aus einem 10.000-jährlichen Hochwasser von 7,16 m NN (Bemessungshochwasser im Bereich des Schutzbauwerkes) errechnet sich unter Berücksichtigung des Überflutungsmodells nach Prof. Partenscky nach einem Deichbruch in den Nachbarbereichen

der verstärkten KBR-Deichstrecke ein zu erwartender Bemessungswasserstand im Bereich der zu schützenden Anlagenteile, d.h. auf dem Kraftwerksgelände von +2,85 m NN. Dies entspricht bei einer Geländehöhe von +1,5 m NN einem Wasserstand von 1,35 m auf dem Kraftwerksgelände.

Bei einem unterstellten Deichbruch muss zwischen den Bereichen außerhalb des Kraftwerksgeländes und dem wehrhaften Bereich vor der Kraftwerksanlage unterschieden werden. Bei einem unterstellten Deichbruch in der Umgebung (nicht wehrhafter Deichabschnitt) wird das Gelände bis zu einer Höhe von 2,85 m NN überflutet. Bezogen auf die bauliche Auslegung der Gebäude (4,30 m NN) ist ein Abstand von 1,45 m vorhanden. Bezogen auf die vitalen Funktionen im Notspeisegebäude ist der Abstand mit 2,15 m deutlich größer. Ein Deichbruch des verstärkten Bereiches vor der Anlage ist aufgrund der Auslegung im Vergleich zu den Nachbardeichstrecken auszuschließen. Durch die Verstärkungsmaßnahmen und die Änderung der Neigung des Deiches ist dieser Abschnitt wehrhafter. Dennoch durchgeführte Untersuchungen eines Deichbruchs in diesem Abschnitt haben gezeigt, dass auch hier noch Reserven in Bezug auf die vitalen Funktionen im Notspeisegebäude vorhanden sind. Diese Reserven werden durch die Gebäudeabdichtung des Notspeisegebäudes zusätzlich vergrößert.

Aufgrund des großen Abstandes zwischen dem zu erwartenden Bemessungswasserstand und dem Auslegungswasserstand ist eine signifikante Auslegungsreserve vorhanden. Darüber hinaus können wegen der langen Vorwarnzeiten angemessene Maßnahmen auch bei einem drohenden auslegungsüberschreitenden Hochwasser umgesetzt werden. Somit ist eine große Robustheit der Anlage gegen Hochwasser gegeben.

Zusätzlich sind als Merkmal der Anlagenauslegung vier gegen Erdbeben, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle und Hochwasser geschützte Notspeisenotstromdiesel vorhanden, die bei Verlust der Warte und des Schaltanlagegebäudes 10h autark die Wärmeabfuhr sicherstellen, danach kann über die Notsteuerstelle die Anlage abgefahren werden.

## **0.6 Extreme Wetterbedingungen**

Bei der Auslegung wurden Lasten aus folgenden Wetterbedingungen berücksichtigt:

- Extrem starke Winde,
- Extrem hohe und tiefe Umgebungstemperaturen (Wasser und Luft),
- extreme Niederschläge,
- biologische Einwirkungen (Schmutzfracht),
- Blitzschlag,
- Niedrigwasser.

Dabei wurden sowohl konventionelle Baunormen als auch das kerntechnische Regelwerk berücksichtigt. Darüber hinaus liegen der Auslegung wesentlich höhere abdeckende Lasten zum Schutz gegen andere Einwirkungen von außen (EVA) wie Erdbeben, Hochwasser, Explosionsdruckwelle oder auch Flugzeugabsturz zu Grunde, so dass bei den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden mehr als ausreichend Auslegungsreserven bezüglich extremer Wetterbedingungen vorhanden sind. Hinsichtlich der Kombination extremer Wittersituationen werden entsprechende Überlagerungsvorschriften beachtet, welche die relevanten und insbesondere in kausalem Zusammenhang stehenden Ereignisse bereits berücksichtigen. Darüber hinaus dienen messtechnische Einrichtungen der Überwachung der Umgebungsbedingungen, um frühzeitig bei Erreichen von Grenzwerten adäquate, automatische und administrative Maßnahmen durchzuführen.

Insgesamt ist festzustellen, dass aufgrund der positiven Resultate aus der umfangreichen Betrachtung extremer Witterungsbedingungen inklusive möglicher Kombinationen die Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen gegeben ist.

Wegen der vorhandenen Auslegungsreserven sind keine weiteren Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage notwendig.

## **0.7 Verlust der Stromversorgung**

Das KKW Brokdorf besitzt ein gestaffeltes Konzept zur automatischen Sicherstellung der Drehstromversorgung der betrieblichen und sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten, bestehend aus Hauptnetzanschluss, Reservenetz, Notstromversorgung, Notspeisenotstromversorgung. Die Drehstromversorgung wird über die vorgenannte

Abfolge sequenziell bei Ausfällen von Netzebenen sichergestellt. Zusätzlich steht eine 3. Netzanbindung zur Verfügung.

Die Notstromversorgung wird erst dann aktiviert, wenn über den Ausfall des Hauptnetzes das Abfangen auf Eigenbedarf sowie die Umschaltung auf das Reservenetz nicht gelungen ist. Über die dann automatisch aktivierte Notstromversorgung werden alle sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten versorgt, die zur Störfallbeherrschung und zur Erhaltung von Schutzzielen für die Anlage erforderlich sind. Die Notstromversorgung ist 4-fach redundant entsprechend dem Anlagenredundanzenkonzept aufgebaut.

Ein weiterhin unterstelltes Komplettversagen der Notstromversorgung wird durch die zusätzlich vorhandene 4-fach redundante Notspeisenotstromversorgung aufgefangen. Darüber können die vitalen Funktionen der Anlagen zur Nachwärmeabfuhr sichergestellt werden. Gemäß geltendem Regelwerk ist die Notstromversorgung und Notspeisenotstromversorgung über die Dieselsingeneratoreinheiten bzgl. technischer Ausrüstung und der vorgehaltenen Betriebsstoffe für > 72 h gewährleistet. Eine zeitlich offene Verlängerung der Betriebsdauer kann durch ergänzende Bereitstellung von Betriebsstoffen mit leichtem Gerät < 72 h bzw. schwerem Gerät > 72 h hergestellt werden.

Bei einem unterstellten Komplettversagen der in der Anlage installierten Drehstrom- und Notstrom-/Notspeisenotstromanlagen werden über die batteriegepufferten redundanten Versorgungsschienen für einen Zeitraum von mindestens 2 h die erforderlichen leittechnischen und verfahrenstechnischen Komponenten bedient. Über vorhandene Notfallprozeduren würden dann in dieser Phase verfahrenstechnische Notfallmaßnahmen zur Nachwärmeabfuhr und Kernschadensverhinderung eingeleitet. Parallel ist vorgesehen, durch die Einkopplung der 3. Netzanbindung (erdverlegt) die Drehstromversorgung wiederherzustellen.

Alle vorgenannten Maßnahmen sind präventiver Art, d. h. sie dienen dem Erhalt der Brennstoffintegrität, der Primärkreisintegrität und der ausreichenden Nachwärmeabfuhr. Im Falle einer nicht verfügbaren oder misslungenen präventiven Maßnahme stehen mitigative Maßnahmen zur Verfügung, die der weiteren Schadensbegrenzung dienen.



Darüber hinaus sind auf Basis der vorgenannten Gesamtheit der Maßnahmen zur Sicherstellung eines dauerhaften Notstrombetriebes, ergänzender Bereitstellung und Vorhaltung von Geräten bei postuliertem Ausfall aller Notstromeinrichtungen, vorgesehener Notfallmaßnahmen zur dauerhaften Nachwärmeabfuhr und der Absicherung der Mobilität und des Transportes bei erschwerten Anlagenbedingungen keine Anlagenzustände erkennbar, aus denen sich weitere zusätzliche Gegenmaßnahmen ableiten lassen.

Es bestehen Überlegungen zum Einsatz von zusätzlichen mobilen Notstromaggregaten. Die Überlegungen zu Konzepten und den anzulegenden Rahmenbedingungen werden unter Berücksichtigung des neuen Atomgesetzes derzeit neu überdacht.

## **0.8 Verlust der primären Wärmesenke**

Der Verlust der primären Wärmesenke auf Grund eines unterstellten Versperrens der Entnahmestellen ist zum einen auf Grund der geringen erforderlichen Flusswassermenge im Vergleich zu den Gebäudedimensionen und den Öffnungsquerschnitten, zum anderen auf Grund des sehr großen Abstands zwischen den beiden vorhandenen Entnahmestellen auszuschließen. Darüber hinaus sind verschiedene Querverbindungen schaltungstechnisch realisierbar, so dass in jedem Fall die Nebenkühlwasserversorgung gewährleistet ist.

Kommt es zum Ausfall von Komponenten der notstromgesicherten Nachkühlkette, wird die Wärme über die dann zum Einsatz kommende Notnachkühlkette abgeführt. Die zwei Stränge des Notnachkühlsystems werden durch das gegen EVA gesicherte Notspeisenotstromnetz betrieben.

Für die möglichen Ausfälle von Kühlwassereinlauf, -rücklauf oder der gesicherten Nebenkühlwasserversorgung durch eine Unterwasserdruckwelle sind entsprechende Maßnahmen gemäß Betriebshandbuch oder Notfallhandbuch vorgesehen.

Bei vollständigem Ausfall des Nebenkühlwassers mit gleichzeitigem Ausfall des Hauptkühlwassers erfolgt die Wärmeabfuhr sekundärseitig über die Frischdampfabblassestation. Zuerst kommt das Notspeisesystem zum Einsatz. Danach sind aber auch Notfallmaßnahmen wie das Sekundärseitige oder auch das Primärseitige Druckentlasten und

Bespeisen durchführbar. Für die Dampferzeugerbespeisung können bedarfsweise mobile Pumpen verwendet werden. Das nötige Deionat kann aus den gesicherten Deionatvorräten, aus dem Deionatversorgungssystem, dem Trinkwasserversorgungssystem oder dem Feuerlöschsystem angesaugt werden.

Maßnahmen im Nichtleistungsbetrieb sind abhängig vom Anlagenbetriebszustand und können denjenigen im Leistungsbetrieb oder denen bezüglich der Lagerbeckenkühlung entsprechen.

Die zeitliche Einschränkung der Nutzung der alternativen Wärmesenken ist vom Vorrat an Betriebs- und Kühlmittel abhängig. Durch einzuleitende Notfallmaßnahmen kann das Zeitfenster beliebig verlängert werden. Zur langfristigen Gewährleistung einer Wärmesenke sind zunächst aber keine externen Mittel notwendig.

Die vorliegenden Ausführungen zeigen, dass die Anlage ein breites Spektrum an Maßnahmen zur Gewährleistung der Abfuhr der Nachzerfallsleistung aufweist. Dementsprechend sind daher keine weiteren Maßnahmen beantragt worden.

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

Im Falle eines Station Blackout sind die Eigenbedarfsversorgung und die Notstromdiesel nicht verfügbar. Es stehen in KBR aber noch die Notspeisenotstromdiesel und die 3. Netzeinspeisung zu Verfügung, so dass zur Sicherstellung der Kühlmittelversorgung die Maßnahmen bezüglich Kap. 0.8 zum Einsatz kommen können. Bei einem Ereignis während des Leistungsbetriebs kann daher die Anlage in den Zustand unterkritisch heiß gefahren und die Nachwärmeabfuhr mit Hilfe des Notspeisesystems autark für einen bestimmten Zeitraum gewährleistet werden.

Werden die Notspeisenotstromdiesel und die 3. Netzeinspeisung nicht kreditiert, sind die Notfallmaßnahmen Sekundärseitige und Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung durchzuführen. Bei der Sekundärseitigen Druckentlastung kann die Dampferzeugerbespeisung, sobald die Druckentlastung der Dampferzeuger erfolgt ist, mit dem Inventar der Speisewasserleitungen, des Speisewasserbehälters oder einer Feuerlöschpumpe erfolgen. Bei Annahme einer erfolgreichen Dampferzeuger-Druckentlastung (nicht jedoch der Bespeisung) ist ein Zeitgewinn bis zur nachfolgen-

den Maßnahme Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen zu erzielen. Letztere verschafft mit Hilfe der Druckspeicher erneut einen Zeitpuffer, mit dem die Zuschaltung der 3. Netzeinspeisung oder die Zuschaltung der Eigenbedarfsschienen zu erreichen ist.

Abhängig von Möglichkeit externer Maßnahmen sind sowohl die Verfügbarmachung der 3. Netzeinspeisung als auch ein längerfristiger Betrieb der mobilen Pumpen im Rahmen des Sekundärseitigen bzw. Primärseitigen Druckentlastens und Bespeisens durch Bereitstellung des notwendigen Kraftstoffs. Die Maßnahmen zur Beschaffung, Anlieferung und Anschluss von Betriebsstoffen sind generell ein Routinevorgang, der im Betriebshandbuch bzw. in den Ausführungsanweisungen des betrieblichen Organisationshandbuches ausreichend geregelt ist.

Insgesamt ist festzustellen, dass eine Reihe von Maßnahmen zur Gewährleistung der Nachwärmeabfuhr existieren, die die Robustheit der Anlage auch im Station Blackout belegen.

#### **0.10 Management schwerer Unfälle**

Im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung des Kernkraftkraftwerkes Brokdorf unter Berücksichtigung des fortschreitenden Standes von Wissenschaft und Technik wurden zahlreiche Maßnahmen etabliert, die ein Auftreten schwerer Unfälle verhindern oder, in dem äußerst unwahrscheinlichen Fall ihres Auftretens, die Auswirkungen auf die Anlage und die Umgebung zu verhindern, bzw. in ihrem Umfang stark zu begrenzen.

Im Falle eines auslegungsüberschreitenden Ereignisses sind durch den Betreiber zahlreiche organisatorische und technische Maßnahmen vorgesehen und Vorkehrungen getroffen worden, um das notwendige Personal und das notwendige technische Gerät vor Ort verfügbar zu machen. Aufgrund einer festgelegten Mindestbesetzung des Schichtpersonals ist die Durchführbarkeit aller Notfallmaßnahmen, auch im Bereich der auslegungsüberschreitenden Ereignisse, zu jeder Zeit gewährleistet. Die Alarmierung der zur Bildung der Notfallschutzorganisation erforderlichen Personen erfolgt mit Hilfe von Betriebsfunkempfängern, erforderlichenfalls werden motorisierte Melder eingesetzt. Im Falle von personellen Engpässen besteht die Möglichkeit, Personal von ande-

ren E.ON Standorten hinzuzuziehen. Durch regelmäßige Übungen ist die Funktionalität im Ernstfall gewährleistet.

Seitens der E.ON Zentrale in Hannover wird nach Information durch das Kraftwerk der Unternehmenskrisenstab alarmiert, welcher die Kommunikation mit den Medien übernimmt sowie unternehmensrelevante Entscheidungen trifft.

Die Durchführung von Notfallprozeduren ist ohne zusätzliche Ausrüstung möglich. Sofern weitere zusätzliche Ausrüstungen erforderlich sind, handelt es sich um handelsübliche Komponenten, die auch bei Feuerwehren und Hilfsdiensten zum Einsatz kommen. Dadurch können schwerwiegende Ereignisse nahezu vermieden und im Falle ihres Auftretens in ihrem Ablauf deutlich verlangsamt werden, wodurch zusätzlicher Raum für das Heranschaffen von Personal und technischem Gerät geschaffen wird.

Über Ausführungsanweisungen ist die Beschaffung der Betriebs- und Hilfsstoffe geregelt, so dass Mindestvorräte nicht unterschritten werden. Wichtige Ersatzteile sind auf der Anlage vorhanden oder können mit Hilfe vertraglich abgesicherter Bereitschaften von den Herstellern beschafft werden.

Im Falle von Freisetzungen werden auf Veranlassung des Krisenstabes durch den Strahlenschutz Umgebungsmessungen nach einem festgelegten Überwachungskonzept durchgeführt und Empfehlungen hinsichtlich der Alarmierung der Bevölkerung an die zuständige Katastrophenschutzbehörde gegeben. Für die interne und externe Kommunikation stehen unterschiedliche Kommunikationsmittel zur Verfügung. Dazu gehören drahtgebundene Telefone, Funkgeräte in verschiedenen Frequenzbereichen, Betriebsfunkempfänger sowie Satellitentelefone. Die Netzleitstelle kann über mehrere Stunden mit Hilfe einer schwarzfallfesten Telefonverbindung erreicht werden.

Auf dem Kraftwerksgelände stehen Gerätschaften zur Verfügung, mit deren Hilfe im Falle der Einwirkung von außen ein Zugang zu Gebäuden geschaffen werden kann. Weitere Hilfsmittel können über externe Feuerwehren, technisches Hilfswerk oder den kerntechnischen Hilfszug, mit dem gesonderte Unterstützungsverträge existieren, abgerufen werden.

Bei einer Störung mit unterstellter Aktivitätsfreisetzung kommt anlagenintern ein Stufenkonzept zum Einsatz, mit dessen Hilfe durch den Strahlenschutz für die Aufenthaltsbereiche tatsächliche Aktivitätskonzentrationen ermittelt und Maßnahmen festgelegt werden. Der Wartenbereich kann an eine Umluftfilterung angeschlossen werden, um trotz vorhandener Aktivität einen Aufenthalt ohne die Nutzung von Atemschutzgeräten zu ermöglichen. Sollte ein Aufenthalt aus Strahlenschutzgründen nicht mehr möglich sein, können die Maßnahmen zum Abfahren der Anlage sowie zur BE- Beckenkühlung von der Notsteuerstelle aus durchgeführt werden, welche sich in räumlicher Distanz zur Hauptwarte innerhalb des gebunkerten Notspeisegebäudes befindet. Die Lüftung des Notspeisegebäudes detektiert automatisch explosive Gase und führt einen Außenluftabschluß durch. Die Notfallschutzorganisation nimmt ihre Arbeit in diesem Fall in der Ausweichstelle auf, welche sich auf dem ca. 10 km entfernten Gelände des Kernkraftwerks Brunsbüttel befindet.

Bei den deutschen Anlagen erfolgen die Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 schutzzielorientiert, in der Regel über vordefinierte Einleitungskriterien. Die Voraussetzungen zur Durchführung sind im Notfallhandbuch beschrieben, aufgrund möglicher, nicht vorhersehbarer Ereignisüberlagerungen liegt allerdings keine Aufstellung hinsichtlich Karenzzeiten vor.

Grundsätzlich kann davon ausgegangen werden, dass Einrichtungen in hochwasser- und erdbebengeschützten Gebäuden im Anforderungsfall zur Verfügung stehen. Bei Hochwassersituationen kann davon ausgegangen werden, dass diese Situationen aufgrund der geografischen Lage nicht plötzlich auftreten, was wiederum die Möglichkeit schafft, zusätzliche Barrieren mit auf der Anlage vorhandenen Mitteln zu schaffen. Hinsichtlich der Unverfügbarkeit der Stromversorgung wird bei der Möglichkeit der Durchführung zwischen dem vollständigen Stromausfall und verfügbaren Notstromdieseln unterschieden.

Die Instrumentierung ist entsprechend den Regeln des kerntechnischen Ausschusses (KTA) für Störfallinstrumentierung ausgeführt. Das Regelwerk trifft Festlegungen darüber, welche Messwerte in welchen Kontrollräumen darzustellen sind und welchen physikalischen Beanspruchungen der Messaufbau genügen muss. Ferner sind alle erforderlichen Messungen batteriegepuffert und stehen für die projektierte Zeit auch bei Netzausfall und Ausfall der Notstrom- und Notspeisenotstromdiesel zur Verfügung.

Darüber hinaus wurden im KBR zusätzliche Systeme installiert, die auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen nutzbar sind, Beispiele sind die Aktivitätsüberwachung für das Druckentlastungssystem des Reaktorsicherheitsbehälters sowie das System zur Probenahme aus dem Reaktorsicherheitsbehälter.

Da sich die Notfallmaßnahmen nicht explizit einem Ereignis zuordnen lassen, haben Maßnahmen, die nach Eintritt eines Kernschadens durchgeführt werden, ein breites Spektrum an Ereignisabläufen abzudecken. Aus diesem Grund hat E.ON Kernkraft (EKK) im September 2010 für alle deutschen EKK-betriebsgeführten Anlagen mit AREVA ein SAMG-Konzept (Severe Accident Management Guidelines) erstellt. Ein „Handbuch für mitigative Notfallmaßnahmen“, in dem anlagenspezifisch SAMG's beschrieben werden sollen befindet sich in der Erstellung.

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

Die im Notfallhandbuch beschriebenen Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 dienen der Verhinderung von Kernschädigungen und sind den einzelnen Schutzzielen der Anlage zugeordnet. Zunächst sind Maßnahmen zur Erhöhung des Kühlmittelinventars sowie zur Wiederherstellung der Kernkühlung bei Sumpfbetrieb beschrieben. Sollte ein hoher Druck nach Ausfall der Kernkühlung im Primärkreis herrschen, werden sekundär- oder primärseitige Druckenlastungs- und Bespeisungsmaßnahmen durchgeführt, um den Druck und die Temperatur im Primärkreis abzusenken und das Einspeisen passiver Systeme zu ermöglichen bzw. die Bespeisung mit Niederdrucksystemen sicherzustellen. Einige Notfallmaßnahmen werden gemäß Notfallhandbuch zeitgleich vorbereitet, wobei allerdings eine Priorität vorgesehen ist, die bei Erreichen vorgegebener Einleitungskriterien die Durchführung bestimmter Maßnahmen festlegt.

Die Notfallmaßnahmen zum sekundärseitigen Druckentlasten und Bespeisen mit Hilfe einer mobilen Feuerlöschpumpe sind zeitlich unbefristet und auch bei vollständigem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung inklusive Ausfall der Batterieversorgung durchführbar, gleiches gilt für die gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters.

Der Krisenstab entscheidet in Abhängigkeit der Anlagensituation, des Schadensumfanges usw. über die Wiederinbetriebnahme zuvor ausgefallener Systeme.

Es existieren Prozeduren zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung, welche im Notfallhandbuch beschrieben sind. Zusätzlich zu den vier Notstromdieseln verfügt die Anlage über vier Notspeisenotstromdiesel, die im gegen Einwirkung von außen gesicherten Notspeisegebäude untergebracht sind. In diesem Gebäude befindet sich ebenfalls die Notsteuerstelle.

Die vorstehend beschriebenen Notfallmaßnahmen können auch nach dem Eintritt von Kernschädigungen durchgeführt werden und sind geeignet, den Kernzerstörungsprozess zu beenden oder zumindest die Karenzzeit bis zur Erfordernis weiterer Maßnahmen deutlich zu Erhöhen.

Wird im Falle einer Kernschmelze ein Versagen des Reaktordruckbehälters angenommen, kommt die Schmelze mit Beton in Kontakt. Bei vielen Szenarien ergibt sich aufgrund des dann vorliegenden Unfallablaufs eine kühlbare Konfiguration, so dass Wechselwirkungen vermieden oder beendet werden können. Untersuchungen hinsichtlich der Folgen vollständiger Penetration des Reaktorgebäudefundaments haben gezeigt, dass sich die Freisetzung von Spaltprodukten aufgrund der langen Karenzzeiten und der Verdünnungseffekte nachhaltig beeinflussen lässt.

Im Falle von schweren Kernschäden muss mit einer Entstehung von Wasserstoff ( $H_2$ ) durch Reaktionen des Kühlmittels mit den Brennstabhüllrohren sowie der Produktion von Gasen aus Schmelze-Beton-Wechselwirkungen gerechnet werden. Aus diesem Grund existieren Systeme zur Konzentrationsbestimmung von Wasserstoff und zur Durchmischung der Reaktorsicherheitsbehälteratmosphäre, um partiell unzulässig hohe Wasserstoffkonzentrationen zu vermeiden. Außerdem wurde ein  $H_2$ -Abbausystem installiert, welches mit Hilfe von im Reaktorsicherheitsbehälter verteilten autokatalytischen Rekombinatoren, das  $H_2$  zu Wasser rekombiniert. Dieses System ist passiv und benötigt weder Fremdenergie noch Hilfssysteme.

Etwaige Leckagen von Wasserstoff aus dem Reaktorsicherheitsbehälter in Richtung des Reaktorgebäude-Ringraums werden mit Hilfe der Ringraumabsaugung entfernt.

Die Leckrate des Reaktorsicherheitsbehälters wird wiederkehrend geprüft und darf die vorgegebenen Grenzwerte nicht überschreiten.

Sollte es aufgrund von Verdampfungsvorgängen und/ oder Schädigungen des Reaktordruckbehälters zu einem Druckaufbau im Reaktorsicherheitsbehälter (RSB) kommen, kann mit Hilfe des Druckabbausystems gezielt eine gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters vorgenommen werden. Im Vorfeld besteht die Möglichkeit, das störfallfeste Probenahmesystem zu nutzen, um die Nuklidzusammensetzung des Reaktorsicherheitsbehälterinventars zu bestimmen und eine Abschätzung über die während der Druckentlastung stattfindende Aktivitätsabgabe zu treffen. Die Installation von Jod- und Aerosolfiltern ist zusätzlich in der Lage, die Aktivitätsfreisetzung zu verringern. Die freigesetzte Aktivität wird durch die Kamininstrumentierung erfasst. Sofern erforderlich, ist eine wiederholter Betrieb des Druckentlastungssystems möglich. Die Benutzbarkeit des Druckentlastungssystems vor dem Hintergrund radiologischer Randbedingungen wurde auch im Falle einer Kernschmelze mittels einer Begebarkeitsstudie nachgewiesen.

Aufgrund der hohen Robustheit des Sicherheitsbehälters und der Schutzmaßnahmen (gefilterte Druckentlastung und passive H<sub>2</sub>-Rekombinatoren) kann ein Versagen des Sicherheitsbehälters ausgeschlossen werden. Sollte der RSB dennoch Leckagen aufweisen, erfolgt eine Freisetzung in den Reaktorgebäude-Ringraum. Durch die Ringraumabsaugung erfolgt eine gefilterte Abgabe über den Abluftkamin. Eine zusätzliche Rückhaltung ist durch die Zuschaltung der Bedarfsfilteranlage gegeben.

Speziell die Untersuchungen im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Kernkraftwerk Brokdorf haben jedoch gezeigt, dass aufgrund der robusten und konservativen Auslegung des Reaktorsicherheitsbehälters erst bei Größenordnungen des doppelten Auslegungsdrucks mit einem Versagen zu rechnen ist.

Zur Sicherstellung der Unterkritikalität speisen die im Störfall automatisch angeforderten Systeme mit boriertem Wasser in den Primärkreis ein. Das eingespeiste Bor ist so bemessen, dass nach dem Abschalten des Reaktors durch die Steuerelemente auch unter Berücksichtigung negativer Temperaturkoeffizienten der Reaktor dauerhaft unterkritisch bleibt. Die Fehleinspeisung von Deionat wird leittechnisch verhindert.



Die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken erfolgt ebenfalls mit boriertem Wasser. Aufgrund der Geometrie der Lagergestelle sowie des verwendeten Borstahls ist das im Kühlmittel enthaltene Bor jedoch nicht zur Gewährleistung der Unterkritikalität erforderlich. Im Normalbetrieb sind die Brennelementköpfe mehrere Meter von Wasser überdeckt. Sollte Verdampfung im Lagerbecken auftreten, so kommt es zu einem Füllstandsabsinken und einer Aufkonzentration der Borsäure. Mit Hilfe beschriebener Notfallprozeduren kann der Füllstand im Lagerbecken durch Einspeisen von Deionat oder Kühlmittel aus den Flutbehältern wieder angehoben werden. Diese Prozeduren sind ebenfalls geeignet, um bereits eingetretene Brennelementschädigungen zu verhindern oder zu mildern. Räumlich befindet sich das BE-Lagerbecken innerhalb des gegen hohe Drücke ausgelegten Reaktorsicherheitsbehälters, das Reaktorgebäude ist gegen Einwirkung von außen ausgelegt.

## **1 Standort und Hauptmerkmale der Anlagen**

### **1.1 Standort und Genehmigungsinhaber**

Das Kernkraftwerk Brokdorf liegt unmittelbar am östlichen (rechten) Ufer der Elbe bei Stromkilometer 682,5 km (dt. Gesamtkilometer der Elbe 727) im Gebiet der Gemeinde Brokdorf (Wilstermarsch), Landkreis Steinburg (Kreisstadt Itzehoe), Land Schleswig-Holstein.

Das Kraftwerksgelände liegt im ebenen Gelände der Wilstermarsch. Das natürliche Gelände liegt im Mittel auf +0,5 m NN. Vor Baubeginn wurde das Baugelände mit Sand auf etwa +1,5 m NN aufgehöhht. Das Kraftwerksgelände erstreckt sich zwischen Stromkilometer 682 und 683. Die Entfernung vom Reaktorgebäude zur Fahrrinnenmitte beträgt ca. 1500 m und zum Deich ca. 250 m.

Die dem Kraftwerksgelände am nächsten liegenden bewohnten Häuser haben in Richtung Hollerwettern einen Abstand von ca. 200 m, in Richtung Brokdorf von ca. 350 m zum Reaktorgebäude. Es handelt sich dabei um einzeln stehende Wohngebäude. Der Ort Brokdorf mit ca. 870 Einwohnern liegt etwa 1 km, Wewelsfleth mit ca. 1300 Einwohnern etwa 4 km vom Kraftwerksstandort entfernt.

Genehmigungsinhaber sind die

- E.ON Kernkraft GmbH, Tresckowstraße 5, 30457 Hannover und die
- Kernkraftwerk Brokdorf GmbH & Co. oHG, Schöne Aussicht 14, 22085 Hamburg

Eigentümer des Kraftwerks ist die Kernkraftwerk Brokdorf GmbH & Co. oHG.

Gesellschafter der Kernkraftwerk Brokdorf GmbH & Co. oHG sind die

- E.ON Kernkraft GmbH (80 %),
- Vattenfall Europe Nuclear Energy GmbH (20 %)

Die Betriebsführung obliegt dabei der E.ON Kernkraft GmbH.

### 1.1.1 Hauptmerkmale der Anlage

Das Kernkraftwerk Brokdorf ist ein Druckwasserreaktor des Herstellers KWU (Kraftwerk Union) der Baulinie 3 (Vorkonvoi) mit einem Reaktorkern aus 193 Brennelementen. Es handelt sich dabei um eine 4 Loop-Anlage mit 4 Not- und Nachkühlsystemen und 4 Notstromdieseln. Zusätzlich sind als Merkmal der Anlagenauslegung vier gegen Erdbeben, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle und Hochwasser geschützte Notspeisenotstromdiesel vorhanden, die bei Verlust der Warte und des Schaltanlagegebäudes 10 h autark die Wärmeabfuhr sicherstellen. Danach kann über die Notsteuerstelle die Anlage abgefahren werden. Die Kühlwasserversorgung erfolgt durch den Fluss Elbe.

Der Reaktorsicherheitsbehälter ist als Volldruckcontainment ausgeführt und umschließt den Primärkreis mit den Dampferzeugern sowie das Lagerbecken für (abgebrannte) Brennelemente. Das Lagerbecken für (abgebrannte) Brennelemente hat Lagerpositionen für maximal 768 Brennelemente.

Die Auslegung der Anlage gegen Erdbeben und Hochwasser sowie die Auslegung der Strom- und Kühlwasserversorgung sind in den entsprechenden Kapiteln dieses Berichtes im Detail dargestellt.

Datenzusammenstellung:

Antragstellung:	12.03.1974
erste Kritikalität:	08.10.1986
Erste Synchronisation:	14.10.1986
Beginn des kommerziellen Leistungsbetriebs:	22.12.1986
Thermische Leistung:	3900 MWth
Installierte Leistung (brutto, elektrisch):	1.480 MW
Installierte Leistung (netto, elektrisch):	1.410 MW
Erzeugte Arbeit seit erster Synchronisation bis 30.06.2011	
Brutto:	273.291.010 MWh
Netto:	259.815.240 MWh

### 1.1.2 Beschreibung der wichtigsten Sicherheitssysteme

Im Folgenden werden wesentliche Sicherheitssysteme kurz beschrieben. Zum Teil handelt es sich bei der Beschreibung auch um betriebliche Systeme, die sicherheitstechnisch wichtige Aufgaben haben:

- Reaktorsystem und Reaktorkühlsystem
- Reaktorregel- und Abschaltssysteme
- Reaktorhilfsanlagen
- Dampfkraftanlage
- Sicherheitskühlsysteme / Nachkühlkette
- Begrenzungen
- Reaktorschutzsystem
- Sicherheitseinschluss (Reaktorsicherheitsbehälter) und Sekundärabschirmung
- Elektrische Anlagen
- BE- Lagerung

Der Aufbau der Sicherheitssysteme ist grundsätzlich viersträngig (4 x 50 %). Zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle ist ein gestaffeltes Notstromsystem (NSDA1-Netz) mit 4 x 10 kV dieselgetriebenen Notstromgeneratoren und zusätzlich 4 x 380 V Notspeisenotstromdieseln (NSDA2) eingesetzt.

#### *Reaktorsystem und Reaktorkühlsystem*

Der Reaktorkühlkreislauf wird in die Bestandteile

- Reaktorsystem und

- Reaktorkühlsystem

unterteilt.

Das Reaktorsystem besteht im Wesentlichen aus dem Reaktordruckbehälter und seinen Einbauten, insbesondere dem Reaktorkern, und dient zur Erzeugung der thermischen Leistung des Kernkraftwerks. Der im Kernbehälter des Reaktordruckbehälters angeordnete Reaktorkern ist die nukleare Wärmequelle des Kernkraftwerkes. Er enthält 193 Brennelemente mit Brennstäben, Steuerelementen, Kerninstrumentierung und wird von dem gleichzeitig als Kühlmittel dienenden Moderator Deionat durchströmt.

Das Reaktorkühlsystem besteht aus vier gleichen Kreisläufen mit je einem Dampferzeuger, einer Hauptkühlmittelpumpe und dem verbindenden Leitungssystem sowie dem Druckhalte- und Abblasesystem.

Das Reaktorkühlsystem stellt im Leistungsbetrieb die ausreichende Kühlung des Reaktorkerns sicher und übernimmt die Aufgabe des Energietransports vom nuklearen zum konventionellen Bereich des Kernkraftwerks.

Als Kühlmittel dient vollentsalztes und entgastes Wasser (Deionat), das zur Reaktivitätssteuerung des Reaktorkerns leistungs- und abbrandabhängig mit Borsäure vermischt ist. Das Kühlmittel gelangt vom Reaktordruckbehälter durch die sogenannten heißen Stränge der Hauptkühlmittelleitungen in die Dampferzeuger, gibt dort Wärme an den Sekundärkreislauf ab und wird über die Hauptkühlmittelpumpen durch den kalten Strang der Hauptkühlmittelleitungen in den Reaktordruckbehälter zurückgeführt.

Das Druckhaltesystem ist mit dem heißen Strang eines der vier Kühlkreisläufe verbunden. Es dient zur Aufrechterhaltung und Begrenzung des Drucks im Reaktorkühlkreislauf sowie zum Ausgleich von Volumenänderungen.

Alle Bestandteile des Reaktorsystems und des Reaktorkühlsystems sind innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters im Reaktorgebäude eingebaut.

#### *Reaktorregel- und Abschaltsysteme*

Die Reaktorregel- und Abschaltsysteme sind:

- Steuerelemente mit Antriebssystem
- Bor- und Deionatsystem
- Zusatzboriersystem

61 Steuerelemente, mit jeweils 24 Steuerstäben, dienen zur Leistungsregelung des Reaktorkerns sowie zur Abschaltung des Reaktors. Zur Stellungsregelung der Steuerstäbe dient das Bor- und Deionatsystem. Bei einer Reaktorschnellabschaltung (RESA) werden die Steuerelemente durch Eigengewicht infolge der Schwerkraft in den Reaktorkern eingeworfen. Dies wird durch die sichere Entregung sämtlicher Antriebsspulen durch mehrfache Unterbrechung gewährleistet.

Das Zusatzboriersystem ist ein zu den Steuerstäben diversitäres Abschaltssystem. Es dient zur Einspeisung von Borsäure in den Reaktorkühlkreislauf aus den Borierbehältern (7000 ppm Bor) oder den Flutbecken (2200 ppm Bor) und steht für folgende Anforderungen zur Verfügung:

- Bei Störfällen infolge „Einwirkung von Außen“ ergänzt das Zusatzboriersystem nach Anregung durch das Reaktorschutzsystem betriebsmäßige Leckagen des Reaktorkühlsystems aus den Flutbecken. Dabei wird im RKL ein Druck von ca. 150 bar gehalten. Diese Aufgabe wird für einen Zeitraum von mindesten 10 Stunden erfüllt, ohne dass zusätzliche Eingriffe nötig wären.
- Beim Dampferzeuger-Heizrohrleck speist das Zusatzboriersystem zunächst aus den Borierbehältern in den RKL ein, um die schnelle Reduktion der Reaktorleistung und die spätere Unterkritikalität im Reaktor zu unterstützen. Nach Umsteuerung der Ansaugung auf die Flutbehälter wird zur schnellen Druckabsenkung in das Dampfpolster des Druckhalters gesprüht.
- Bei Erreichen des tiefsten Grenzwertes der Steuerstab-Fahrbegrenzung wird durch Borieren des Hauptkühlmittels aus den Zusatzborierbehältern die Abschaltreserve der Steuerelemente sichergestellt.

- Nach Erkennung einer ATWS-Störung durch diversitäre Kriterien in der Begrenzung erfolgt eine Einspeisung von Borsäure aus den Borierbehältern, um die Unterkritikalität herzustellen.

#### *Reaktorhilfsanlagen*

Die Reaktorhilfsanlagen sind im Reaktorsicherheitsbehälter, im Reaktorgebäude-Ringraum und im Reaktorhilfsanlagengebäude angeordnet. Die wichtigsten Reaktorhilfsanlagen sind im Folgenden kurz erläutert:

Das Volumenregelsystem hat im Wesentlichen die betrieblichen Aufgaben, während des Leistungsbetriebes kontinuierlich Primärkühlmittel zu entnehmen, der Kühlmittel-entgasung und -reinigung zuzuführen und nach Borsäure- oder Deionateinspeisung zur Reaktivitätssteuerung wieder in den Primärkreislauf zurückzuführen. Dadurch werden Reaktivitätsänderungen herbeigeführt und temperaturbedingte Dichteänderungen ausgeglichen.

Die Kühlmittelaufbereitung hat die Aufgabe, das beim Anfahren, bei Laständerungen, bei der Abbrandkompensation und aus der Anlagenentwässerung anfallende Kühlmittel in Deionat und Borsäure zu trennen und die Borsäure auf 4 % aufzukonzentrieren. Die Aufnahme und die Zwischenlagerung des Kühlmittels erfolgt durch die Kühlmittel- und Borsäurelagerung.

Das Abgassystem hat im bestimmungsgemäßen Betrieb die folgenden Aufgaben:

- Die Edelgase (Xenon, Krypton) vor der Abgabe an die Abluft so lange zurück zu halten, bis sie weitgehend abgeklungen sind.
- Den Wasserstoffgehalt im Abgas unter 4 Vol.-% und den Sauerstoffgehalt unter 0,1 Vol.-% zu halten, um sowohl eine Knallgasbildung, als auch eine Begasung des Hauptkühlmittels mit Sauerstoff und damit eine Korrosion im Reaktorkreislauf zu verhindern

Die nukleartechnischen Lüftungsanlagen haben folgende sicherheitstechnische Aufgaben:

- Einhaltung definierter Unterdrücke und gerichteter Luftströmungen, um eine unzulässige Verschleppung von evtl. in der Raumluft vorhandenen radioaktiven Bestandteilen zu vermeiden und deren unkontrollierte Abgabe zu verhindern
- Abbau von evtl. in der Raumluft enthaltenen Radioaktivität, entweder durch Umluftfilterung oder durch Luftaustausch, falls erforderlich mit Rückhaltung der radioaktiven Bestandteile durch Fortluftfilterung
- Abführung von Teilvolumenströmen aus verschiedenen Abluftsträngen zur Messung der Luftaktivität
- Einhaltung definierter Raumluftzustände bei gleichzeitiger Abführung der Verlustwärmemengen, um den Betrieb sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen zu gewährleisten
- Abschluss des Reaktorsicherheitsbehälters nach Kühlmittelverluststörfall im Reaktorsicherheitsbehälter

Die wesentlichen betrieblichen Aufgaben sind:

- Versorgung der Gebäude mit Außenluft
- Einhaltung definierter Raumluftzustände bei gleichzeitiger Abführung der Verlustwärmemengen, um den Betrieb verschiedener Aggregate zu gewährleisten (Einhaltung der zulässigen Umgebungstemperatur) und um dem Bedienungspersonal günstige Raumbedingungen zu schaffen.

#### *Dampfkraftanlage*

In der Dampfkraftanlage wird mit dem in den Dampferzeugern produzierten Dampf im Turbosatz elektrische Energie erzeugt. Der Dampf wird im Kondensator niedergeschlagen und das Kondensat über Niederdruck-Vorwärmstrecken in den Speisewasserbehälter gepumpt. Aus dem Speisewasserbehälter wird das Kondensat als Speise-



wasser mit den Speisewasserpumpen über Hochdruck-Vorwärmerstrecken den Dampferzeugern wieder zugeführt.

Die wesentlichen Bestandteile der Dampfkraftanlage sind:

- das Frischdampfsystem
- der Turbosatz und Kondensatoren
- das Kondensat- und Speisewassersystem

Das Frischdampfsystem hat die Aufgabe, den in den Dampferzeugern (DE) produzierten Sattdampf in vier Leitungen über die FD-SPW-Armaturenkammer zu dem im Maschinenhaus befindlichen Turbosatz zu führen. In der Frischdampf- und Speisewasser-Armaturenkammer sind die Sicherheitseinrichtungen zur Druckbegrenzung und zum Sekundärkreisabschluß räumlich getrennt untergebracht.

Bei einem unterstellten DE-Heizrohrschaden wird der entsprechende Frischdampfstrang gegen die Umgebung abgesperrt. Jede der vier Frischdampfleitungen besitzt einen Armaturenkompaktblock, bestehend aus Frischdampf (FD)-Abschlussarmatur, FD-Abblase-Absperrventil, FD-Sicherheitsventil und FD-Absperrarmatur vor dem FD-Sicherheitsventil. Dem FD-Abblase-Absperrventil ist ein FD-Abblase-Regelventil nachgeschaltet, das nicht im Armaturenblock integriert ist. Die FD-Abschlussarmatur hat die Aufgabe, bei Störfällen die Frischdampfleitung zum Maschinenhaus abzusperren. Das FD-Abblase-Regelventil und das FD-Sicherheitsventil haben die Aufgabe, bei Störfällen den Druck im Dampferzeuger zu begrenzen, ggf. kontrolliert abzusenken und als Wärmesenke zur Atmosphäre zu dienen. In der Frischdampf- und Speisewasser-Armaturenkammer sind ebenfalls die den vier Dampferzeugern zugeordneten Speisewasserarmaturenkombinationen räumlich getrennt angeordnet.

#### *Wärmeabfuhrsysteme / Nachkühlkette*

Die Wärmeabfuhrsysteme bestehen aus folgenden Systemen:

- Nukleares Nachkühlsystem

- Nukleares Zwischenkühlsystem
- Nebenkühlwassersystem für gesicherte Zwischenkühlsysteme
- Notspeisesystem

Die ersten drei Systeme sind Bestandteil der Nachkühlkette. Das nukleare Nachkühlsystem dient betrieblich zur Wärmeabfuhr aus den Brennelementen nach Abschaltung der Anlage, wenn eine Wärmeübertragung an die Sekundärseite aufgrund der geringen Temperaturdifferenzen nicht mehr möglich ist.

Nach einem Kühlmittelverluststörfall hat das System die sicherheitstechnische Aufgabe, die Not- und Nachkühlung der Brennelemente sowie das Kühlmittelinventar sicherzustellen. Das System besteht aus vier unabhängigen, räumlich getrennten Strängen, die den vier Reaktorkühlkreisläufen zugeordnet sind. Jeder Strang setzt sich aus folgenden Teilsystemen zusammen:

- HD- Sicherheitseinspeisesystem
- Druckspeichereinspeisesystem
- ND- Sicherheitseinspeisesystem

Das HD- Sicherheitseinspeisesystem hat die sicherheitstechnische Aufgabe, bei einem Kühlmittelverluststörfall das Schadensausmaß durch Kernflutung, Kernnotkühlung sowie die Abfuhr der anfallenden Wärme aus dem Reaktorgebäude derart zu begrenzen, dass eine unzulässige Aktivitätsabgabe an die Umgebung vermieden wird. Jeder der vier Stränge besitzt im Wesentlichen eine Sicherheitseinspeisepumpe, die saugseitig mit einem Flutbecken verbunden ist und druckseitig die heiß- oder kaltseitige Bespeisung des Reaktorkühlsystems ermöglicht. Durch eine passive hydraulische Auswahlschaltung zwischen heißer und kalter Einspeiseleitung ist sichergestellt, dass ein eventuelles Leck nicht direkt bespeist wird. Vorzugslage ist die heißseitige Einspeisung, damit der Kern von oben direkt mit Kühlmittel beaufschlagt wird.

Das Druckspeichereinspeisesystem hat die Aufgabe, insbesondere nach Kühlmittelverluststörfällen mit großem Bruchquerschnitt zum schnellen Wiederauffüllen des Reaktordruckbehälters beizutragen. Es verfügt über insgesamt acht Druckspeicher mit einem Wasservolumen von je 34 m<sup>3</sup> und einem Stickstoffpolster, welches dem Wasser einen Überdruck von 25 bar aufprägt. Jeweils zwei Druckspeicher sind einem Nachkühlstrang zugeordnet, über den im Anforderungsfall selbsttätig passiv die Bespeisung des Reaktorkühlsystems erfolgt.

Das ND- Sicherheitseinspeisesystem übernimmt nach Unterschreiten eines Drucks von 9 bar das weitere Fluten des Reaktorkühlsystems aus den Flutbecken.

Nach Entleerung der Flutbecken wird die Entnahme auf den Reaktorsicherheitsbehältersumpf umgeschaltet, um über den der Nachkühlpumpen nachgeschalteten Kühler die langfristige Nachwärmeabfuhr sicherzustellen.

Als Teil der Nachkühlkette hat das nukleare Zwischenkühlsystem die Aufgabe, neben der Wärmeabfuhr aus dem nuklearen Nachkühlsystem, die bei jedem Betriebs- und Störfall an den Kühlstellen im Kontrollbereich der Reaktoranlage anfallende Abwärme an das Nebenkühlwassersystem für gesicherte Zwischenkühlsysteme abzuführen. Alle aktiven sicherheitstechnisch wichtigen E-Komponenten der Nachkühlketten sind vom Notstromnetz versorgt und sind gegen Erdbeben und Hochwasser ausgelegt.

In den Nachkühlketten der Stränge 1 und 4 sind zusätzliche parallele Pumpen installiert, die aus dem Notspeisenotstromnetz versorgt werden. (Notnachkühlketten). Diese Stränge sind gegen EVA (Erdbeben, Hochwasser, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) geschützt.

Die Aufgabenstellung an das Notspeisesystem teilt sich im Wesentlichen in drei Bereiche:

- Notspeisung der Dampferzeuger
- Erzeugung elektrischer Energie
- Abfuhr der im Notspeisegebäude anfallenden Wärme

Das Notspeisesystem dient der Notspeisung der Dampferzeuger

- bei systemeigenen Störfällen des Speisewasser-Dampf-Kreislaufes (Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen und des An- und Abfahrsystems)
- beim Kühlmittelverluststörfall mit kleinem Leck im Reaktorkühlsystem, wenn normale Speisewasserversorgung nicht ausreichend
- bei Störfällen infolge Einwirkungen von außen auf die Kraftwerksanlage während Leistungsbetrieb

Elektrische Energie muss vom Notspeisenotstromnetz für sicherheitstechnisch wichtige Verbraucher zur Verfügung gestellt werden, wenn eine Störung den Ausfall der Eigenbedarfsversorgung sowie der netzseitigen Energieversorgung und des Notstromnetzes zur Folge hat.

Die bei Betrieb des Notspeisesystems und der im Notspeisegebäude untergebrachten elektrotechnischen Anlagen entstehende Wärme muss von der systemeigenen Kühlkette abgeführt werden.

Um die in den Auslegungskriterien geforderte Autarkie von 10 Stunden zu erreichen, wird der im Notspeisegebäude gelagerte Deionatvorrat zur Systemkühlung herangezogen. Bei der Bemessung des Deionatbeckeninhalts wird daher neben der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern die Abfuhr der im Notspeisegebäude anfallenden Wärme berücksichtigt.

#### *Reaktorschutzsystem*

Das im KBR vorhandene Sicherheitssystem soll bei den in Betracht zuziehenden Störfällen die Anlage vor unzulässigen Beanspruchungen schützen und deren Auswirkungen auf die Umgebung und die Anlage in vorgegebenen Grenzen halten. Dazu ist es notwendig, die zu betrachtenden Störfälle rechtzeitig zu erkennen und die zur Störfallbeherrschung notwendigen Maßnahmen automatisch einzuleiten.

Diese Aufgaben übernimmt das Reaktorschutzsystem als Teil des Sicherheitssystems.

In der analogen Messwerterfassung werden störfallspezifische Prozessvariablen erfasst, die bei Erreichen bestimmter Grenzwerte zum Ansprechen von Grenzsensoren führen. Diese Grenzsensoren werden innerhalb der Logikebene durch Schaltungen gespeichert, zeitlich verzögert, begrenzt und verknüpft. In Folge werden damit die Auslösesignale gebildet. Die Reaktorschutzauslösesignale steuern über die Vorrangebene und die Schaltanlage die aktiven Sicherheitseinrichtungen an, die zur Beherrschung der einzelnen Störfälle notwendig sind.

Das Reaktorschutzsystem ist, wie alle sicherheitstechnisch wichtigen Systeme 4-strängig aufgebaut und räumlich getrennt angeordnet. Beim Aufbau des Reaktorschutzsystems, der Stromversorgung (Notstromversorgung) und der sicherheitstechnisch wichtigen Hilfseinrichtungen wurde berücksichtigt, dass auch deren Teilsysteme die Anforderung nach Unabhängigkeit und räumlicher Trennung erfüllen. Alle für die Störfallbeherrschung erforderlichen leittechnischen Einrichtungen des Reaktorschutzes sind im EVA- gesicherten Notspeisegebäude untergebracht und werden durch batteriegepufferte, unterbrechungsfreie Gleichspannungsschienen versorgt.

Die Erfassung von Anregekriterien zur Bildung von Auslösesignalen aus dem Reaktorschutzsystem erfolgt generell über analoge Anregekanäle, da nur dadurch über Vergleiche eine kontinuierliche Überprüfung der Anregesignale möglich ist. Die Messwerterfassung erfolgt 3fach redundant mit Grenzsensoren für die 2 von 3 (2v3) Wertungsschaltung (d. h. pro Anregekriterium sind 3 gleichartige Anregekanäle vorhanden), sofern für den entsprechenden Störfall ein diversitäres Zweitanregekriterium vorhanden ist.

Ist kein diversitäres Zweitanregekriterium vorhanden, so wird ein zweiter Anregekanal 3fach redundant mit eigener Grenzsensoren und 2v3 Wertungsschaltung aufgebaut, bei dem jedoch zur Beherrschung systematischer Fehler in der Messwerterfassung diversitäre Messwertgeber bzw. Messumformer eingesetzt werden.

Eine weitere Maßnahme zur Reduzierung von systematischen Ausfällen liegt in der Anwendung von fehlerselbstmeldenden Systemen. Im Logikteil ist eine Fehlerselbstmeldung durch die dynamische Arbeitsweise des eingesetzten Systems weitgehend sichergestellt. Die nicht dynamisierten Bereiche des Reaktorschutzsystems sowie die angesteuerten Komponenten werden redundanzweise wiederkehrend geprüft.

### *Sicherheitseinschluss*

Der Sicherheitseinschluss besteht aus

- dem Reaktorsicherheitsbehälter (RSB) aus Stahl und
- die ihn umschließende Sekundärabschirmung aus Beton

Der Reaktorsicherheitsbehälter bildet eine Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe. Mit einer Materialschleuse, einer Personen- und zwei Notschleusen, Durchführungen und sonstigen Anschlüssen stellt er die druckfeste und dichte Sicherheitsumschließung der unter Primärkreisdruck stehenden Systeme der Reaktoranlage dar. Er besteht aus einem kugelförmigen Stahlbehälter mit einem Durchmesser von 56 m und einer Wandstärke von mehreren Zentimeter und ist gegen die beim Auslegungsstörfall auftretenden Drücke und Temperaturen ausgelegt. Die untere Kalotte ruht in einem Betonfundament. Ansonsten steht der Reaktorsicherheitsbehälter freitragend.

Der Reaktorsicherheitsbehälter enthält das gesamte unter Betriebsdruck stehende Reaktorkühlsystem sowie Teile der unmittelbar anschließenden Sicherheitssysteme und Reaktorhilfsanlagen. Er gewährleistet die Einhaltung des Schutzzieles und „Einschluss radioaktiver Stoffe“.

Der Reaktorsicherheitsbehälter ist während des Betriebes kontinuierlich belüftet und mit Ausnahme der Sperrbereiche durchgehend begehbar. Darin finden Rundgänge, Vorbereitungen zur Revision oder BE-Lagerbehälterbeladungen während des Anlagenbetriebes statt.

Die aus einer halbkugelförmigen Kuppel und einem zylindrischen Unterteil bestehende Sekundärabschirmung umgibt den Reaktorsicherheitsbehälter und den Ringraum des Reaktorgebäudes. Die mehr als einen Meter dicke Sekundärabschirmung steht auf einer Fundamentplatte und schützt den Reaktorsicherheitsbehälter gegen Einwirkungen von außen wie Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwellen.

Der Abstand zwischen Reaktorsicherheitsbehälter und Sekundärabschirmung beträgt im Bereich der Kuppel mehr als 1,5 m. Der Bereich zwischen dem unteren, zylindri-

schen Teil der Sekundärabschirmung und dem Reaktorsicherheitsbehälter bildet den Ringraum, in dem Teile der Sicherheitssysteme redundant zugeordnet, sowie Teile der Reaktorhilfs- und Nebenanlagen untergebracht sind.

Reaktorsicherheitsbehälter und Sekundärabschirmung stellen die äußere Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe dar. Sie gewährleisten die Einhaltung des Schutzzieles „Begrenzung der Aktivitätsabgabe“.

#### *Elektrische Anlagen*

Eine detaillierte Beschreibung der elektrischen Anlagen findet sich in Abschnitt 5.1, im Folgenden wird ein kurzer Überblick gegeben.

Die elektrischen Anlagen umfassen im Wesentlichen:

- den Generator und den Generatorleistungsschalter,
- die Generatableitung,
- 2 Eigenbedarfstransformatoren
- 2 Fremdnetztransformatoren
- die Maschinentransformatoren
- den 400 kV-Hauptnetzanschluss
- den 220 kV-Reservenetzanschluss
- den 20 kV erdverlegten Netzanschluss
- die Eigenbedarfs- und die Notstromanlage (NSDA1 und NSDA2)

Der Generator ist über eine einphasig gekapselte und zwangsbelüftete Generatableitung und einen Generatorleistungsschalter, der aus drei voneinander einzeln gekapselten Schalterpolen besteht, mit den Maschinentransformatoren und den Eigenbedarfs-

transformatoren verbunden. Die Maschinentransformatoren sind überspannungsseitig mit dem 400 kV Verbundnetz verbunden.

Der Hauptnetzanschluss dient der Abgabe der erzeugten Energie an das Netz sowie zur Eigenbedarfsversorgung aus dem Netz bei geöffnetem Generatorleistungsschalter.

Die Eigenbedarfsversorgung kann bei nicht verfügbarem Hauptnetzanschluss auch durch den Generator erfolgen. Neben der Eigenbedarfsversorgung durch den Generator oder den Hauptnetzanschluss steht ein Reservenetzanschluss (220 kV) zur Versorgung der Eigenbedarfsanlage über die beiden Reservetransformatoren zur Verfügung.

Mit Hilfe des erdverlegten Netzanschlusses (3. Netzeinspeisung) lassen sich bei Ausfall aller Netze sowie der NSDA1 und NSDA2 im Rahmen einer Notfallmaßnahme zwei Redundanzen des Normalnetzes (10kV), der NSDA1 –Schienen und alle 4 Redundanzen der NSDA2 – Schienen versorgen.

Die Schaltanlagen der Eigenbedarfsanlage sind entsprechend dem verfahrenstechnischen Aufbau der Anlage in vier Stränge unterteilt. Sie bestehen pro Strang im Wesentlichen aus einer 10 kV-, einer 660 V- und einer 380 V-Hauptverteilung. Von den Eigenbedarfsanlagen werden betrieblich benötigte elektrische Verbraucher ohne sicherheitstechnische Bedeutung versorgt.

Die Notstromanlage einschließlich der Verbindung zur Eigenbedarfsanlage ist Bestandteil des Sicherheitssystems und gewährleistet die Versorgung der für die Sicherheit des Kernkraftwerks wichtigen Verbraucher. Die NSDA1-Notstromanlage ist, ebenso wie die Eigenbedarfsanlage, in vier getrennte Stränge unterteilt. Im Normalbetrieb speisen die vier Eigenbedarfsanlagen auf die fest zugeordneten Notstromanlagen. Bei einer Störung werden die Notstromanlagen von den Eigenbedarfsanlagen getrennt und von einem schnellstartenden Dieselaggregat je Schiene versorgt.

Die NSDA2 Notstromanlagen sind in vier getrennte Stränge unterteilt.

Im Normalbetrieb speisen die vier NSDA1 Notstromanlagen im Schaltanlagegebäude die fest zugeordneten NSDA2 Notstromanlagen des Notspeisesystems.



Bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung wird die Versorgung des Notspeisesystems von den NSDA1-Dieselaggregaten übernommen. Wenn, infolge einer Störung, die Spannung in den NSDA2 Notstromanlagen des Notspeisesystems innerhalb einer vorgegebenen Zeit nicht wiederkehrt wird die Verbindung zu den NSDA1 Notstromanlagen automatisch gelöst und die Versorgung von einem schnell startenden Dieselaggregat je Strang übernommen.

Die Schaltanlagen der Notstromanlage sind deshalb analog zu den Sicherheitssystemen in vier Stränge unterteilt. Der Schutz gegen versagensauslösende Ereignisse und gegen Einwirkungen von außen sowie die Redundanz der Notstromanlage entspricht dem Schutz und der Redundanz der von der Notstromanlage versorgten verfahrenstechnischen Systeme.

#### *BE- Lagerung*

Das Brennelement-Lagerbecken befindet sich im Reaktorsicherheitsbehälter. Es ist so zum Reaktorraum angeordnet, dass das Brennelement-Lagerbecken und der Reaktorraum von der Lademaschine überfahren und bedient werden können.

Das Brennelement-Lagerbecken ist mit boriiertem Wasser gefüllt, das die für BE-Wechsel vorgesehene Borkonzentration von 2200 ppm besitzt. Das Wasser dient zur Abschirmung der radioaktiven Strahlung der bestrahlten Brennelemente und kontaminierter Kernbauteile (z. B. Steuerelemente und Drosselkörper) und zur Kühlung der Brennelemente. Die Brennelemente sind so hoch mit Wasser überdeckt, dass die Strahlenbelastung am Rand des BE- Beckens unter den zulässigen Werten gehalten wird, also so niedrig bleibt, dass sich auch beim Transport von Brennelementen Personen uneingeschränkt am Beckenrand aufhalten können.

Der Wasserstand wird in der Warte angezeigt. Um Arbeiten unter Wasser durchführen zu können, sind Unterwasserscheinwerfer und Werkzeuge vorhanden. Wände und Boden sind aus Stahlbeton. In den Beton ist an den Wänden eine Unterkonstruktion aus austenitischen Stahlprofilen eingebracht. Diese Stahlprofile sind gitterförmig angeordnet und unterteilen Wände in rechteckige Felder. Auf dieses Gitterwerk sind austenitische Stahlbleche als wasserdichte Auskleidung aufgeschweißt. In den Beton des Lagerbeckenbodens ist ein Gitterverband aus Bodenträgern angeordnet. Auf das Boden-

gitterwerk sind wie an den Wänden austenitische Stahlbleche als wasserdichte Auskleidung und Auflagebolzen aufgeschweißt.

Die Unterkritikalität ist im bestimmungsgemäßen Betrieb allein durch die Abstände und die Absorberschächte der Lagergestelle, bei unterstellten Störfällen unter Berücksichtigung der Borierung des BE-Lagerbeckenwassers sichergestellt. Die Kritikalitätssicherheit wird im Rahmen der Sicherheitstechnischen Nachweisführung belegt.

Das Brennelementlagerbecken ist mit dem Reaktor-/Abstellraum und dem BE-Transportbehälterbecken durch Schüttschächte verbunden, durch die die BE unter Wasser in den RDB bzw. ins BE-Transportbehälterbecken transportiert werden. Der Schacht zum Abstellraum wird während des Reaktorbetriebs mit einem Schütz abgedichtet. Der Schacht zum BE-Transportbehälterbecken kann bei Bedarf mit einem Schütz verschlossen werden.

## **1.2 Sicherheitstechnisch bedeutsame Unterschiede**

Das Kernkraftwerk Brokdorf ist eine Einzelblockanlage.

## **1.3 Probabilistische Sicherheitsbewertungen**

### Einordnung der PSA:

Die Probabilistische Sicherheitsanalyse für das KBR wurde im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung (SÜ) für das KBR durchgeführt. Die aktuelle SÜ für das KBR (KBR-SÜ-2006) wurde im Oktober 2006 fristgerecht eingereicht. Sicherheitsüberprüfungen sind gemäß § 19 a AtG alle 10 Jahre durchzuführen und umfassen neben einer Anlagenbeschreibung die analysierenden Teile

- Sicherheitsstatusanalyse (deterministischer Teil der SÜ) und
- PSA der Stufe 1 (probabilistischer Teil der SÜ)

Die Ergebnisse dieser beiden Sicherheitsanalysen werden in der SÜ-Gesamtbewertung zusammengeführt. Daneben umfasst die SÜ eine deterministische Analyse der Anlagensicherung als Verschlussache.

Die PSA der Stufe 2 wurde im Nachgang zur SÜ durchgeführt und in 2008 eingereicht.

Ziele der PSA:

- Ermittlung des Sicherheitsniveaus der Anlage
- Aufzeigen der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung und der Betriebsweise
- Aufzeigen von Optimierungsmöglichkeiten in Systemtechnik und Betrieb der Anlage
- Bewertung der Anlagensicherheit unter Berücksichtigung von Analyse-Unsicherheiten
- Vertiefung des Verständnisses des Anlagenverhaltens beim Anlagenpersonal
- Unterstützung des Managements von Betrieb und Änderungen der Anlage
- Bewertung präventiver und mitigativer Notfallmaßnahmen und ggf. Ableitung weiterer Notfallmaßnahmen
- Ermittlung möglicher unfallbedingter Freisetzungen und ihrer Häufigkeiten

Methodik und Umfang der PSA:

Die PSA Stufe 1 wurde entsprechend den Vorgaben des zu Beginn der Bearbeitung gültigen BMU-Leitfadens zur PSA und seiner Anhänge durchgeführt (größtenteils wurde jedoch auch die Stufe 1-PSA bereits nach den Vorgaben des unten aufgeführten Leitfadens mit Stand 01/05 durchgeführt)

- Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse, Stand 12/96
- Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: Dezember 1996
- Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen, Stand: März 1996.

Die PSA Stufe 2 wurde entsprechend den Vorgaben des zu Beginn der Bearbeitung gültigen BMU-Leitfadens zur PSA und seiner Anhänge durchgeführt:

- Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse, Stand 01/05

- Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke,  
Stand: 08/05
- Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen,  
Stand: 08/05

Bei der Probabilistischen Sicherheitsanalyse der Stufe 1 handelt es sich um eine anlagenspezifische PSA für das KBR. Es wurde ein für KBR abdeckendes Spektrum von auslösenden Ereignissen aus dem Leistungs- und dem Nichtleistungsbetrieb für die Anforderungen an die System- und Anlagentechnik abgeleitet und der PSA zugrunde gelegt. Das Spektrum auslösender Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb umfasst die Ereignisgruppen:

- Kühlmittelverluststörfälle (einschl. Druckhalter- und Dampferzeugerheizrohrlecks)
- Transienten (einschl. Betriebstransienten und Sekundärkreislecks)
- Übergreifende auslösende Ereignisse (interne Überflutung und Brand)
- Einwirkungen von außen (einschl. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, Hochwasser).

Für den Nichtleistungsbetrieb ist das Spektrum auslösender Ereignisse – unter Berücksichtigung der Besonderheiten des Nichtleistungsbetriebs - analog, wobei der Umfang sich entsprechend den Vorgaben des PSA-Leitfadens auf interne Ereignisse beschränkt. Für die verschiedenen Anlagenbetriebszustände wurden folgende Ereignisgruppen behandelt:

- Kühlmittelverluststörfälle
- Transienten mit Ausfall der Wärmeabfuhr
- Übergreifende Ereignisse
- Kritikalitätsstörfälle
- Brennelement-Handhabungsstörfälle.

Die Analyse der Ereignisse im Leistungs- und im Nichtleistungsbetrieb erfolgte unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen verfahrenstechnischen und administrativen Gegebenheiten. Die Modellierung umfasst unabhängige Komponentenausfälle, gemeinsam verursachte Ausfälle, Versagen von Personalhandlungen und Störfall-

Folgewirkungen unter Verwendung anlagenspezifischer Ausfall-Daten. Die Festlegung der Wirksamkeitsbedingungen wurde anlagenspezifisch auf der Grundlage thermo-hydraulischer Analysen vorgenommen.

Die PSA der Stufe 2 wurde ebenfalls entsprechend den Vorgaben des BMU-Leitfadens zur PSA und des zugehörigen Methoden- und Datenbands durchgeführt und berücksichtigt dem gemäß Kernschadenszustände aus anlageninternen Ereignissen im Leistungsbetrieb (ohne Brand). Alle relevanten Unfallphänomene sind berücksichtigt. MELCOR-Analysen für repräsentative Unfallabläufe und eine Reaktorsicherheitsbehälter-Strukturanalyse wurden anlagenspezifisch durchgeführt.

Die Ergebnisse der Stufe 1- und der Stufe 2-PSA umfassen auch Unsicherheiten und Sensitivitäten.

Die folgende Darstellung von Ergebnissen enthält die Ergebnisse der Stufe 1-PSA (Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb) mit Stand 2009 gemäß der ENSREG-Empfehlung. Die Ergebnisse des Leistungsbetriebs umfassen alle Leistungszustände vom Ziehen der Steuerelemente über den Leistungsbetrieb bis zur Abschaltung (d. h.: ausgenommen Nichtleistungsbetrieb). Somit sind auch Nullleistungsbetriebszustände und Teillastzustände in der PSA mit erfasst.

#### Hauptergebnisse der anlagenspezifisch durchgeführten PSA Stufe 1

Kernschadenshäufigkeit aus Ereignissen im Leistungsbetrieb (gemäß PSA-Leitfaden: interne und externe Ereignisse)	ca. $1,5 \cdot 10^{-6}/a^1$
davon:	
interne Ereignisse (nicht übergreifend)	$1,2 \cdot 10^{-6}/a$
interne Brände (Gefährdungszustandshäufigkeit <sup>2</sup> )	$9,2 \cdot 10^{-7}/a$
interne Überflutungen (Gefährdungszustandshäufigkeit)	$8,4 \cdot 10^{-8}/a$

<sup>1</sup> Da Untersuchungen für interne, übergreifende und für externe Ereignisse leitfadengemäß nur bis zum Gefährdungszustand geführt wurden, kann für die Kernschadenshäufigkeit kein exakter Wert angegeben werden. Eine Verwendung der Gefährdungszustandshäufigkeiten als Kernschadenshäufigkeiten würde dem Umstand, dass i. d. R. mehrere Notfallmaßnahmen verfügbar sind, nicht Rechnung tragen, wäre stark pessimistisch und damit der PSA unangemessen. Die unten gemachten Aussagen zum Vergleich mit den IAEA-Zielwerten wären jedoch auch bei einer solchen Vorgehensweise zutreffend.

<sup>2</sup> Gefährdungszustand: Endzustand ohne Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen, dieser Endzustand wurde gemäß PSA-Leitfaden angewandt; da Notfallmaßnahmen vorhanden und grundsätzlich anwendbar sind, ist zu erwarten, dass die Kernschadenshäufigkeit erheblich kleiner wäre

aus externen Ereignissen (Gefährdungszustandshäufigkeit):	$1,4 \cdot 10^{-7}/a$
davon:	
Hochwasser	$1,4 \cdot 10^{-7}/a$
Extreme Wetterbedingungen	vernachlässigbar <sup>3</sup>
Erdbeben	vernachlässigbar
 Gefährdungszustandshäufigkeit aus Ereignissen im Nicht- leistungsbetrieb (gemäß PSA-Leitfaden: interne Ereignisse)	 $1,4 \cdot 10^{-6}/a$
davon:	
interne Ereignisse (nicht übergreifend)	$1,4 \cdot 10^{-6}/a$
interne Brände	vernachlässigbar
interne Überflutungen	vernachlässigbar

Die für KBR ermittelte Kernschadenshäufigkeit liegt mit deutlichem Abstand unter dem von der IAEA genannten Zielwert<sup>4</sup> für in Betrieb befindliche Anlagen ( $< 1 \cdot 10^{-4}/a$ ) und befindet sich auch unterhalb der für evolutionäre Reaktoren empfohlenen Werte ( $1 \cdot 10^{-5}/a$ ). Damit bestätigt die Stufe 1-PSA, dass im KBR für alle relevanten Ereignisse zuverlässige Einrichtungen vorhanden sind, um Kernschadenszustände zu verhindern.

Die ermittelten Ergebnisse zeigen außerdem die Ausgewogenheit der System- und Anlagentechnik des KBR, weil keine unangemessen hohen Beiträge aus einzelnen Ereignissen, Systemfunktionen oder Basisereignissen festgestellt wurden.

<sup>3</sup> Vernachlässigbar heißt hier: wesentlich kleiner als die Gesamt-Kernschadenshäufigkeit und damit deutlich kleiner als  $1 \cdot 10^{-7}/a$  (Aussage auf der Basis qualitativer oder grob-quantitativer Betrachtungen)

<sup>4</sup> IAEA Safety Guide NS-G-1.2: Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants; IAEA 2001 (der 2010 im Rahmen der Restrukturierung und Aktualisierung des IAEA-Regelwerks veröffentlichte Specific Safety Guide, No. SSG-3, „Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants“ gibt im Wesentlichen die gleichen probabilistischen Zielwerte in Fußnoten wieder)

### Hauptergebnisse der anlagenspezifisch durchgeführten PSA Stufe 2

(gemäß aktuellem PSA-Leitfaden: interne Ereignisse im Leistungsbetrieb, außer Brand):

Häufigkeit „großer, früher“ <sup>5</sup> Freisetzungen	$1,3 \cdot 10^{-10}/a$
Häufigkeit „großer“ Freisetzungen	$2 \cdot 10^{-10}/a$

Die Häufigkeiten „großer, früher“ und „großer“ Freisetzungen aus internen Ereignissen im Leistungsbetrieb liegen um mehrere Größenordnungen unter den IAEA-Zielwerten für bestehende Anlagen und für neu zu errichtende Anlagen von  $1 \cdot 10^{-5}/a$  bzw.  $1 \cdot 10^{-6}/a$ . Entsprechend den oben angegebenen Häufigkeiten führen nur 0,03 % der in der Stufe 2-PSA zugrunde gelegten Kernschadenfälle zu „großen, frühen“ und nur 0,04 % zu „großen“ Freisetzungen.

Die PSA der Stufe 2 für KBR hat keine Ansatzpunkte für zusätzliche technische oder administrative Verbesserungen mit einem signifikanten Einfluss auf die Häufigkeiten gravierender Spaltproduktfreisetzungen aufgezeigt.

Insgesamt bestätigen die Ergebnisse der PSA der Stufe 1 und 2, dass das KBR über ein ausgewogenes Sicherheitskonzept verfügt und ein sehr hohes Sicherheitsniveau besitzt.

---

<sup>5</sup> „große“ Freisetzung: mind. 1% des Cs-Kerninventars, „frühe“ Freisetzung: bis 10h nach auslösendem Ereignis

## **2 Erdbeben**

### **2.1 Auslegungsgrundlage**

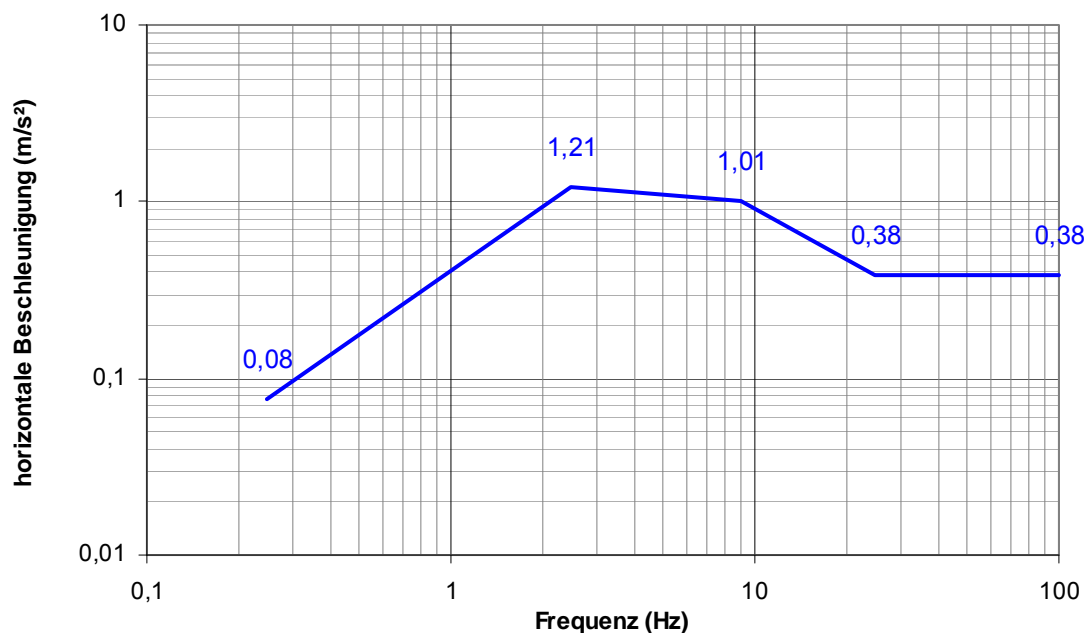
#### **2.1.1 Erdbeben, gegen welches die Anlage ausgelegt ist**

##### **2.1.1.1 Charakteristik des Bemessungserdbebens**

In Deutschland wird die Erdbebengefährdung des Standortes intensitätsbasiert nach den Vorgaben der KTA 2201.1 ermittelt. Diese wurde in den Jahren 2005 bis 2010 überarbeitet und nach dem Erdbebenereignis in Japan überprüft. Die Bewertung dieses Ereignisses im Hinblick auf den Regeltext ergab keinen Änderungsbedarf.

Unter Berücksichtigung der KTA 2201.1 ist für den Standort entsprechend der Intensität und den seismotektonischen Bedingungen ein Bodenantwortspektrum mit den zugehörigen Starrkörperbeschleunigungen (maximale Bodenbeschleunigungen bzw. „peak ground acceleration“) bestimmt worden (vgl. Bild 2-1).





*Bild 2-1 Bemessungsspektrum (Horizontalkomponente – Faktor 1,3 zu Resultierende)*

Nach KTA 2201 ist die Standortintensität für eine Überschreitenswahrscheinlichkeit  $< 1 \cdot 10^{-5} / a$  zu bestimmen. Für den Standort KBR ergeben sich damit die in Tab.2-1 dargestellten Werte.

Standort	Standortintensität $I(EMS) / I(MSK)$	Überschreitens- wahrscheinlichkeit
KBR	5,5	$7,3 \cdot 10^{-6} / a$

*Tab. 2-1: Standortintensität und dessen Überschreitenswahrscheinlichkeit*

Dieses Antwortspektrum mit den zusätzlichen ingenieurseismologischen Kenngrößen wie Starkbewegungsdauer und weitere Parameter der Bodenbewegungen (Tab. 2-2) am Standort wurden durch ein seismologisches Gutachten ermittelt und durch einen von der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde bestellten seismologischen Gutachter positiv bewertet. Da nach KTA 2201.1 eine Mindestintensität von 6 gefordert ist, wurde die Bemessungsintensität gegenüber der Standortintensität erhöht.

Standort	Bemessungsintensität I(EMS) / I(MSK)	Starkbebenphase [s]	Bezugshorizont
KBR	6,0	4,0	Unterkante Pfahlgründung

Tab. 2-2: Ingenieurseismologische Kenngrößen des Bemessungsspektrums

Die Überarbeitung der KTA 2201.1 erfolgte auf der Basis der neu durchgeführten seismologischen Bewertungen, die für jeden Standort im Rahmen der Errichtung des jeweiligen Brennelementzwischenlagers in den Jahren 2000 bis 2003 durchgeführt wurden. Diese Bewertung führte zu einer Überprüfung des Bemessungserdbebens, welches für die Errichtung der Anlage zu Grunde gelegt wurde. Mit dieser Überprüfung, die in Einzelfällen zu einer Aktualisierung des Bemessungserdbebens führte, ist sichergestellt, dass das aktuelle Bemessungserdbeben an dem Standort den Anforderungen der überarbeiteten KTA 2201.1 genügt und damit dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht.

#### 2.1.1.2 Methodik bei der Festlegung des Bemessungserdbebens

Die Intensität des Bemessungserdbebens wird sowohl deterministisch als auch probabilistisch bestimmt. Dabei ist die Umgebung des Standortes bis mindestens 200 km zu berücksichtigen. Grundlage für die deterministische Bestimmung des Bemessungserdbebens sind die stärksten, auch historisch bekannten Erdbeben. Bei der Bestimmung des Bemessungserdbebens sind die Unsicherheiten der verwendeten Daten und Modelle sowie die Unvollständigkeit und Begrenztheit des Erdbebenkatalogs zu berücksichtigen. Bei der probabilistischen Bestimmung des Bemessungserdbebens sind mittels einer Probabilistischen Seismischen Gefährdungsanalyse (PSGA) die jährlichen Überschreitenswahrscheinlichkeiten seismischer Einwirkungen am Standort sowie die Unsicherheiten dieser Angaben zu bestimmen. Die Überschreitenswahrscheinlichkeit ist kleiner als  $1 \cdot 10^{-5}$  /a anzusetzen. Bild 2-2 verdeutlicht die Vorgehensweise.

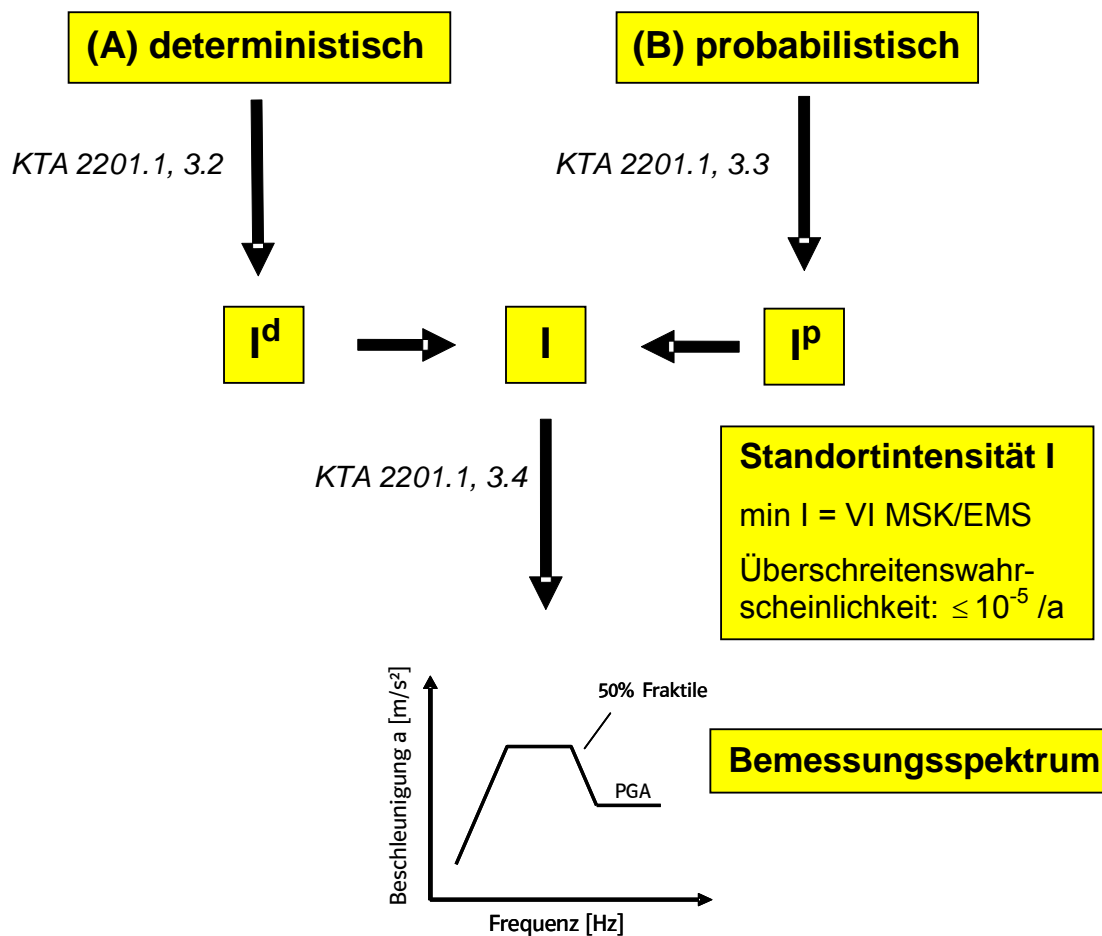


Bild 2-2: Festlegung des Bemessungserdbebens nach KTA 2201.1 (2009-09 bzw. 2010-11)

Die beschriebene Methode ist Gegenstand der KTA 2201.1 und ist somit eine Methodik nach dem Stand von Wissenschaft und Technik.

### 2.1.1.3 Angemessenheit der Auslegung

Die für das Spektrum notwendigen ingenieurseismologischen Kenngrößen des standortspezifischen Bemessungserdbebens wurden durch ein seismologisches Gutachten ermittelt und durch einen von der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde bestellten seismologischen Gutachter bewertet. Darüber hinaus erfolgt im Rahmen der Periodischen Si-

cherheitsüberprüfungen, der Errichtung des jeweiligen Brennelement-Zwischenlagers und im Rahmen von Änderungsanträgen eine Aktualisierung dieser Gutachten. Zusätzlich sind bedingt durch Veröffentlichungen, Regelwerksänderungen (u. a. IAEA-Regeln, KTA-Regeln), Auswertungen relevanter Ereignisse wie das Erdbeben in Kashiwazaki 2007 und durch Weiterentwicklung neuer wissenschaftlicher Methoden interne Überprüfungen der seismischen Gefährdung der E.ON-Standorte durchgeführt worden. Alle Überprüfungen belegen, dass das angewendete Bodenantwortspektrum gültig ist.

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

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

Die Auslegung von Anlagenteilen und baulichen Anlagen gegen seismische Einwirkungen ist notwendig zur Erfüllung der Schutzziele

- a) Kontrolle der Reaktivität,
- b) Kühlung der Brennelemente,
- c) Einschluss der radioaktiven Stoffe und
- d) Begrenzung der Strahlenexposition.

In der Genehmigungserteilung und der Sicherheitsstatusanalyse sind die sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile und baulichen Anlagen benannt, die eine Auslegung gegen seismische Einwirkungen (Bemessungserdbeben) erfordern, um einen sicheren abgeschalteten Zustand herzustellen. In Tabelle 2-3 sind die Bauwerke aufgelistet, die nach einem Bemessungserdbeben notwendig und gegen das Bemessungserdbeben (teilweise nur die sicherheitsrelevanten Bereiche) ausgelegt sind.

Nr.	Gebäude / Kanäle / Leitungen
1	Reaktorgebäude
2	Reaktorhilfsanlagegebäude
3	Schaltanlagegebäude
4	Notstromdieselgebäude
5	Fortluftkamin
6	Notspeisegebäude
7	Kühlwasserentnahme - Entnahmebauwerk - Zulaufkanal - Deichschützenbauwerk
8	- Nebenkühlwasserpumpenbauwerke
9	- Armaturenschacht
10	Kühlwasserrückgabe - Armaturenkammer
11	- Sammelkanal - Kraftschlussbecken - Rücklaufkanal - Deichschützenbauwerk - Rückgabebauwerk
12	Kanal zwischen Notspeisegebäude und Reaktorgebäude
13	Kanal zwischen Notstromdieselgebäude und Schaltanlagegebäude
14	Nebenkühlwasserkanal
15	Brücke zwischen Schaltanlagegebäude und Reaktorgebäude
16	Erdverlegte Rohrleitungen und Kabel für gesicherte Nebenkühlwasserversorgung VE, Red. 1-4
17	Erdverlegte Rohrleitungen und Kabel für Notnebenkühlwasserversorgung VE, Redundanz 5/8
18	Kühlwasserrücklaufleitungen

*Tab. 2-3: Bauwerke, die gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind*

Die folgenden Systeme, welche zur Herstellung eines gesicherten Anlagenzustandes, zur Sicherstellung der Kühlwasserversorgung und zur Sicherstellung der Notstromver-

sorgung erforderlich sind, befinden sich in den in Tabelle 2.3 genannten Gebäuden und sind daher gegen das Bemessungserdbeben (teilweise nur die sicherheitsrelevanten Bereiche) geschützt.

Nr.	System
1	Primärkreislauf
2	Druckhaltesystem
3	Volumenregelsystem
4	Zusatzboriersystem
5	Nukleares Nachkühlsystem und Beckenkühlsystem und Beckenreinigungssystem
6	Nukleares Zwischenkühlsystem
7	Nebenkühlwassersystem für gesicherte Anlage
8	Gesichertes Zwischenkühlwassersystem
9	Hauptspeisewasser- und An- und Abfahrssystem
10	Notspeisesystem
11	Frischdampfsystem mit FD-Umleitstationen
12	Reaktorschutzsystem und DE-Druckabsicherung
13	Reaktorschnellabschaltsystem
14	Primärkreisabschluss
15	Gebäudeabschluss
16	Sekundärkreisabschluss
17	Stromversorgung
18	Sicherheitsrelevante Lüftungsanlagen(teile) mit Kaltwassersystem sowie Lüftungsanlage

*Tab. 2-4: Systeme, die gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind.*

Die Auslegungsreserven der Systeme sind in Kapitel 2.2 dargestellt.

### **2.1.2.2 Wesentliche sicherheitsrelevante Schadensmöglichkeiten**

Alle sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile und baulichen Anlagen wie z. B. War-te, Notsteuerstelle oder Teilsteuereinrichtung sind für das Bemessungserdbeben ausgelegt. Es sind daher keine sicherheitsrelevanten Schadensmöglichkeiten zu erwarten.

### **2.1.2.3 Folgewirkungen des Erdbebens**

Unter Berücksichtigung probabilistischer Aspekte wurde die Einwirkungskombination „Erdbeben mit Folgeereignissen“ betrachtet und nachgewiesen.

Als Folgeereignis bei Erdbeben ist die Berstdruckwelle aus dem unterstellten Versagen nicht gegen Erdbeben ausgelegter hochenergetischer Behälter (z. B. Speisewasserbe-hälter) relevant. Es wird sichergestellt, dass ein Versagen eines solchen hochenergeti-schen Behälters nicht zu unzulässigen Folgewirkungen führt. Ebenfalls berücksichtigt wurde ein Brand nach Erdbeben. Durch die Auslegung der Anlage nach KTA 2101 kann ein Folgebrand nach Erdbeben ausgeschlossen werden. Die Auslegung der An-lage berücksichtigt zudem, dass nach einem Erdbeben die Notstromversorgung si-chergestellt ist.

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

Das KBR befindet sich in einer schwach seismischen Zone (mit anzunehmenden hori-zontalen Bodenbeschleunigungen von weniger als  $1 \text{ m/s}^2$ ). Zudem ist der Standort pfahlgegründet, so dass keine Gefahr der Bodenverflüssigung besteht (s. a. KTA 2201.2, ÄEV vom 16.02.2011). Das wird durch ein entsprechendes Baugrundgutachten standortspezifischen bestätigt.

In der Auslegung wird darüber hinaus zwischen EK I, EK II und EK IIa-Komponenten unterschieden. EK I-Komponenten sind sicherheitstechnisch wichtig, werden während oder nach einem Erdbeben evtl. benötigt und sind gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. EK-II Komponenten sind nicht sicherheitstechnisch wichtig, wenn jedoch ein Ausfall dieser Komponenten zu einer Gefährdung einer EK I-Komponente führt, so wird diese Komponente als EK IIa-Komponente klassifiziert und es wird sichergestellt, dass

diese Komponente im Erdbebenfall nicht zu einem Ausfall oder einer Beschädigung einer EK I-Komponente führt.

Ein Versagen einer nicht gegen Erdbeben ausgelegten Struktur, Systems oder Komponente führt somit nicht zu unzulässigen Auswirkungen für den Betrieb der Anlage.

#### **2.1.2.3.2 Ausfall der externen Stromversorgung**

Bei einem Erdbeben wird die externe Stromversorgung als nicht mehr vorhanden angesehen. Daher ist die Notstromversorgung gegen das Erdbeben ausgelegt. Darüber hinaus ist die Notstromversorgung redundant (4 x 50 %) vorhanden. Darüber hinaus stehen neben den vier Notstromdieseln vier weitere Notspeisenotstromdiesel zur Verfügung.

#### **2.1.2.3.3 Situation außerhalb der Anlage**

Aufgrund der geringen Intensität kann davon ausgegangen werden, dass die Infrastruktur auch nach dem Erdbeben nutzbar ist, vgl. hierzu Tabelle 2-5. Die Beobachtungen beziehen sich auf konventionelle Gebäude. Eine Verhinderung oder Verzögerung des Zugangs von Personal und Gerät ist daher nicht zu erwarten.

#### **2.1.2.3.4 Andere Folgewirkungen**

Andere Folgewirkungen brauchen bei KBR nicht unterstellt werden. Zur Verdeutlichung der Intensitäten und ihrer Auswirkungen sei auf folgende Tabelle verwiesen.



Intensität	Kurzbezeichnung	Beobachtung
V	stark	Von den meisten Personen innerhalb von Gebäuden wahrnehmbar, außerhalb von einigen. Manche Personen flüchten aus Gebäuden, viele Schlafende erwachen. Gebäude erzittern komplett, hängende Objekte schwingen deutlich, Porzellan und Gläser stoßen vernehmlich zusammen. Die Erschütterungen sind stark, kopflastige Objekte fallen um. Türen und Fenster öffnen und schließen sich.
VI	Leichte Gebäudeschäden	Wird von den meisten Personen innerhalb von Gebäuden wahrgenommen, außerhalb von den meisten. Viele Personen in Gebäuden erschrecken und flüchten nach draußen. Kleine Gegenstände fallen herunter. Leichte Schäden an normalen Gebäuden, so etwa Risse und Ausbrüche in Verputzen.

Tab. 2-5: Auszug aus der Europäischen Makroseismischen Skala (EMS)

### 2.1.3 Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage

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

Zur Gewährleistung der Übereinstimmung des KBR mit der aktuellen Genehmigungslage besteht einerseits ein Betreiber eigenes 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) und die nachträglichen Auflagen (§ 17 AtG) sind zu befolgen.

Zur Gewährleistung der Übereinstimmung mit diesen Anforderungen hat KBR 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“
- KTA 1403 „Alterungsmanagement in Kernkraftwerken“
- 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-, Alterungs- und Sicherheitsmanagement in einem Managementsystem integriert.

Das integrierte Managementsystem umfasst auch die sicherheitsrelevanten Prozesse zum Sicherheitsmanagement. Höchste Priorität bei der Einordnung der verschiedenen Unternehmensziele hat der sichere Betrieb des KBR. Diesem Grundsatz ordnen sich alle politisch, wirtschaftlich und persönlich motivierten Handlungsweisen unter. Deshalb nehmen das Managementsystem 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.

Die Vorgaben des Managementsystems gelten für alle relevanten Prozesse im KBR, 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, 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 (s. Kap. 1) 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 entsprechenden Bestimmungen sind in den Genehmigungen, in Sicherheitsspezifikationen und in der Sicherheitsdokumentation enthalten. Detaillierte Anforderungen an Überwachung, wiederkehrende Prüfungen und Inspektion sind nach KTA 1201 (Anforderungen an das Betriebshandbuch) im Betriebshandbuch des KBR und nach KTA 1202 (Anforderungen an das Prüfhandbuch) im Prüfhandbuch des KBR 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 Sichtprüfungen 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 geändert. Aktualisierungen des Prüfhandbuchs werden der Aufsichtsbehörde zur Zustimmung vorgelegt.

Im Betriebshandbuch sind 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 (Mindestverfügbarkeiten der Stromversorgung, etc.). Diese Anforderungen werden regelmäßig überprüft, z. B. während des Wiederanfahrens nach einem Brennelementwechsel, beim Ausfall von Systemen, wiederkehrenden Prüfungen und beim Auftreten von entsprechenden Meldungen, z. B. Grenzwerten. Bei Anlagenänderungen kommt ein gestuftes Verfahren zum Einsatz, welches der sicherheitstechnischen Bedeutung der Änderung Rechnung trägt und detailliert im Betriebshandbuch 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. Hierbei wird im Kernkraftwerk Brokdorf unterschieden nach:

- Änderungen, die vor Ausführung einer Zustimmung durch die Aufsichtsbehörde bedürfen (Z-Anträge),
- Änderungen die vor Ausführung einer Anzeige an die Aufsichtsbehörde bedürfen (A1) und erst nach Prüfung durch einen Sachverständigen ausgeführt werden dürfen und
- Änderungen, die vom Betreiber eigenverantwortlich durchgeführt werden können (E).

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 organisatorisch/administrativen Vorgaben im Betriebshandbuch etabliert.

Hinsichtlich der Übereinstimmung des Kernkraftwerks Brokdorf 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 erlassenen 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.

Durch die Gesamtheit der oben dargestellten Maßnahmen soll sichergestellt werden, dass sich die für die Beherrschung eines Bemessungserdbebens erforderlichen Systeme, Komponenten und Strukturen im spezifizierten Zustand befinden.

#### **2.1.3.2 Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen**

Die Beherrschung des Bemessungserdbebens wird im KBR allein über auslegungsgemäße Maßnahmen (insbesondere über die zusätzlich 4 x 50 % Notspeisenotstromdiesel im gegen EVA gesicherten Notspeisegebäude) sichergestellt, so dass keine mobilen Einrichtungen, Notfallmaßnahmen oder externe Geräte benötigt werden.

#### **2.1.3.3 Festgestellte Abweichungen**

Entsprechend der Regelungen im Betriebshandbuch werden Unregelmäßigkeiten, Störungen, Mängel und Schäden von jedem Mitarbeiter im Kraftwerk an das Schichtpersonal gemeldet, welches eine Erfassung in Form einer Störmeldung durchführt. Der Schichtleiter sichtet und beurteilt die Störmeldung u. a. hinsichtlich möglicher Auswirkungen auf die Minderung der Anlagensicherheit sowie auf Abweichungen und Auswirkungen in Bezug auf bestehende Auflagen bzw. Festlegungen im Betriebshandbuch (z. B. Meldekriterien, zulässige Nichtverfügbarkeitszeiten usw.).

Abweichungen werden sicherheitstechnisch bewertet und entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung erfolgt anschließend dann die Bearbeitung der Abweichung.

Gemäß der Verordnung über den Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (AtSMV) hat der Genehmigungsinhaber des Kernkraftwerkes Brokdorf 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. Hinsichtlich Erdbeben sind für KBR keine Abweichungen vom spezifizierten Zustand bekannt.

## **2.2 Bewertung von Auslegungsreserven**

### **2.2.1 Abschätzung der zu schweren Kernschäden führenden Erdbebenstärke**

Es ist zu erwarten, dass die maximale, physikalisch mögliche Erdbebenstärke zu keinem schweren Kern- oder BE-Schaden führt.

### **2.2.2 Auslegungsreserven für die Integrität des Sicherheitseinschlusses**

Durch das Barrierenkonzept stehen Sicherheitsreserven zur Verfügung. Auch in den Phasen, in denen die Brennelemente im BE-Becken sind, ist der Einschluss der Radioaktivität auch durch den Reaktorsicherheitsbehälter (Auslegungsdruck 5,3 bar) gewährleistet. Unter Berücksichtigung der geringen seismischen Gefährdung und des hohen Auslegungsstandards und der hohen Robustheit ist bei den zu erwartenden Erdbebenstärken am Standort Brokdorf daher nicht zu erwarten, dass der Einschluss radioaktiver Stoffe gefährdet ist.

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

Das Kernkraftwerk ist für ein Erdbeben mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von  $\leq 1 \cdot 10^{-5}$  /a und einem Hochwasser mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von  $\leq 1 \cdot 10^{-4}$  /a gemäß KTA 2207 ausgelegt. Die Anlage weist darüber hinaus erhebliche Auslegungsreserven auf. Zudem ist das Kraftwerk auch für eine Einwirkungskombination von Erdbeben und Hochwasser ausgelegt.

Aufgrund der plattentektonischen Gegebenheiten können große Überschwemmungen als direkte Folgewirkung eines Erdbebens ausgeschlossen werden. Ein dennoch unterstelltes Versagen eines Hochwasserschutzbauwerkes (z. B. Deich), das durch ein auslegungsüberschreitendes Erdbeben ausgelöst wird, wurde durch entsprechende Hochwasserszenarien (Deichbruchszenarien) erfasst, die im Rahmen des Hochwasserschutzes entsprechend KTA 2207 untersucht wurden.

Darüber hinaus sind alle Systeme, die für die Beherrschung eines Hochwassers benötigt werden, zugleich auch gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt.

Die Auslegung berücksichtigt die Einwirkungskombination von Erdbeben und Hochwasser. Darüber hinaus sind die topographischen Gegebenheiten berücksichtigt.

Aufgrund der robusten Auslegung bei der geringen vorhandenen Seismizität am Standort sind große Reserven vorhanden, die noch durch die Reserven, die bei der Hochwasserauslegung vorhanden sind, erweitert werden.

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

Wie Erdbeben-PSAen in deutschen Kernkraftwerken, die vergleichbar zu KBR sind, zeigen, liefern auch bei größeren unterstellten Erdbeben als dem Bemessungserdbeben die Schädigungsmechanismen keinen weiteren nennenswerten Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit. Zudem sind durch den hohen Robustheitsgrad und den hohen Auslegungsstandard Maßnahmen schon während der Planung und Errichtung sowie auch während der Betriebsphase durch Nachrüstungen in Kernkraftwerk integriert. Dies wird unter anderem durch die Auslegung der Anlage gegen andere EVA-Einwirkungen, wie zum Beispiel Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle, gewährleistet.

### **3 Hochwasser**

#### **3.1 Auslegungsgrundlage**

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

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

Basis für die Hochwasserauslegung ist die KTA 2207. Nach KTA 2207 ist der höchste Wasserstand zu ermitteln, der sich im Bereich der zu schützenden Anlagenteile und der Schutzbauwerke einstellt. Die Kraftwerksanlage selbst ist gegen Hochwasser durch permanente Hochwasserschutzmaßnahmen (bauliche Maßnahmen) geschützt. Temporäre Schutzmaßnahmen sind bei Bemessungshochwasser nicht erforderlich.

###### Errichtungsphase

Die Festlegung der Deichhöhe und der hochwasserfreien Höhenkote für sicherheitstechnisch wichtige Gebäude erfolgte in der ersten Teilgenehmigung für das Kernkraftwerk Brokdorf am 25.10.1976. Zu diesem Zeitpunkt lagen der Genehmigungsbehörde ein Gutachten zur Festlegung des Kraftwerksnulls (Partenscky 1974), ein Gutachten zur Sicherheit des Landesschutzdeiches (Partenscky 1975) und ein Nachtragsgutachten zur Berücksichtigung der bis zum heutigen Zeitpunkt höchsten Sturmflut von 1976 vor (Partenscky 1976). Auf Grundlage dieser Gutachten wurde die hochwasserfreie Gebäudekote auf 4,30 m NN und die Sollhöhe des Deiches auf 8,40 m NN festgelegt.

Vor Inbetriebsetzung des KBR kam Prof. Partenscky 1983 in einem von der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde in Auftrag gegebenem Gutachten zur Frage eines plötzlichen Deichbruchs unmittelbar vor dem KBR zu dem Ergebnis, „*dass die in meinem Gutachten von April 1974 empfohlene Höhenkote für das Kraftwerks-Null auch für den extremen, wegen der vorhandenen Deichverstärkung im Bereich des Kraftwerksgelän-*



*des praktisch auszuschließenden Fall eines Deichbruches vor dem Kraftwerk als ausreichend angesehen werden kann.“*

Unabhängig davon entschied das zuständige Oberverwaltungsgericht in einem Gerichtsverfahren anlässlich der ersten Teilgenehmigung für das KBR, dass ein Deichbruch direkt vor der Anlage nicht zu unterstellen sei.

#### Neubewertung auf der Basis der neuen KTA 2207 (Fassung 11/2004)

Entsprechend der KTA 2207 wird der Sturmflutwasserstand mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$  /a als Bemessungswasserstand für die Auslegung des Schutzbauwerkes (Deich direkt vor dem Kraftwerksgelände als Schutzbauwerk für die Anlage) herangezogen. Für die baulichen Anlagen und Anlagenteile auf dem Kraftwerksgelände wird ein Bemessungswasserstand zu Grunde gelegt, der sich durch ein Versagen der Nachbardeichstrecken bei dem Sturmflutwasserstand nach KTA 2207 ergibt (Hinweis: Die Nachbardeichstrecken sind im Unterschied zu der KBR-Deichstrecke nicht gegen den Sturmflutwasserstand nach KTA 2207 ausgelegt).

In seinen Untersuchungen zur Abschätzung von Sturmflutwasserständen mit sehr kleinen Überschreitungswahrscheinlichkeiten haben Prof. Jensen/Frank das 10.000-jährliche Hochwasser Thw ( $10^{-4}$ /a) festgelegt, zum einem mit dem „Zuschlagverfahren“ entsprechend den Anforderungen der „neuen“ KTA-2207 ( $\text{Thw}(10^{-4}/a) = \text{Thw}(10^{-2}/a) + \text{Zuschlag als Extrapolationsdifferenz ED}$ ) und alternativ mit dem „Stauzeit- Verfahren“. So konnten sie mit dem Basiswert  $\text{Thw}(10^{-2}/a) = 5,78 \text{ m NN}$  und einem Zuschlag von 1,00 - 1,50 m den 10.000-jährlichen Hochwasserstand Thw ( $10^{-4}/a$ ) abschätzen zu 6,78 - 7,28 m NN. Dieser stellt nach KTA 2207 dem Bemessungshochwasser im Bereich des Schutzbauwerkes dar.

Für den Hochwasserschutz entsprechend den Anforderungen der neuen KTA 2207 mit dem Nachweis der Deichsicherheit wurden von Prof. Zimmermann/Mai/Ohle Gutachten erstellt, in denen u. a. die Methode und die Ergebnisse von Prof. Jensen/Frank überprüft wurden. In diesen Gutachten wurde mit dem „Übertragungsverfahren“ (modifiziertes Zuschlagverfahren) das 10.000-jährliche Hochwasser Thw ( $10^{-4}/a$ ) bestimmt zu 7,16 m NN. Dieser stellt nach KTA 2207 dem Bemessungshochwasser im Bereich des Schutzbauwerkes dar.

Für den Deichzustand nach der Instandsetzungsmaßnahme der 800 m Deichstrecke vor KBR im Jahr 2004 haben Prof. Zimmermann/Mai/Ohle bestätigt, dass auch nach Abzug der Setzungsreserve von 0,3 m die Sicherheit für das Ereignis "10.000-jährliches Hochwasser Thw ( $10^{-4}/a$ )" gewährleistet ist.

Zur endgültigen Absicherung der Ergebnisse von Prof. Jensen/Frank und Prof. Zimmermann/Mai/Ohle erfolgte die Anwendung der probabilistischen Methode (PROGUMBEL) zur Festlegung des 10.000-jährlichen Hochwassers Thw ( $10^{-4}/a$ ) durch Dr. Rosenhauer. Hierbei ergab sich mit einem verfeinerten Modell das Thw ( $10^{-4}/a$ ) zu 6,39 m NN, so dass der Wert von 7,16 m NN als abdeckender Wert für das Bemessungshochwasser im Bereich des Schutzbauwerkes angesehen und für weitere Untersuchungen angewendet werden kann.

Aus einem 10.000-jährlichen Hochwasser von 7,16 m NN (Bemessungshochwasser im Bereich des Schutzbauwerkes) errechnet sich unter Berücksichtigung des Überflutungsmodells nach Prof. Partenscky nach einem Deichbruch in den Nachbarbereichen der verstärkten KBR-Deichstrecke ein zu erwartender Bemessungswasserstand im Bereich der zu schützenden Anlagenteile, d.h. auf dem Kraftwerksgelände von +2,85 m NN. Dies entspricht bei einer Geländehöhe von +1,50 m NN einem Wasserstand von 1,35 m auf dem Kraftwerksgelände.

### **3.1.1.2 Methodik bei der Festlegung des Bemessungshochwassers**

Für den Hochwasserschutz wurde entsprechend KTA 2207 ein Bemessungshochwasserstand mit der Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  ermittelt. Für die Ermittlung dieses Bemessungshochwasserstands wurden für Binnenstandorte und Küstenstandorte einschließlich Standorte an Tideflüssen (z. B. Unterelbe) unterschiedliche Verfahren angewendet, die in der KTA 2207 angegeben sind.

Für Küstenstandorte wurden direkt die Bemessungswasserstände mit den Sturmflutwasserständen bestimmt. Bei Deichen wird zusätzlich zu dem Sturmflutwasserstand der Wellenauflauf berücksichtigt.

Für den Standort Brokdorf wurden verschiedene Deichbruchszenarien untersucht. Dabei ist kein Deichbruch der wehrhaften Deichstrecken unmittelbar vor dem Kraftwerks-

gelände (ausgelegt nach KTA 2207 für das Bemessungshochwasser mit einer jährlichen Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $1 \cdot 10^{-4}$  /a) unterstellt worden, jedoch wurde ein Deichbruch in den benachbarten Deichstrecken berücksichtigt. Für diese Deichbruchszenarien wird ein schlagartiger Bruch vor Erreichen des Scheitelwasserstandes angenommen. Die Höhen von Vor- und Nachtiden sowie die Fülle der Tidekurve werden dem ausgewählten Extremereignis angepasst. Mit dem Bruchscenario wird unter Berücksichtigung der topographischen Gegebenheiten ein Überflutungswasserstand im Bereich auf dem Kraftwerksgelände ermittelt. Die Sturmflutwasserstände der Elbe für Sturmfluten verschiedener Häufigkeiten und die Überflutungswasserstände auf dem Anlagengelände infolge Deichbruch wurden abgeschätzt. Die probabilistische Analyse zeigt, dass bei einem unterstellten Deichbruch beim 10.000-jährlichen Hochwasser in der Elbe der Bemessungswasserstand auf dem Anlagengelände zur Auslösung des Notstromfalls oder zum Ausfall der Hauptwärmesenke mit Ausfall Hauptspeisewasser führen kann. Folgeereignisse eines Hochwassers auf der Anlage sind über die in der Auslegung von KBR, auf Basis der BMI-Störfalleitlinien sowie ergänzt durch Punkte der BMI Merkpostenaufstellung, behandelten Ereignisse berücksichtigt.

Der Abstand bzw. der Freibetrag zwischen dem aus dem Bemessungshochwasser zum Hochwasserschutz nach KTA 2207 für KBR mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$ /a für Deichbrüche außerhalb des Kraftwerksbereiches zu erwartenden Bemessungshochwasserstandes von +2,85 m NN und dem Schutzzustand der Sicherheitstechnischen Gebäude bis zu eine hochwasserfreien Kote der Gebäude von +4,30 m NN beträgt 1,45 m ( unter Berücksichtigung eines Wellenschlages von 0,5 m).

### **3.1.1.3 Angemessenheit der Auslegung**

Der standortspezifische Bemessungshochwasserstand wurde unter Verwendung von behördlichen Vorgaben gutachterlich ermittelt und durch einen von der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde bestellten Gutachter bewertet. Im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen erfolgte eine Überprüfung und ggf. eine Aktualisierung dieses Bemessungshochwasserstands. Zusätzlich sind bedingt durch Veröffentlichungen, Regelwerksänderungen (u. a. IAEA-Regeln, KTA-Regeln), Auswertungen relevanter Ereignisse und durch Weiterentwicklung neuer wissenschaftlicher Methoden interne Überprüfungen der Hochwassergefährdung der EKK-Standorte durchgeführt wor-

den. Hierzu wurde u. a. eine EKK-Arbeitsgruppe mit verschiedenen externen Experten etabliert. In allen Untersuchungen hat sich gezeigt, dass die Auslegungsgrundlagen gültig sind.

### **3.1.2 Vorkehrungen zum Schutz der Anlage gegen Bemessungshochwasser**

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

Zur Herstellung eines sicheren abgeschalteten Zustandes, zur Sicherstellung der Kühlwasserversorgung und zur Sicherstellung der Notstromversorgung sind die in Tabelle 3-2 angegebenen Bauwerke gegen das Bemessungshochwasser ausgelegt, so dass ein Eindringen von Wasser beim Bemessungshochwasserstand von + 2,85 m NN ausgeschlossen ist oder die für die Vitalfunktion erforderlichen Komponenten durch Fluten nicht geschädigt werden.

Die in der Auslegung berücksichtigten Maßnahmen zum Schutz des Standortes vor Hochwasser werden im Kapitel 3.1.2.2 beschrieben.

<b>Nr.</b>	<b>Gebäude / Kanäle / Leitungen</b>
1	Reaktorgebäude
2	Reaktorhilfsanlagegebäude
3	Schaltanlagegebäude
4	Notstromdieselgebäude
5	Fortluftkamin
6	Notspeisegebäude
7	Kühlwasserentnahme - Entnahmebauwerk - Zulaufkanal - Deichschützenbauwerk
8	Nebenkühlwasserpumpenbauwerke
9	Armaturenschacht

Nr.	Gebäude / Kanäle / Leitungen
10	Kühlwasserrückgabe - Armaturenkammer
11	- Sammelkanal - Kraftschlussbecken - Rücklaufkanal - Deichschützenbauwerk - Rückgabebauwerk
12	Kanal zwischen Notspeisegebäude und Reaktorgebäude
13	Kanal zwischen Notstromdieselgebäude und Schaltanlagegebäude
14	Nebenkühlwasserkanal
15	Brücke zwischen Schaltanlagegebäude und Reaktorgebäude
16	Erdverlegte Rohrleitungen und Kabel für gesicherte Nebenkühlwasserversorgung VE, Red. 1-4
17	Erdverlegte Rohrleitungen und Kabel für Notnebenkühlwasserversorgung VE, Redundanz 5/8
18 <sup>4</sup>	Kühlwasserrücklaufleitungen

Anmerkungen: <sup>4</sup>.. Gebäude wird bei Hochwasser ab + 1,8 m NN geflutet

Tab. 3-2: Bauwerke, die gegen das Bemessungshochwasser ausgelegt sind

Ein Versagen von Systemen durch Hochwasser kann ausgeschlossen werden, wenn die Bauwerke, in denen Sie untergebracht sind, gegen das Hochwasser ausgelegt sind. Die folgenden Systeme, welche zur Herstellung eines sicheren abgeschalteten Anlagenzustandes, zur Sicherstellung der Kühlwasserversorgung und zur Sicherstellung der Notstromversorgung erforderlich sind, befinden sich in den in Tabelle 3-3 genannten Gebäuden und sind daher ebenfalls gegen das Bemessungshochwasser geschützt.

Nr.	System
1	Primärkreislauf
2	Druckhaltesystem
3	Volumenregelsystem
4	Zusatzboriersystem

5	Nukleares Nachkühlsystem und Beckenkühlsystem und Beckenreinigungssystem
6	Nukleares Zwischenkühlsystem
7	Nebenkühlwassersystem für gesicherte Anlage
8	Gesichertes Zwischenkühlwassersystem
9	Hauptspeisewasser- und An- und Abfahrssystem
10	Notspeisesystem
11	Frischdampfsystem mit FD-Umleitstationen
12	Reaktorschutzsystem und DE-Druckabsicherung
13	Reaktorschnellabschaltsystem
14	Primärkreisabschluss
15	Gebäudeabschluss
16	Sekundärkreisabschluss
17	Stromversorgung
18	Sicherheitsrelevante Lüftungsanlagen(teile) TL08, UV20, UV60 mit Kaltwassersystem UF sowie Lüftungsanlage UV30

Tab. 3-3: Systeme, die gegen das Bemessungshochwasser ausgelegt sind

### 3.1.2.2 Wesentliche Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption gegen Hochwasser

Das Kernkraftwerk Brokdorf (KBR) wurde als Standort am Tidefluss gegen extreme Sturmflutwasserstände durch einen Landesschutzdeich geschützt, der in dem Bereich direkt vor dem Kraftwerk (800 m) wehrhafter ist als die Nachbar-Deichstrecken.

Zum Schutz gegen extreme Sturmflutwasserstände ist entsprechend KTA 2207 ein Sturmflutwasserstand mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit  $10^{-4}/a$  angesetzt, bei dem zusätzlich ein entsprechend zu bestimmender Wellenaufbau berücksichtigt wurde. Der Soll-Zustand des wehrhaften Landesschutzdeiches von Deich-km 24+260 bis Deich-km 25+060 (800 m Länge, direkt vor KBR) basiert auf Gutachten und ist wie folgt festgelegt:

- Deichhöhe von +8,40 m NN
- Neigung der Innenböschung von 1:3
- Neigung der Außenböschung von 1:6 oberhalb von +5,25 m NN
- Kleiabdeckung von 1,30 m Höhe oberhalb von +5,25 m NN
- Verklammertes Deckwerk unterhalb +5,25 m NN

Deichhöhe von +8,40 m NN Neigung der Innenböschung von 1:3 Neigung der Außenböschung von 1:6 oberhalb von +5,25 m NN Kleiabdeckung von 1,30 m Höhe oberhalb von +5,25 m NN verklammertes Deckwerk unterhalb +5,25 m NN.

Damit ist im Vergleich zu angrenzenden Deichabschnitten für den verstärkten Abschnitt vor dem KBR eine besondere Wehrhaftigkeit gegeben, so dass entsprechend der Genehmigunggrundlage ein Deichbruch im Kraftwerksbereich praktisch ausgeschlossen werden kann.

Die Kraftwerksanlage selbst ist gegen Hochwasser durch permanente Hochwasserschutzmaßnahmen (bauliche Maßnahmen) geschützt. Temporäre Schutzmaßnahmen sind bis zu einem Wasserstand von + 4,30 m NN nicht erforderlich und entsprechend nicht vorgesehen.

Die Bauwerke wurden gegen das Eindringen von Wasser und gegen Aufschwimmen geschützt.

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

Auslegungsgemäß ist die Anlage KBR mit permanenten Hochwasserschutzmaßnahmen ausgestattet, die einem Wasserstand von 4,30 m NN auf dem Anlagengelände genügen.

Organisatorische und administrative Maßnahmen für eine Hochwassersituation sind im Betriebshandbuch und im Betriebsorganisationshandbuch festgeschrieben.

In Abhängigkeit von den zu erwartenden Mittleren Tidenhochwässern (MThw, ca. 1,5 m über NN) werden Sturmflutvoralarm (> 2,5 m MThw) und Sturmflutalarm (> 3,0 m MThw) vom Schichtleiter und Katastrophenalarm „Sturmflut“ bei Deichbruchgefahr von der zuständigen Behörde ausgelöst. Die Einsatzleitung obliegt dem Kreis Steinburg.

Der Technische Leiter/ die Betriebsbereitschaft entscheidet, ob Maßnahmen zum Abfahren der Anlage getroffen werden müssen. Von dem Technischen Leiter/der Betriebsbereitschaft ist jede mögliche materielle und personelle Unterstützung zur Bekämpfung der Gefahr auch außerhalb des Kraftwerksgeländes zu gewähren, sofern die eigene Sicherheit dies zulässt.

Bei Deichbruchgefahr sind weitere Maßnahmen vorgesehen. Für die wichtigsten Gebäude (Tab. 3.2) besteht ein Schutz gegen Hochwasser bei Geländeüberflutung infolge Deichbruch bis 4,30 m NN.

Bei Deichbruch wird das Maschinenhaus aufgrund seiner Auslegung bei einer Geländeüberflutung von größer +1,80 m über Öffnungen geflutet. Durch den damit verbundenen Ausfall der Hauptwärmesenke ist die Anlage in den Zustand „unterkritisch, kalt, drucklos“ abzufahren.

Es ist vorgeschrieben, dass bei einem durch Deichbruch zu erwartenden Wasserstand von  $\geq 1,8$  m NN die Anlage in den Zustand „unterkritisch, kalt, drucklos“ abzufahren ist. Dieser Wert hat einen erheblichen Abstand zum ermittelten Bemessungshochwasserstand von +2,85 m NN und dem Auslegungswasserstand der Anlage von +4,30 m NN.

#### **3.1.2.4      Auswirkungen der Situation außerhalb der Anlage**

Für den Standort Brokdorf wurde festgestellt, dass im Hochwasserfall mit Einschränkungen und ggf. Schäden an der externen Wasser- und Stromversorgung sowie an der Zugänglichkeit der Anlage zu rechnen ist.



Bei dem Ereignis Hochwasser wird der Notstromfall unterstellt. Die Notstromversorgung, welche redundant (4 x 50 %) vorhanden ist, wurde daher gegen das Bemessungshochwasser ausgelegt.

### **3.1.3 Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage**

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

Zur Gewährleistung der Übereinstimmung des KBR mit der aktuellen Genehmigungslage besteht einerseits ein Betreiber eigenes Managementsystem und andererseits ein gestuftes atomrechtliches Verfahren unter Hinzuziehung von unabhängigen Sachverständigen durch die Behörden.

Beim Anlagenbetrieb sind die Vorschriften des Atomgesetzes und der auf Grund des Atomgesetzes erlassenen Rechtsverordnungen einzuhalten. Die hierauf beruhenden Anordnungen und Verfügungen der Aufsichtsbehörden (§ 19 AtG) und die Bestimmungen des Bescheids über die Genehmigung (§ 7 AtG) und die nachträglichen Auflagen (§ 17 AtG) sind zu befolgen.

Zur Gewährleistung der Übereinstimmung mit diesen Anforderungen hat KBR 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“
- KTA 1403 „Alterungsmanagement in Kernkraftwerken“
- 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-, Alterungs- und Sicherheitsmanagement in einem Managementsystem integriert.

Das integrierte Managementsystem umfasst auch die sicherheitsrelevanten Prozesse zum Sicherheitsmanagement. Höchste Priorität bei der Einordnung der verschiedenen Unternehmensziele hat der sichere Betrieb des KBR. Diesem Grundsatz ordnen sich alle politisch, wirtschaftlich und persönlich motivierten Handlungsweisen unter. Deshalb nehmen das Managementsystem 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.

Die Vorgaben des Managementsystems gelten für alle relevanten Prozesse im KBR, 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, 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 (s. Kap. 1) 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 entsprechenden Bestimmungen sind in den Genehmigungen, in Sicherheitsspezifikationen und in der Sicherheitsdokumentation enthalten. Detaillierte Anforderungen an Überwachung, wiederkehrende Prüfungen und Inspektion sind nach KTA 1201 (Anforderungen an das Betriebshandbuch) im Betriebshandbuch des KBR und nach KTA 1202 (Anforderungen an das Prüfhandbuch) im Prüfhandbuch des KBR 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 erforderliche Anwesenheit von unabhängigen Sachverständigen festgelegt.

Auch die Einrichtungen und Maßnahmen zum Schutz gegen Bemessungshochwasser unterliegen diesen Reglements. Die Festlegungen zur Durchführung der Prüfungen werden bei Erkenntnissen aus der Betriebserfahrungen der eigenen sowie anderer Anlagen überprüft und erforderlichenfalls geändert. Aktualisierungen des Prüfhandbuchs werden der Aufsichtsbehörde zur Zustimmung vorgelegt.

Bei Anlagenänderungen kommt ein gestuftes Verfahren zum Einsatz, welches der sicherheitstechnischen Bedeutung der Änderung Rechnung trägt und detailliert im Betriebshandbuch 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 Bemessungshochwassers. 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. Hierbei wird im Kernkraftwerk Brokdorf unterschieden nach:

- Änderungen, die vor Ausführung einer Zustimmung durch die Aufsichtsbehörde bedürfen (Z-Anträge),
- Änderungen die vor Ausführung einer Anzeige an die Aufsichtsbehörde bedürfen (A1) und erst nach Prüfung durch einen Sachverständigen ausgeführt werden dürfen und
- Änderungen, die vom Betreiber eigenverantwortlich durchgeführt werden können (E).

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 Bemessungshochwasser ergebenden Anforderungen statt. Gleichartige Verfahren sind für die Änderung von organisatorisch/administrativen Vorgaben im Betriebshandbuch etabliert.

Hinsichtlich des Schutzes von Hochwasser sind bisher keine sicherheitstechnisch relevanten Abweichungen aufgetreten, die einer Meldung nach AtSMV bedurften Hinsicht-

lich der Übereinstimmung des Kernkraftwerks Brokdorf 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 erlassenen 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.

Durch die Gesamtheit der oben dargestellten Maßnahmen soll sichergestellt werden, dass sich die für die Beherrschung eines Bemessungshochwassers erforderlichen Systeme, Komponenten und Strukturen im spezifizierten Zustand befinden.

#### **3.1.3.2 Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen**

Die Beherrschung des Bemessungshochwassers wird im KBR allein über auslegungsgemäße Maßnahmen sichergestellt, so dass keine mobilen Einrichtungen, Notfallmaßnahmen oder externe Geräte benötigt werden.

#### **3.1.3.3 Festgestellte Abweichungen**

Entsprechend der Regelungen im Betriebshandbuch werden Unregelmäßigkeiten, Störungen, Mängel und Schäden von jedem Mitarbeiter im Kraftwerk an das Schichtpersonal gemeldet, welches eine Erfassung in Form einer Störmeldung durchführt. Der Schichtleiter sichtet und beurteilt die Störmeldung u. a. hinsichtlich möglicher Auswirkungen auf die Minderung der Anlagensicherheit sowie auf Abweichungen und Auswirkungen in Bezug auf bestehende Auflagen bzw. Festlegungen im Betriebshandbuch (z. B. Meldekriterien, zulässige Nichtverfügbarkeitszeiten usw.).

Gemäß der Verordnung über den Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (AtSMV) hat der Genehmigungsinhaber des Kernkraftwerkes Brokdorf 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 Beispiel seien hier z. B. fehlende Zentrierstifte an Komponenten genannt). Entdeckte Abweichungen werden sicherheitstechnisch bewertet und entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung erfolgt anschließend dann die Bearbeitung der Abweichung.

Hinsichtlich Hochwasser sind für KBR keine Abweichungen vom spezifizierten Zustand bekannt.

### **3.2 Bewertung von Auslegungsreserven**

#### **3.2.1 Abschätzung von Auslegungsreserven gegen Überflutung**

Die Kraftwerksanlage ist gegen Hochwasser durch permanente Hochwasserschutzmaßnahmen (bauliche Maßnahmen) geschützt.

Bei einem unterstellten Deichbruch muss zwischen den Bereichen außerhalb des Kraftwerksgeländes und dem wehrhaften Bereich vor der Kraftwerksanlage unterschieden werden. Bei einem unterstellten Deichbruch in der Umgebung (nicht wehrhafter Deichabschnitt) wird das Gelände bis zu einer Höhe von 2,85 m NN überflutet. Bezogen auf die bauliche Auslegung der Gebäude (4,30 m NN) ist ein Abstand von 1,45 m vorhanden. Bezogen auf die vitalen Funktionen im Notspeisegebäude ist der Abstand mit 2,15 m deutlich größer. Ein Deichbruch des verstärkten Bereiches vor der Anlage ist aufgrund der Auslegung im Vergleich zu den Nachbardeichstrecken auszuschließen. Durch die Verstärkungsmaßnahmen und die Änderung der Neigung des Deiches ist dieser Abschnitt wehrhafter. Dennoch durchgeführte Untersuchungen eines Deichbruchs in diesem Abschnitt haben gezeigt, dass auch hier noch Reserven in Bezug auf die vitalen Funktionen im Notspeisegebäude vorhanden sind. Diese Reserven werden durch die Gebäudeabdichtung des Notspeisegebäudes zusätzlich vergrößert.

Durch den hohen Robustheitsgrad und den hohen Auslegungstand der Anlage ist ein so großer Schutz gegenüber dem Hochwasser vorhanden, dass ein Versagen von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht zu erwarten ist (vgl. auch vorhergehendes Kapitel). Aufgrund der Standortwahl, dem vorhandenen Schutzkonzept der Anlage gegen Hochwasser und entsprechender Reserven sind keine Folgeereignisse eines auslegungsüberschreitenden Hochwasserereignisses zu erwarten, die nicht schon Gegenstand der Betrachtungen des zu erwartenden Bemessungswasserstandes waren. Zudem können vorbeugende Maßnahmen getroffen werden, da zwischen der Warnung und dem Eintreten des Hochwassers ein zeitlicher Abstand ist.

Für KBR wurde zusätzlich geprüft, ob auch die Auswirkungen von Fernwellen (Tsunamis) betrachtet werden müssen. Im Rahmen eines Workshops, den das Bundesamt für Seeschifffahrt und Hydrographie (BSH) im Juni 2005 ausgerichtet hat, wurden auch Möglichkeiten für das Auftreten von Tsunamis in Europa diskutiert. Für die deutsche Nordseeküste wurden dabei Wasserstandserhöhungen im Bereich von 1 m ermittelt. Diese sind geringer als der mittlere Tidenhub bzw. als die Sturmflutwasserstände infolge von Windstau. Einer Überlagerung einer Sturmflut mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  kann nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden. Dies entspricht auch den Überlagerungsvorschriften der KTA 2207 für die Ereignisse Erdbeben und Hochwasser. Dieses Ereignis war daher nicht weiter zu betrachten. Des Weiteren wurde geprüft, ob spontan auftretende Riesenwellen, sogenannte „Monsterwellen“, eine Gefährdung für das KBR darstellen. Nach Aussage des Bundesamtes für Seeschifffahrt und Hydrographie (BSH) können Monsterwellen auch in der Nordsee auftreten. Dabei seien Wellen mit dem 2 bis 2,5fachen der signifikanten Wellenhöhe zu erwarten. Diese betrage in der Nordsee ca. 10 m und in den Flüssen ca. 1-2 m. Entsprechend einer Faustformel würden Wellen ungefähr dann brechen, wenn die Wellenhöhe der Wassertiefe entspricht. Eine Entstehung solcher Wellen in der Elbe mit einer Höhe von ca. 2-5 m würde keine zusätzlichen Anforderungen an die Deichsicherheit stellen. Dieses Ereignis war daher ebenfalls nicht weiter zu betrachten.

Aufgrund des großen Abstandes zwischen dem zu erwartenden Bemessungswasserstand und dem Auslegungswasserstand ist eine signifikante Auslegungsreserve vorhanden. Darüber hinaus können wegen der langen Vorwarnzeiten angemessene Maßnahmen auch bei einem drohenden auslegungsüberschreitenden Hochwasser umgesetzt werden. Somit ist eine große Robustheit der Anlage gegen Hochwasser gegeben.

Zusätzlich sind als Merkmal der Anlagenauslegung vier gegen Erdbeben, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle und Hochwasser geschützte Notspeisenotstromdiesel vorhanden, die bei Verlust der Warte und des Schaltanlagegebäudes 10 h autark die Wärmeabfuhr sicherstellen, danach kann über die Notsteuerstelle die Anlage abgefahren werden.

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

Es wurde beantragt, den Hochwasserschutz für die Bauwerke der Notstromdiesel- und Kaltwasserzentrale, des Reaktorhilfsanlagegebäudes, des Reaktorgebäuderingraums, des Frischdampf- und Speisewasser-Armaturenbaus auf 5 m zu erhöhen. Für das Notspeisegebäude ist dieser Hochwasserschutz bereits gegeben.

Für das Ereignis Hochwasser mit Notstromfall ist geplant, die Robustheit der für die Nachspeisung in den Speisewasserbehälter benötigten Pumpen zu verbessern.

Für besonders relevante Komponenten der Nachkühlkette werden entsprechende Reserveteile bevorratet. Der Umfang der Reserveteilbevorratung ist im BHB festgeschrieben. Die Lagerung dieser Bauteile soll zukünftig hochwassergeschützt erfolgen.

Außerdem wurde ein weiteres Arbeitsboot angeschafft.

Trotz des hohen Auslegungszustandes kann die Robustheit der Anlage durch temporäre Maßnahmen, die aufgrund der langen Vorwarnzeit eingerichtet werden können, erhöht werden.

## **4 Extreme Wetterbedingungen**

### **4.1 Auslegungsgrundlage**

#### **4.1.1 Bewertung der für die Auslegung verwendeten Wetterbedingungen**

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

Wetterereignisse – soweit sie für das Kernkraftwerk Brokdorf in Betracht kommen sind:

- Extreme Winde
- Extreme Temperaturen
- Extreme Niederschläge
- Einwirkungen von biologischen Organismen
- Blitzschlag
- Niedrigwasser

Aus diesen Ereignissen abzuleitende Auslegungsanforderungen wurden jeweils systemspezifisch festgelegt.

#### **Extreme Winde**

Bei möglichen Windereignissen in Deutschland muss ein Hurrikan, wie er als tropischer Orkan in Mittelamerika und im südlichen Nordamerika auftreten kann, nicht berücksichtigt werden. Ebenso sind die für Nordamerika typischen Tornados (Wirbelstürme von relativ geringem Durchmesser) in Deutschland von untergeordneter Bedeutung. Daher



werden nur Windereignisse betrachtet, wie sie vornehmlich in Deutschland auftreten. In den letzten Jahrzehnten haben die Maximalwerte der Windgeschwindigkeiten nicht zugenommen, lediglich die Häufigkeit der extremen Windgeschwindigkeiten.

Am Standort des KBR können in Sturmweatherlagen Windgeschwindigkeiten bis Orkanstärke über mehrere Stunden auftreten. Dabei wirken auf die Gebäude und Einrichtungen auf dem Anlagengelände Druck- und Zuglasten. Umherfliegende Trümmer können auftreten.

Das Schutzkonzept sieht vornehmlich eine entsprechend der zu erwartenden Lasten erfolgte Auslegung der Gebäude vor. Die Auslegung der einzelnen Gebäude für den Lastfall Sturm erfolgte jeweils nach den zum Zeitpunkt der Errichtung gültigen Lastannahmen für Bauten.

Da bei den Stahlbetongebäuden i. A. der Lastfall Wind nicht bemessungsführend ist (Ausnahme: Schornsteine wie z. B. Abluftkamin), führen auch die erhöhten Auslegungswindlasten nicht zum Versagen der Gebäude. Auch der Abluftkamin ist für die zu erwartenden Windlasten ausgelegt.

Extreme Orkanbedingungen, soweit sie nicht durch DIN 1055 abgedeckt sind, werden durch die Auslegung gegen Explosionsdruckwelle abgedeckt. Die Wandstärken der Gebäude bieten Schutz vor fliegenden Trümmern. Die Auswirkungen solcher Ereignisse führen in extremen Fällen nur zum Ausfall des externen Netzes bis hin zum Ausfall der Eigenbedarfsversorgung. Gegen derartige Ereignisse ist durch das Konzept zur Störfallbeherrschung Vorsorge getroffen.

## **Extreme Temperaturen**

### Hohe und Niedrige Umgebungstemperaturen

Die am Standort zu unterstellenden Belastungen aus extremen Temperaturen (-31 °C bis +37 °C) wurden bei der Bemessung der Stahlbetonbauteile berücksichtigt und können von den Bauwerken abgetragen werden.

Die Lüftungs-, Heizungs- und Klimaanlage der Bauwerke sind ausreichend bemessen. Die Auswirkungen auf systemtechnische Einrichtungen insbesondere durch die

Außenluftansaugung bei extremen Temperaturbedingungen wurden bei der Auslegung berücksichtigt (Drosselung, Aufheizung der Zuluft, ggf. Umluftkühlung), so dass es zu keiner Gefährdung der Schutzziele kommen kann. Darüber hinaus sind mögliche Auswirkungen frühzeitig erkennbar, so dass rechtzeitig gezielte Maßnahmen ergriffen werden können

#### Hohe und Niedrige Kühlwassertemperaturen

Lang anhaltend erhöhte Temperaturen der Außenluft können verzögert – ggf. im Zusammenspiel mit schwankenden Abflussmengen der Elbe – zu extremen Kühlwassertemperaturen führen.

Extrem niedrige Temperaturen können zu Einwirkungen durch Schnee und Eis führen.

Einer möglichen Verstopfung der Grobrechen durch Eis wird entsprechend der im Betriebshandbuch enthaltenen Regelungen vorgebeugt, so dass bei Temperaturen vor den Hauptkühlwasserpumpen  $< 2^{\circ}\text{C}$  warmes Wasser vor die Grobrechenanlagen bzw. zusätzlich durch einen Kanal des nuklearen Nebenkühlwassers vom Kraftschlussbecken eingeleitet wird. Somit wird eine Blockierung der Kühlwasserentnahme sicher verhindert.

Bei erhöhtem Differenzdruck über die Grobrechenanlage wird bei entsprechender Leistungsabsenkung die Hauptkühlwassermenge bis hin zum Abschalten einzelner Hauptkühlwasserpumpen reduziert.

Im Extremfall werden alle Hauptkühlwasserpumpen abgeschaltet, so dass über den großen Querschnitt der Rechenanlagen die Versorgung der nuklearen Nebenkühlwasserpumpen sichergestellt ist.

Sollten auch diese Maßnahmen nicht ausreichen, wird die Anlage in den Zustand unterkritisch heiß überführt. Zusätzlich kann das gesicherte Nebenkühlwasser im Kurzschluss vom Kraftschlussbecken zur Saugseite der Pumpen des gesicherten Nebenkühlwassers geführt werden, so dass immer genügend Nebenkühlwasser zur Verfügung steht.

Der Auslegung für die Sicherheitseinrichtungen liegt eine abdeckend hohe Nebenkühlwassertemperatur von 26 °C zugrunde. Die Zulässigkeit des Anlagenbetriebes ist bis zu einer Nebenkühlwassertemperatur von 28 °C nachgewiesen. Eine Annäherung an diesen Wert wäre rechtzeitig absehbar, so dass entsprechende Vorsorgemaßnahmen getroffen werden können.

### **Extreme Niederschläge**

Extreme Niederschläge in Form von Regen sind durch die konservative Auslegung gegen ein 10.000-jährliches Hochwasser hinreichend abgedeckt.

Extreme Niederschläge in Form von Schneefällen sind durch konventionelle Baunormen berücksichtigt, wobei bei den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden die Lasten aus anderen externen naturbedingten (Erdbeben, Hochwasser) oder zivilisatorischen Ereignissen (Explosionsdruckwelle, Flugzeugabsturz) wesentlich höher und damit abdeckend sind.

Extreme Niederschläge in Form von Hagel sind durch konventionelle Baunormen berücksichtigt, wobei bei den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden die Lasten aus anderen externen naturbedingten (Erdbeben, Hochwasser) oder zivilisatorischen Ereignissen (Explosionsdruckwelle, Flugzeugabsturz) wesentlich höher und damit abdeckend sind.

### **Einwirkungen von biologischen Organismen**

Zum Schutz vor Einwirkungen von biologischen Organismen erfolgt eine Druckdifferenzüberwachung an den Kühlwasserreinigungsanlagen im Einlaufbauwerk oder die Querkanalniveauüberwachung. Weiter besitzen die Kühlwasserreinigungsanlagen ausreichend Reserven, die auch bei starkem Anfall von biologischen Organismen einen Wasserzulauf ermöglichen.

Sollte es dennoch zum Erreichen von Grenzwerten kommen, werden automatische und administrative Maßnahmen zur Reinigung der Rechen durchgeführt. Weiter erfolgt eine Abschaltung von Hauptkühlwasserpumpen zur Reduzierung des Ansaugstroms.

Im Weiteren Verlauf ist die Betrachtung zu Einwirkungen von biologischen Organismen durch das Ereignis „Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser“ abgedeckt (siehe dazu Kapitel 5.2).

### **Blitzschlag**

Die Auslegung der elektrischen Einrichtungen gegen Blitzschlag erfüllt die Anforderungen aus der aktuellen KTA 2206 „Auslegungen von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen“.

Zum Schutz gegen Blitzschlag sind alle Gebäude des Kernkraftwerkes mit einer Blitzschutzanlage ausgerüstet. Sie hat neben dem Auffangen und Ableiten des Blitzstromes in die Erde die Aufgabe, die leittechnischen Anlagen vor unzulässigen Überspannungen zu schützen.

Des Weiteren bestehen bei allen sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden die Dächer aus Stahlbeton bzw. Stahlbeton mit einer kiesbeschütteten Dachpappe. Aufgrund dieser Materialien kann die Entstehung von Bränden und Explosionen durch Blitzeinschlag ausgeschlossen werden.

Der Schutz gegen Blitzschlag wird durch Maßnahmen des äußeren und inneren Blitzschutzes sichergestellt. Bei sämtlichen Gebäuden und beim Abluftkamin sind Blitzschutzeinrichtungen realisiert. Der äußere und innere Blitzschutz und die elektrischen Einrichtungen sind so bemessen und aufeinander abgestimmt, dass unzulässige Beeinträchtigungen (z. B. Überspannungseinkopplung in die Leittechnik), insbesondere die Blockierung sowie die Fehlauslösung von Schutzaktionen grundsätzlich nicht auftreten.

### **Niedrigwasser**

Die Anlage KBR liegt am unter Gezeiteinfluss stehenden Unterlauf der Elbe. Durch Eisgang, Versandung und Niedrigwasser kann es zu Wassermangel im Leistungsbetrieb kommen. Allerdings kann Niedrigwasser am Standort KBR nicht als Folge lang anhaltender Trockenheit in Verbindung mit hoher Außentemperatur auftreten, wie es

beim Mittellauf der Elbe der Fall sein kann, da der Pegel am Standort von den Gezeiten der Nordsee bestimmt wird.

Das Entnahmebauwerk wurde in der Elbe ungefähr bei der -8,00 m NN Tiefenlinie angeordnet und so ausgebildet, dass auch bei extremsten Niedrigwasser die volle Kühlwassermenge sicher entnommen werden kann. Das Bauwerk besteht aus dem Entnahmeteil mit acht Öffnungen für das Hauptkühlwasser (Unterkante bei -7,50 m NN) und zwei getrennten Öffnungen für das Nebenkühlwasser (Unterkante bei -6,00 m NN), einem trichterförmigen Übergang auf die anschließenden Entnahmekanäle und einem Betonaufbau für die Betriebseinrichtungen.

Der ansteigende Verlauf des Kühlwasserzulaufkanals wirkt der Sandablagerung im Bereich des Kühlwasserpumpenbauwerks entgegen. Sollten diese trotzdem auftreten (z. B. aufgrund unterstellter Verschiebungen oder Teilzerstörungen nach EVA) kann es nicht zum unzulässigem Dichtsetzen von Ansaugöffnungen kommen, da relativ geringe Strömungsgeschwindigkeiten bei Betrieb der Neben- oder Notnebenkühlwasserpumpen vorliegen und die Verbindungsöffnungen zwischen Haupt- und Nebenkühlwasserkanälen sowie die Pumpenansaugöffnungen 1 m oberhalb der Gebäudesohle (-8 m NN) liegen.

Ein Füllstandsabfall vor den Hauptkühlwasserpumpen wird signalisiert und bei einem Elbwasserstand < MIN wird die Anlage abgeschaltet. Das danach (bei extremen Niedrigwasser oder Versandung) für die Sicherheitssysteme noch benötigte Kühlwasser steht in ausreichender Menge zur Verfügung, da über Querverbindungen vor den Pumpenkammern sämtliche Kühlwasserzulaufkanäle nutzbar sind.

Selbst wenn unzureichender Kühlwasserzufluss vom Entnahmebauwerk unterstellt würde, ließe sich über eine Kurzschlussleitung (Querverbindungsleitung) vom Kraftschlussbecken zur Vorkammer der Pumpen für viele Stunden das im Kraftschlussbecken zurückgehaltene Kühlwasser im Kreislaufbetrieb nutzen.

Zusätzlich steht noch das Reservewassersystem zur Verfügung.

Im Weiteren Verlauf ist die Betrachtung zu Einwirkungen von Niedrigwasser durch das Ereignis „Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser“ abgedeckt (siehe dazu Kapitel 5.2).

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

Die unter 4.1.1.1 dargestellten Wetterbedingungen wurden bereits in der Auslegung der Anlage berücksichtigt, daher sind hier keine weiteren Darstellungen erforderlich.

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

Der Standort Brokdorf liegt in einer klimatisch gemäßigten Zone, so dass extreme Wetterbedingungen sehr selten sind. Die Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile des KKW Brokdorf z. B. für EVA deckt auch die Belastungen durch extreme Wetterbedingungen ab.

Die gemäß BMU-Leitfaden durchgeführte PSA haben darüber hinaus ergeben, dass die extremen Wetterbedingungen beherrscht werden und kein nennenswerter Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit zu erwarten ist.

#### **4.1.1.4 Berücksichtigung der möglichen Überlagerungen von Wetterbedingungen**

Grundsätzlich sind bei der Bauwerksauslegung des Kernkraftwerks Brokdorf neben den für die Einwirkungskombinationen gewöhnlicher und außergewöhnlicher naturbedingter Ereignisse die verschiedenen Teile der DIN 1055 (heute Überlagerungsvorschriften des europäisch harmonisierten Regelwerks DIN EN 1990 und DIN 1991) angewendet worden.

Für die kernkraftwerkspezifischen naturbedingten Einwirkungen wie Erdbeben und Hochwasser sind die Überlagerungsvorschriften der KTA 2201.1 und KTA 2207 auslegungsrelevant und wurden bzw. werden beachtet.

Die kausal zusammenhängenden Einwirkungen Sturm und Sturmflut wurden im Rahmen der Untersuchungen zu den Sturmflutwasserständen betrachtet. Zusätzliche Belastungen ergeben sich daraus nicht. Die bei Sturmflut auftretenden Windgeschwindigkeiten liegen weit unter den Maxima der Auslegung.

Der Ausschluss von weiteren Kombinationen erfolgte da sich daraus keine neuen zu betrachtenden, Phänomene ergaben. Alle denkbaren Kombinationen führen maximal zum Ereignis Notstromfall.

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

Aufgrund der Auslegung auf der Basis konventioneller Baunormen und des kerntechnische Regelwerk sowie der Berücksichtigung wesentlich höherer abdeckender Lasten aus anderen externen naturbedingten (Erdbeben, Hochwasser) oder zivilisatorischen Ereignissen (Explosionsdruckwelle, Flugzeugabsturz) bei den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden sind mehr als ausreichend Auslegungsreserven vorhanden. Die Anlage ist gegen extreme Wetterbedingungen sehr robust ausgelegt.

### **4.2 Bewertung von Auslegungsreserven**

#### **4.2.1 Abschätzung von Auslegungsreserven gegen extreme Wetterbedingungen**

Extreme Wetterbedingungen sind grundsätzlich durch konventionelle Baunormen und das kerntechnische Regelwerk berücksichtigt wobei bei den sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden die Lasten aus anderen externen naturbedingten (Erdbeben, Hochwasser) oder zivilisatorischen Ereignissen (Explosionsdruckwelle, Flugzeugabsturz) wesentlich höher und damit abdeckend sind. Somit sind mehr als ausreichend Auslegungsreserven vorhanden.

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

Aufgrund der vorhandenen Auslegungsreserven sind keine Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen notwendig.



## **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. Die unterstellten Ausfallszenarien sind dabei so gestaffelt, dass systematisch die Vorkehrungen in mehreren Sicherheitsebenen bewertet werden. Diese gestaffelte Betrachtung deckt damit implizit alle Arten von einleitenden Ereignissen ab, beispielsweise auch Ereignisse, die zu einer Verblockung des Nebenkühlwassers durch Fremdkörper (z. B. Schiffe, Ladungsteile, Heu o. ä.), einer Zerstörung des Nebenkühlwassersystems (z. B. durch Flugzeugabsturz o. ä.) oder einer Zerstörung/Ausfall der Netzanbindung bzw. der Notstromdiesel (z.B. durch großflächige Brände, Netzininstabilitäten, Flugzeugabsturz o. ä.) führen, wie dies von der ENSREG in Ihrer Erklärung vom 13.05.2011 gefordert wurde.

### **5.1      Ausfall der Stromversorgung**

#### Allgemeine Beschreibung der Auslegung der Stromversorgung

Das Kernkraftwerk Brokdorf verfügt über drei Netzanlüsse: den Hauptnetzan-schluss (400 kV), den Reservenetzanschluss (220 kV) und den dritten erdverlegten Netzananschluss (20 kV).

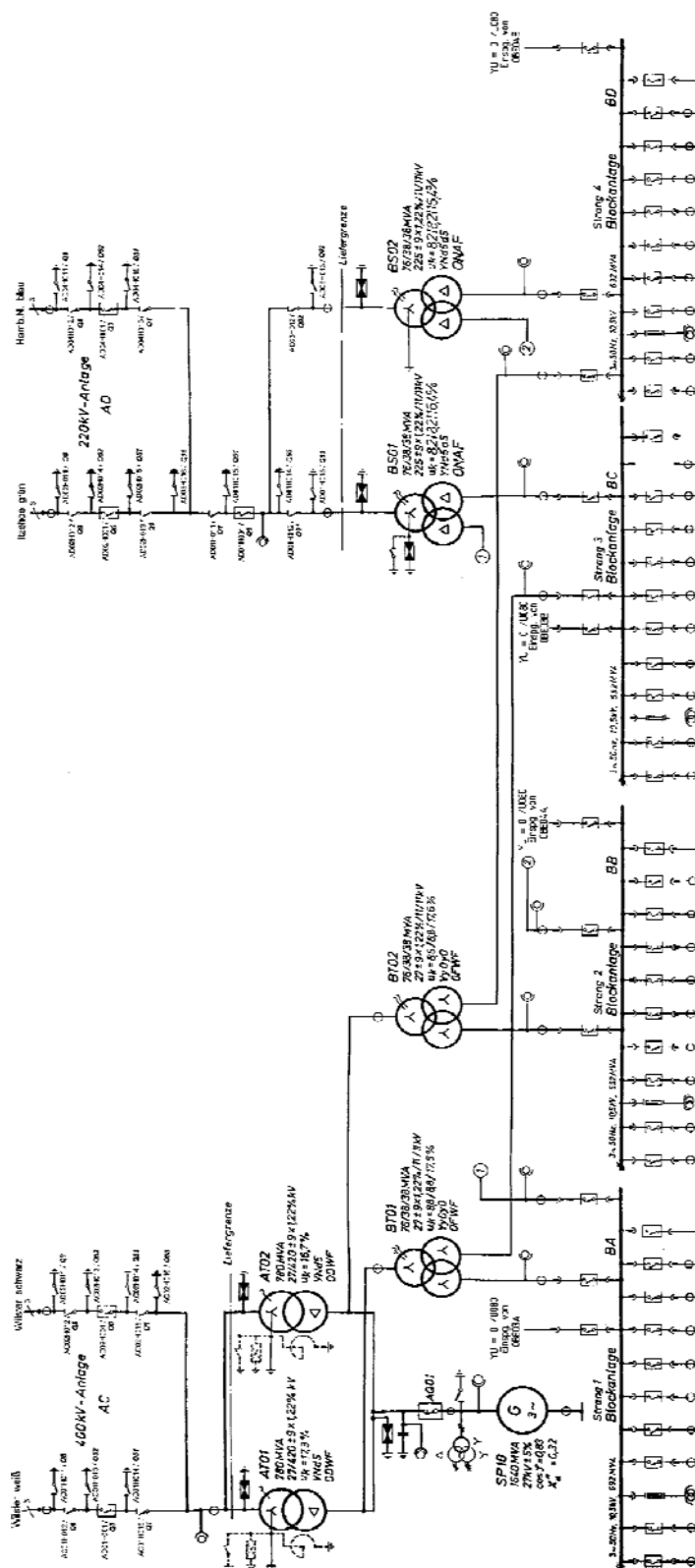


Bild 5.1: Netzanschlüsse und Anbindung des Generators

Es stehen folgende Einrichtungen zur Verfügung:

- 2 Maschinentransformatoren zum Verbundnetz (400 kV)
- 2 Reservenetztransformatoren mit Anbindung an das 220kV-Reservenetz
- Generator mit 2 Eigenbedarfstransformatoren (27/10 kV)
- 4 Notstromdiesel, NSDA1 (10 kV)
- 4 Notspeisediesel, NSDA2 (380 V)
- 3. Netzeinspeisung (20kV-Ringleitung)

Darstellung der gestaffelten Energieversorgung:

1. Versorgung aus dem Verbundnetz (400 kV-Hauptnetz)

2. Lastabwurf auf Eigenbedarf

Der Lastabwurf auf Eigenbedarf wird durch KBR beherrscht. Hierbei werden beide 400 kV-Leistungsschalter geöffnet. Der 27kV-Generatorschalter bleibt geschlossen. Es erfolgt keine Eigenbedarfsumschaltung, die Eigenbedarfsschienen werden weiterhin vom Generator mit Spannung versorgt. Die Reaktor und Generatorleistung werden automatisch abgesenkt.

3. Umschaltung auf Reservenetz

Durch Störungen an der Haupteinspeisung oder an einem der Maschinen- oder Eigenbedarfstransformatoren wird der Netz- oder der Blockschutz aktiviert. Der Netzschutz öffnet beide 400 kV-Netzschalter und die Anlagenleistung wird auf Eigenbedarfsleistung abgesenkt. Erst wenn dieser Lastabwurf auf Eigenbedarf nicht gelingt, erfolgt ein Umschalten der Eigenbedarfseinspeisung auf das Reservenetz. Die Umschaltung kann je nach Phasenlage in Kurzzeit (ohne Abschaltung von Verbrauchern) oder Langzeit (mit Abschaltung von betrieblichen Verbrauchern) erfolgen.

#### 4. Notstromfall

Der Notstromfall wird durch Spannungsabfall oder Frequenzabfall für einen definierten Zeitraum an den Notstromschienen erkannt. Die Notstromdiesel NSDA1 werden gestartet und versorgen nach dem Hochlauf die Notstromredundanzen.

#### 5. Notspeisenotstromfall – Ausfall NSDA1

Der Notspeisenotstromfall wird bei Unverfügbarkeit der Notstromdiesel durch Spannungsabfall oder Frequenzabfall für einen definierten Zeitraum an den 380 V NSDA2-Netz-Schienen erkannt. Die Notspeisenotstromdiesel NSDA2 werden gestartet und versorgen nach dem Hochlauf die Notspeisenotstromredundanzen.

#### 6. 3. Netzeinspeisung

Nach Ausfall des Haupt- und Reservenetzes sowie der Energieversorgung der NSDA1 und NSDA2 - Netze und der Eigenbedarfs-Versorgung kann die Stromversorgung gemäß Notfallhandbuch aus dem 3. Netzanschluss hergestellt werden. Hierbei können zwei der vier Eigenbedarfsschienen sowie die zugehörigen Notspeisenotstromschienen versorgt werden.

### 5.1.1 Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss <sup>6</sup>

#### 5.1.1.1 Auslegung der Anlage

1. Im Falle eines Ausfalls der externen Stromversorgung aus dem Hauptnetz (LOOP: loss of offsite power) ist im ersten Schritt vorgesehen, die Anlage durch Lastabwurf auf Eigenbedarf mit dem Hauptgenerator zu versorgen. In diesem Zustand ist eine langfristige elektrische Versorgung des Eigenbedarfs sichergestellt. Ist der Lastabwurf auf Eigenbedarf nicht erfolgreich und ist das Reservenetz nicht verfügbar (LOOP), werden die NSDA1 automatisch vom Reaktor-

---

<sup>6</sup> Ausfall der gesamten externen Stromversorgung am Standort. Postulierter Ausfall der externen Stromversorgung für mehrere Tage. Der Standort kann für 72 Stunden nicht mit schwerem Material über Straßen, Schienen oder Wasserwege beliefert werden. Tragbare leichte Ausrüstung kann den Standort von anderen Orten nach den ersten 24 Stunden erreichen.

schutz gestartet. Der Betrieb ist aufgrund der gemäß der KTA 3702 vorgeschriebenen Kraftstoffreserven für mindestens 72 h Vollast je Redundanz abgesichert.

2. Vier redundanz-zugeordnete Notstromdieselaggregate (NSDA1) mit Erdbebenauslegung stehen zur Verfügung, über die alle Komponenten versorgt werden, die für ein betriebliches Abfahren der Anlage erforderlich sind und der Schutzzielerreichung gem. Betriebshandbuch:

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluss der radioaktiven Stoffe,
- Begrenzung der Strahlenexposition.

dienen.

3. Bei (postuliertem) Ausfall der NSDA1 wird gemäß der Definition der IAEA-TECDOC-332 der Zustand „Station Blackout“ erreicht. In diesem Fall werden die zusätzlichen vier EVA-geschützte redundanz-zugeordnete Notspeisenotstromdieselaggregate (NSDA2) betrieben, über die alle vitalen Komponenten versorgt werden, die der Schutzzielerreichung

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluss der radioaktiven Stoffe,
- Begrenzung der Strahlenexposition.

dienen.

4. Bei (postuliertem) Ausfall der NSDA1 und NSDA2 steht eine 3. verkabelte Netzanbindung zur Verfügung, die im Rahmen vorgesehener Notfallmaßnahmen mit hinterlegten Prozeduren im Notfallhandbuch aufgeschaltet werden kann, um die Nachwärmeabfuhr aufrecht zu erhalten. Damit wird ebenfalls die Einhaltung der o. g. Schutzziele gewährleistet.
5. Wird weiterhin postuliert, dass auch diese Versorgungsmöglichkeit nicht verfügbar ist, wird ein Zustand erreicht, in dem dann noch die Batteriekapazitäten für einen Mindestzeitraum von 2 h zur Verfügung stehen. Parallel sind Notfallmaßnahmen vorgesehen, so dass unter Verwendung vorhandenen leichten Gerätes die Nachwärmeabfuhr wiederhergestellt werden kann Notfallhandbuch.

Die Notstromanlagen NSDA1 und NSDA2 sind hinsichtlich ihrer Funktion gemäß geltendem Regelwerk gegen Lasten aus Erdbeben ausgelegt. Unterstellte Folgeereignisse, die in kausalem Zusammenhang mit einem Erdbeben stehen können, sind ebenfalls Grundlage der Auslegung. Dies betrifft sowohl Hochwasser als auch Brände. Die Notstromdieselgebäude bzw. deren Zugänge sind geodätisch entsprechend hoch gelegen, die Aggregate in separaten Kammern angeordnet, um gegenseitige Beeinflussungen auszuschließen. Gleiches gilt auch für die Notspeisenotstromdiesel, die gegen Flugzeugabsturz gesichert und gebunkert sind.

Die Notspeisenotstromdiesel verfügen über je zwei Luftansaugöffnungen an gegenüberliegenden Gebäudeseiten. Damit ist auch ein Betrieb der Motoren bei einem Flächenbrand auf dem Kraftwerksgelände gesichert. Zusätzlich sind Notstrom- und Notspeisegebäude auf gegenüberliegenden Seiten des Reaktorgebäudes errichtet. Durch diese räumliche Trennung ist ein gleichzeitiger Ausfall der NSDA1 und der NSDA2 durch EVA-Einwirkung nicht zu unterstellen.

Zur Absicherung eines lang andauernden Notstromfalls sind Vorkehrungen getroffen worden zur:

- ständigen Vorhaltung von Kraftstoff
- dauerhaften Vorhaltung möglichst hoher Füllstände in den Behältern durch Nachtanken in kurzen Abständen (große abgesicherte Vorräte)

- Bereitstellung/Vorhaltung von mobilen Pumpen und Schläuchen

#### **5.1.1.2 Vorkehrungen für einen lang andauernden Ausfall des Haupt- und Reservenetzanschluss ohne externe Unterstützung**

Bei einem erfolgreichen Lastabwurf auf Eigenbedarf ist eine langfristige Versorgung über 72 h hinaus sichergestellt.

Gelingt der Lastabwurf auf Eigenbedarf nicht, ist der Betrieb der Notstromdiesel (NSDA1) und Notspeisenotstromdiesel (NSDA2) unter der Randbedingung der vollen Dieselbelastung für 72 h gesichert. Im Teillastbetrieb ergeben sich Zeiträume > 72 h.

Die Anforderungen an den Betrieb der Notstromdieselaggregate und der damit verbundenen Betriebsmittelvorhaltung (Kraftstoff und Schmieröl) sind der KTA 3702 geregelt.

##### **1. Kraftstoffvorrat NSDA1**

Die KTA 3702 fordert einen Kraftstoff- und Ölvorrat, der einen Betrieb der NSDA1 von mindestens 72 h garantiert. Bei realistischer Betrachtung der auf der Anlage KBR für 72 h redundanz-zugeordneten bevorrateten Kraftstoffvorräte ergeben sich unter Berücksichtigung der tatsächlich abgeforderten Motorleistungen Betriebszeiten, die deutlich über den von der KTA 3702 geforderten liegen. Zusätzlich kann durch gezieltes Abschalten von nicht (dringend) benötigten Verbrauchern der Kraftstoffverbrauch gesenkt und damit die Betriebsdauer erhöht werden.

Bei Erreichen des MIN-Füllstandes in einem der Kraftstoffvorratsbehälter werden die auf der Anlage vorhandenen Dieselvorräte ergänzt bzw. die Dieselvorräte der nicht verfügbaren Notstromdiesel durch umpumpen genutzt.

##### **2. Schmierölvorrat NSDA1**

Die Dieselaggregate sind so ausgelegt, dass der Schmierölverbrauch über das Volumen der Ölwannen für einen 72 h-Betrieb sicher abgedeckt wird.

Im Weiteren werden je Redundanz 200 Liter Schmieröl sowie die erforderlichen Additive (11 Liter) in den Kraftstoffvorratsbehältern gelagert.

Danach müssen die Schmierölzustände der einzelnen Aggregate erfasst werden. Somit werden die Nachfüllmaßnahmen anforderungsorientiert ergriffen, diese sind im Betriebshandbuch dargestellt.

### 3. Kraftstoffvorrat NSDA2

Der Kraftstoff- und Ölvorrat für den Betrieb der NSDA2 ist je Strang für mindestens 24 h ausgelegt. Die gesamten Kraftstoffvorräte aller 4 Notspeisenotstromdiesel NSDA 2 setzen sich zusammen aus dem Inhalt der vier Kraftstoffbetriebsbehälter und Kraftstoffvorratsbehälter (5760 Liter). Setzt man konservativ als maximale Dieselbelastung den Betrieb einer Notnackkühlkette an, so ergibt sich eine minimale Betriebszeit von ca. 24 h.

### 4. Schmierölvorrat NSDA2

Der Ölvorrat eines Notspeisediesels NSDA2 wird in der Ölwanne vorgehalten. Durch den Ölwanneninhalt wird eine Autarkie von 24 h sichergestellt.

Im Anforderungsfall können die im Notspeisegebäude gelagerten Schmierölvorräte von mind. 200 l für die Notspeisediesel genutzt werden.

Wird der Ausfall aller 4 Notstromdiesel NSDA1 unterstellt, dann können die für die NSDA1 Diesel gelagerten Schmierölvorräte von mindestens 1100 l für die Notspeisenotstromdiesel genutzt werden.

### 5. Kühlwasser NSDA1+2

Beim internen, geschlossenen Motorkühlwasserkreislauf der NSDA liegt kein Verbrauch vor, könnte aber durch jedes beliebige nicht verunreinigte Wasser ergänzt werden. Für die Rückkühlung der Dieselmotoren des Notstromnetztes muss der zugeordnete Nebenkühlwasserstrang zur Verfügung stehen. Die Kühlung der Notspeisenotstromdiesel wird über die gesicherten Deionat-Vorräte sichergestellt, die abhängig



vom Deionatverbrauch und von der Temperaturentwicklung im Deionatbecken ergänzt werden müssen. Die erforderlichen Maßnahmen sind im Betriebshandbuch dargestellt.

Gemäß ENSREG-Spezifikation sollen unter Abschnitt 5.1.1.2 Vorkehrungen für einen lang andauernden Ausfall des Haupt- und Reservenetzanschlusses ohne externe Unterstützung betrachtet werden. Darüber hinaus werden im Folgenden weitere Maßnahmen bei intakter Infrastruktur und bei beeinträchtigter Infrastruktur behandelt.

#### a. Weitergehende Maßnahmen bei intakter Infrastruktur

Für die Notstromdieselaggregate (NSDA) sind entsprechend den Anforderungen der Regel KTA 3702 Kraftstoff- und Schmierölvorräte auf der Anlage für einen 72 h-Betrieb vorgehalten. Grundsätzlich besteht die Anforderung gemäß Regel KTA 3702 bei Unterschreitung des minimal abzusichernden Füllstandes im Vorratsbehälter entsprechend den Vorgaben des Betriebshandbuches Maßnahmen zur Ergänzung der Kraftstoffvorräte einzuleiten.

Diese Handmaßnahmen implizieren auch die Ergänzungsbeschaffung von Betriebsmitteln. Damit werden deutlich vor Ablauf der zu garantierenden Betriebsdauer von 72 h die entsprechenden Anforderungen an die zuverlässigen Standard-Lieferanten herausgegeben. Je nach Dauer des erforderlichen Notstrombetriebes werden diese Anforderungen zyklisch wiederholt, so dass sich daraus keine Begrenzungen des Aggregatebetriebes ergeben.

Zur Sicherstellung der Lieferbarkeit spezifikationsgemäßen Dieselmotorkraftstoffes sind entsprechende vertragliche Vereinbarungen mit dem Lieferanten getroffen. Die Nachtankaktionen sind geübte Praxis und benötigen eine entsprechende Anlagenwärterkompetenz (1 Person zur Begleitung und Führung des externen Lieferanten). Die notwendigen Einrichtungen sind vorhanden und verfügbar, ebenso der notwendige Umfang an Reserveteilen für die Aggregate. Die Maßnahmen sind im Betriebshandbuch beschrieben.

#### b. Weitergehende Maßnahmen bei beeinträchtigter Infrastruktur

Die Lieferung von Betriebsstoffen setzt eine intakte Infrastruktur außerhalb der Anlage voraus. Bei zerstörter Infrastruktur der Anlage können die Kraftstoffvorräte über zu verlegende Schlauchleitungen aus dem Tankfahrzeug ergänzt werden.

Zur Unterstützung des entsprechenden Zugangs zu den Anlagenteilen, auch für externe Lieferanten, müssen zu den unter 1. aufgeführten Maßnahmen ergänzend Hilfsorganisationen aus der Krisenstabsorganisation (THW, KHG etc.) angefordert werden, um notwendige Transportmittel (Raupenfahrzeuge, geländegängige Fahrzeuge, Boote) und Räumgeräte zur Verfügung zu stellen. Die bestehenden Karenzzeiten (72 Stunden) sind gemessen an den vorgenannten Aktionszeiten ausreichend, um mit schwerem Gerät die erforderlichen Zugänge herzustellen. Zudem werden, soweit erforderlich und sinnvoll, für Hochwassersituationen auf der Anlage geeignete Transportboote vorgehalten.

Die Notstromanlagen sind gemäß geltendem Regelwerk gegen Lasten aus Erdbeben auf Funktion bei Erdbeben ausgelegt. Unterstellte Folgeereignisse, die in kausalem Zusammenhang mit einem Erdbeben stehen können, ausgelegt. Dies betrifft sowohl Hochwasser als auch Brände auf dem Gelände. Die Notstromdieselgebäude und deren Zugänge sind geodätisch entsprechend hoch gelegen, die Aggregate in separaten Kammern angeordnet, um gegenseitige Beeinflussungen auszuschließen. Gleiches gilt auch für die Notspeisenotstromanlagen, die gegen Flugzeugabsturz gesichert und gebunkert sind.

Die Verbrennungsluftzufuhr für die Diesel ist auch bei Anwesenheit von Rauchgasen nicht beeinträchtigt.

#### Maßnahmen / Regelungen für externe Beschaffung und Personalverfügbarkeit

Für die ggf. erforderliche Reparatur einzelner Dieselaggregate sind Reserveteile für wichtige Komponenten auf der Anlage verfügbar. Sofern Reserveteile nicht am Standort verfügbar sind, können diese vom Hersteller beschafft werden. Hierfür und zur Mobilisierung von Technikern und Monteuren des Herstellers der Notstrom- und Notspeisediesel besteht eine vertraglich abgesicherte 24 h-Rufbereitschaft.

Bei Ausfall eines Notstromdieselmotors oder eines Notspeisedieselmotors können diese gegen vorgehaltene Poolmotoren ausgetauscht werden.

Angefordertes Eigenpersonal ist aufgrund räumlicher Nähe kurzfristig auf der Anlage verfügbar. Im Falle eingeschränkter Zugänglichkeit können diese Personen durch Krisenhilfskräfte (THW, KHG, etc.) unterstützt werden.

Mit den Lieferanten für Schmieröl und Kraftstoff wurden vertragliche Regelungen getroffen, die es ermöglichen, kurzfristig die Versorgung der Notstrom- und Notspeisediesel abzusichern.

#### Randbedingungen:

Für die Anlieferung von Ersatzteilen, Hilfs- und Betriebsstoffen sowie für die Anreise von Personal (Eigen- und Fremdpersonal) muss die Zufahrt zum Kraftwerksstandort gegeben sein (zwei Straßenzuwegungen). Eine alternative Anlieferung / Anreise per Hubschrauber / Boot ist möglich. Ein Hubschrauberlandeplatz und ein Schiffsanleger sind vorhanden. Auf Basis der auf der Anlage KBR getroffenen Vorkehrungen und der damit verbundenen erst langfristig erforderlichen externen Unterstützung ist die Anlage KBR sehr robust ausgelegt gegen einen lang andauernden Notstromfall. Dies gilt auch für einen postulierten „Station Blackout“ entsprechend der IAEA-Definition, da hier ergänzend die vier Notspeisenotstromanlagen zur Verfügung stehen.

### **5.1.2 Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle**

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

Fällt das Notstromnetz NSDA1 aus, wird das Notstromnetz NSDA2 von den Notstromdieseln mit gesicherten Kraftstoffvorräten für einen Betrieb von >24 h vollständig versorgt. Bereits mit zwei NSDA2 steht ausreichend Energie für die erforderlichen Systeme zur Einhaltung der Schutzziele zur Verfügung. Darüber hinaus bleiben die Batteriekapazitäten des NSDA1-Netzes bestehen. Danach sind gemäß Betriebshandbuch Handmaßnahmen zur Nachbetankung erforderlich. Dazu stehen auf der Anlage aus-

reichende Mengen für einen Betrieb von > 72 h zur Verfügung. Bzgl. Schmieröls muss, wie unter 5.1.1.2 dargestellt, verfahren werden. Die Kühlwasserversorgung wird über das gesicherte Deionatbecken sichergestellt.

Hierzu stehen gemäß Betriebshandbuch vorgeplante Maßnahmen zur Nachfüllung über das Deionatsystem (Notstrom gesichert) zur Verfügung. Als Rückfalloption stehen externe Pumpen (Feuerwehr, mobile Pumpen) zum Umpumpen oder zur Nachspeisung unter Nutzung vorhandener Einspeisestutzen zur Verfügung.

Ein Betrieb der NSDA2 unter Berücksichtigung der additiven Batterielaufzeiten ist somit über einen Zeitraum von 72 h hinaus sichergestellt. Ein Nachtanken erfolgt gemäß der bestehenden Prozeduren, wenn schweres Gerät gemäß zu betrachtendem Szenario nach 72h die Anlage wieder erreicht.

Mit verfügbaren NSDA2 Dieseln ist sowohl die Spannungsversorgung als auch über die Notspeisepumpen die sekundärseitige Bespeisung und die damit verbundene Wärmeabfuhr dauerhaft gegeben. Die Abfuhr der Nachzerfallsleistung ist langfristig sichergestellt. Kern- bzw. BE-Schäden werden bei nicht verfügbaren Notstromdieseln des NSDA1-Netzes verhindert. Ebenso ist die Beckenkühlung sichergestellt.

#### **5.1.2.2 Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung**

Die Batteriekapazitäten des NSDA1-Netzes zur Einhaltung der Schutzziele sind in dem unterstellten Fall nicht erforderlich. Die Batteriekapazitäten des NSDA2-Netzes werden über die in Betrieb befindlichen 4-fach redundanten Notspeisediesel NSDA2 gestützt. Eine Entladung findet nicht statt.

Zur Sicherung der Gleichspannungsversorgung für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen ist gemäß RSK-Empfehlung, die Entladezeit der Batterien im Notstromsystem so zu bemessen, dass die Verbraucher mindestens 2 Stunden nur aus den Batterien versorgt werden können. Jede Scheibe des Batteriesystems deckt die benötigte elektrische Leistung zur Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme eines Stranges ab. Zusätzlich wurde bei den 220 V Batterien die erhöhte Gleichstromleistung auf Grund des Gebäudeabschlusses berücksichtigt.

Grundlage war bei allen Batterien der Komplettausfall der Gleichrichter ohne Versorgung durch Notstromerzeuger aus dem Notstromsystem NSDA 1.

Gemäß der RSK-Empfehlung wurde für KBR der Nachweis für die 24 V- und 220 V-Batterien des Notstromversorgungsnetzes (NSDA1) erbracht, dass die Batterien über 3 Stunden verfügbar sind. Durch die Pufferung der 4-fach redundanten 24 V- Batterien des Notsspeisenotstromsystems über die Notspeisediesel (NSDA2) ergibt sich eine Verfügbarkeit der Batterien von über 75 Stunden, da Betriebsstoffmengen für den NSDA2 Betrieb von > 72 h vorhanden sind.

### **5.1.3 Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle und Ausfall anderer diversitärer Einrichtungen zur Drehstromversorgung**

Bei (postuliertem) Ausfall der NSDA1 und NSDA2 steht eine 3. Netzanbindung zur Verfügung, die im Rahmen vorgesehener Notfallmaßnahmen mit hinterlegten Prozeduren im Notfallhandbuch aufgeschaltet werden kann, um die Nachwärmeabfuhr aufrecht zu erhalten.

Wird weiterhin postuliert, dass auch diese Versorgungsmöglichkeit nicht verfügbar ist, wird ein Zustand erreicht, in dem dann noch die Batteriekapazitäten für einen Mindestzeitraum von 2 h zur Verfügung stehen. Parallel sind Notfallmaßnahmen vorgesehen, so dass unter Verwendung vorhandenen leichten Gerätes die Nachwärmeabfuhr wiederhergestellt werden kann.

#### **5.1.3.1 Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung**

Zur Sicherung der Gleichspannungsversorgung für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen ist gemäß RSK-Empfehlung die Entladezeit der Batterien im Notstromsystem so zu bemessen, dass die Verbraucher mindestens 2 Stunden nur aus den Batterien versorgt werden können. Jede der 8 Scheiben des Batteriesystems deckt die benötigte elektrische Leistung zur Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme eines Stranges ab. Zusätzlich wurde bei den 220 V Batterien die erhöhte Gleichstromleistung auf Grund des Gebäudeabschlusses berücksichtigt.

Grundlage war bei allen Batterien der Komplettausfall der Gleichrichter ohne Versorgung durch Notstromerzeuger aus dem NSDA1 bzw. NSDA2.

Gemäß der RSK-Empfehlung wurde für KBR der Nachweis für die 24 V- und 220 V-Batterien erbracht, dass die Batterien über 3 Stunden verfügbar sind.

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

Bei einem Ausfall der externen Netzversorgung (Haupt- und Reservenetz), der NSDA1 und NSDA2 steht eine 3. Netzanbindung zur Verfügung, die im Rahmen vorgesehener Notfallmaßnahmen mit hinterlegten Prozeduren im Notfallhandbuch aufgeschaltet werden kann, um die Nachwärmeabfuhr aufrecht zu erhalten. Alle erforderlichen elektrischen Verbindungen bestehen hierzu.

Neben Notfallmaßnahmen und den Maßnahmen zur Wiederherstellung der Notstromerzeuger NSDA1 und Notspeisenotstromerzeuger NSDA2 wird zusätzlich mit dem Versorgungsnetzbetreiber die aktuelle Versorgungssituation kommuniziert. Die kurzfristige (< 2 Stunden) Spannungsversorgung durch den Netzbetreiber wird eingefordert. Hierzu hat der Netzbetreiber Vorkehrungen im Rahmen seines Netzwiederaufbaukonzeptes getroffen.

Wird weiterhin postuliert, dass auch diese Versorgungsmöglichkeit nicht verfügbar ist, wird ein Zustand erreicht, in dem dann noch die Batteriekapazitäten für einen Mindestzeitraum von 2 h zur Verfügung stehen. Parallel sind Notfallmaßnahmen vorgesehen, so dass unter Verwendung vorhandenen leichten Gerätes die Nachwärmeabfuhr wiederhergestellt werden kann.

Dieser Anlagenzustand wird bislang postuliert für eine Dauer von 2 h. Verfahrenstechnisch stehen in dieser Phase neben der Leittechnik diejenigen aktiven Komponenten noch zur Verfügung, die über Batterie gepufferte unterbrechungsfreie Schienen versorgt werden. Dies sind im Wesentlichen Armaturen aus dem Bereich der primärseitigen und sekundärseitigen Ventilstationen und aus dem Bereich der Systemabgrenzungen und der Gebäude- und Lüftungsabschlüsse.

Damit ist für diesen Zeitraum die Nachwärmeabfuhr gesichert. Die entsprechenden Vorgehensweisen sind in den Notfallhandbüchern hinterlegt.

Folgende Notfallmaßnahmen sind zur Beherrschung der Situation im Notfallhandbuch vorgesehen:

- Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDE)
- Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (PDE)
- Zuschalten der 3. Netzeinspeisung.

Die Randbedingungen (Personalbedarf/systemtechnische Voraussetzungen und ggf. Nachalarmierung von Einsatzpersonal) sind im jeweiligen Notfallhandbuch-Kapitel genannt. Das Einleitungskriterium für das Zuschalten der 3. Netzeinspeisung ist die Unverfügbarkeit der Eigenbedarfsversorgung einschließlich der Notstromdiesel und der Notspeisenotstromdiesel nach Ablauf der Überwachungszeit. Bei Gelingen des Zuschaltens der 3. Netzeinspeisung ist die Notfallmaßnahme „Sekundärseitiges Druckentlasten u. Bespeisen (SDE)“ nicht mehr erforderlich. Bei Nichtverfügbarkeit der 3. Netzeinspeisung wird bei Erreichen 4v4 DE-Füllstände  $< \text{min}$  mit SDE und parallel mit den vorbereitenden Maßnahmen für PDE begonnen. Gelingt die SDE-Maßnahme, ist bei einer DE-Bespeisung mit der mobilen Pumpe aus den Notspeisebecken und der Wärmeabfuhr über einen offenen FD-Abblasepfad die Abfuhr der Nachzerfallsleistung langfristig sichergestellt. Die Vorräte in den Notspeisebecken können jederzeit mit mobilen Pumpen ergänzt werden.

Das Einleitungskriterium für PDE ist der RDB-Füllstand  $< \text{min. 3}$  oder die Brennelementaustrittstemperatur  $> \text{max.}$  (SDE-Maßnahme war nicht erfolgreich). Zielsetzung ist dann den Primärdruck soweit abzusenken, dass die Druckspeicher den Primärkreis wieder auffüllen und die Kernaufheizung verzögert wird.

Die Unterkritikalität wird durch die Einspeisung von Borwasser aus den Druckspeichern und durch die eingefallenen Steuerstäbe sichergestellt. Die Durchführung/Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen ist abhängig vom Zerstörungsumfang der Anlage, wenn gleichzeitig Einwirkung von Außen unterstellt wird.

Somit sind für KBR geplante Notfallmaßnahmen (sekundärseitiges Feed & Bleed) einzuleiten, die eine alternative Bespeisung der Dampferzeuger ermöglichen. Durch Anschluss von zusätzlichen Pumpen, die am Notspeisegebäude über installierte Schlauchanschlüsse an die Einspeisesysteme gekoppelt werden, können ausreichende Speisewassermengen in einen oder mehrere Dampferzeuger zur Nachwärmeabfuhr im Niederdruckbereich eingespeist werden. Für diesen Zustand ist die Bespeisung eines Dampferzeugers ausreichend. Als Pumpe wird eine mobile Feuerwehrpumpe eingesetzt, die vor Ort jederzeit verfügbar ist.

Zur Einleitung und Durchführung dieser Maßnahmen ist der Zugang zum Notspeisegebäude erforderlich, um dort Handmaßnahmen vorzusehen. In den Notfallprozeduren ist der Zeit- und Personalbedarf so abgesichert, dass dies aus der vorhandenen Schichtbesetzung heraus bestritten werden kann. Hierbei sind die Fußwege einkalkuliert, gezielte besondere Transportmittel sind nicht zwingend erforderlich. Im Falle unterstellter Hochwassersituationen sind die vorgehaltenen Boote dazu verwendbar, bzw. der Zugang über den Ringraum und einen Kanal ins Notspeisegebäude ist gesichert.

Für KBR ist bei Aufrechterhaltung der alternativen sekundärseitigen Bespeisung die Unterkritikalität auf Basis der vorangegangenen Reaktorschnellabschaltung unabhängig von der Batterieverfügbarkeit über Handeingriffsmöglichkeiten dauerhaft abgesichert.

#### BE-Beckenkühlung

Die Nachzerfallsleistung der im BE-Becken eingelagerten Brennelemente kann in diesem Fall durch Verdampfungskühlung innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters abgeführt werden. Zur Ergänzung der Verdampfungsverluste steht unter Berücksichtigung von einer Nachzerfallsleistung direkt nach BE-Wechsel eine Karenzzeit von größer 100 Stunden bis zum Absinken des BE-Beckenfüllstands auf Kernoberkante zur Verfügung. Allerdings sind frühzeitig, aufgrund der zu erwartenden Umgebungsbedingungen, vorbereitende Maßnahmen nach Notfallprozeduren am BE-Becken möglich.

Grundsätzlich werden Vorkehrungen getroffen, die darauf abzielen, die Gleich- und Wechselstromversorgung aufrecht zu erhalten, um damit die vitalen Komponenten be-



treiben zu können. Parallel dazu existieren Prozeduren und leichte Geräte, um das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“ einzuhalten. Dazu zählen:

- Verbrennungsmotor betriebene mobile Pumpen, verfügbare Wasservorräte/-quellen und sonstiges Hilfsgerät

#### externes Gerät

Hilfsorganisationen aus der Krisenstabsorganisation (THW, KHG, Bundeswehr etc.) werden angefordert, um notwendige Transportmittel (Raupefahrzeuge, geländegängige Fahrzeuge, Boote) und Räumgeräte zur Verfügung zu stellen.

#### Nahegelegene Kraftwerke

Das KBR verfügt über drei Netzanschlüsse. Der Hauptnetzanschluss (400 kV), der Reservenetzanschluss (220 kV) und den dritten erdverlegten Netzanschluss (20 kV). Im Falle eines Ausfalls der Notstromdiesel, der Notspeisenotstromdiesel und einem großflächigen Netzausfall ist die Wiederversorgung des KBR mit dem Übertragungsnetzbetreiber vertraglich geregelt. Dabei ist es das Ziel des Übertragungsnetzbetreibers, prioritär die Versorgung der Kernkraftwerke innerhalb von 1 - 2 h zu realisieren. Dazu stehen dem Übertragungsnetzbetreiber je nach Störungsart im Netz die folgenden Möglichkeiten zur Verfügung. Versorgung des Kernkraftwerkes:

- Versorgung von stabilen Netzeinseln
- Versorgung von Kraftwerken, die sich im Eigenbedarf gefangen haben
- über Nachbar-Übertragungsnetzbetreiber
- über schwarzstartfähige Einheiten

Die Versorgung erfolgt über das eng vermaschte Netz. Schwarzstartfähige Einheiten können dabei in durchaus unterschiedliche Netzebenen einspeisen (400 kV, 220 kV, 110 kV, 20 kV).

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

#### Personal und Zeitbedarf

Die in den Notfallprozeduren hinterlegten Maßnahmen beinhalten integral die Anforderungen an die zur Durchführung notwendige Personalstärke sowie den dafür benötigten Zeitbedarf. Dabei sind die Maßnahmen so gestaltet, dass das jederzeit auf der Anlage vorhandene Personal dazu ausreichend ist.

Der 3. Netzanschluss ist bereits ausgeführt und muss nicht erst im Anforderungsfall hergestellt werden.

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

Dieser Anlagenzustand wird bislang postuliert für eine Dauer von 2 h unter anderem aufgrund der vertraglich vereinbarten Wiederversorgung über das Versorgungsnetz. Dieses wurde bereits gemäß RSK Bericht dargestellt und überprüft.

Verfahrenstechnisch stehen in dieser Phase neben der Leittechnik diejenigen aktiven Komponenten noch zur Verfügung, die über Batterie gepufferte unterbrechungsfreie Schienen versorgt werden. Dies sind im Wesentlichen Armaturen aus dem Bereich der primärseitigen und sekundärseitigen Ventilstationen und aus dem Bereich der Systemabgrenzungen und der Gebäude- und Lüftungsabschlüsse.

Damit ist in dem Zeitraum nach Beginn des Zustandes die Nachwärmeabfuhr gesichert. Die entsprechenden Vorgehensweisen sind in den Notfallhandbüchern hinterlegt. (siehe Kapitel 5.1.3.2)

Damit ist in dem Zeitraum nach Beginn des Zustandes die Nachwärmeabfuhr gesichert. Die entsprechenden Vorgehensweisen sind in den Notfallhandbüchern hinterlegt. (siehe Kapitel 5.1.3.2) Mit diesen in den Notfallhandbüchern beschriebenen Vorgehensweisen ist eine Drehstromversorgung nicht zwangsläufig eine Voraussetzung zur Sicherstellung der Kernkühlung.

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

Aufgrund der bestehenden Auslegung der Anlage durch eine gestaffelte Energieversorgung (Kapitel 5.1) und mehrfach redundante Notstrom- (NSDA1) und Notspeisenotstromdiesel (NSDA2) besteht ein angemessener Schutz gegen den Verlust der Stromversorgung.

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

Alle vorgenannten Maßnahmen sind präventiver Art, d. h. sie dienen dem Erhalt der Brennstoffintegrität, der Primärkreisintegrität und der ausreichenden Nachwärmeabfuhr. Im Falle einer nicht verfügbaren oder misslungenen präventiven Maßnahme stehen mitigative Maßnahmen zur Verfügung, die der weiteren Schadensbegrenzung dienen – siehe „Management schwerer Unfälle“.

Darüber hinaus sind auf Basis der vorgenannten Gesamtheit der Maßnahmen zur Sicherstellung eines dauerhaften NSDA-Betriebes, ergänzender Bereitstellung und Vorhaltung von Geräten bei postuliertem Ausfall aller NSDA, vorgesehener Notfallmaßnahmen zur dauerhaften Nachwärmeabfuhr und der Absicherung der Mobilität und des Transportes bei erschwerten Anlagenbedingungen keine Anlagenzustände erkennbar, aus denen sich weitere zusätzliche Gegenmaßnahmen ableiten lassen.

Es bestehen jedoch Überlegungen zum Einsatz von zusätzlichen mobilen Diesellagregaten, die ein Nachladen von Batterien ermöglichen. Die Überlegungen zu Konzepten und den anzulegenden Rahmenbedingungen werden unter Berücksichtigung des neuen Atomgesetzes derzeit neu überdacht.

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

Die in der Anlage zur Verfügung stehenden Wärmesenken (zunächst ohne die Möglichkeiten der primär- bzw. sekundärseitigen Druckentlastung) werden über das Haupt-

oder Nebenkühlwassersystem gekühlt. Während das Hauptkühlwasser der Kühlung der Hauptwärmesenke (sekundärseitig über die Kondensatoren) dient, wird die über die Zwischenkühlsysteme aufgenommene Wärme des Primärkreislaufes und des Brennelement-Lagerbeckens an das Nebenkühlwasser abgegeben.

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

Das gesamte Kühlwasser wird der Elbe durch die im Kühlwasser-Entnahmbauwerk vorhandenen Eintrittsöffnungen für das Haupt- und Nebenkühlwasser entnommen. Räumlich voneinander getrennt angeordnet sind die Eintrittsöffnungen für das Nebenkühlwasser (Unterkante bei – 6,00 m NN). In Abhängigkeit von dem zu erwartenden mittleren Tidenhochwasser (MThw, ca. 1,50 m NN) und dem zu erwartenden mittleren Tidenniedrigwasser (MTnw, ca. – 1,2 m NN) ist eine ausreichende Wasserversorgung sichergestellt. Das Kühlwasser fließt vom Entnahmbauwerk über die Zulaufkanäle in die Kühlwasserpumpenbauwerke. Hinter den Wärmetauschern münden die einzelnen Kühlwasserrückläufe in das Kraftschlussbecken, von wo das Kühlwasser über den Rücklaufkanal und das Rückgabebauwerk zurück in die Elbe geleitet wird. Da die für den Betrieb der Nebenkühlwasserpumpen erforderliche Flusswassermenge relativ gering gegenüber den Gebäudedimensionen und Öffnungsquerschnitten der Kühlwasserbauwerke ist und da die Entnahmestellen räumlich mit einem Abstand von 80 m getrennt sind, ist selbst bei Schäden am Entnahmbauwerk ein unzulässiges Versperren auszuschließen.

Bei einem Verschließen von Einlauföffnungen im Entnahmbauwerk wäre über die Querverbindung zwischen den Vorkammern der gesicherten Nebenkühlwasserpumpen und dem Querkanal vor den Hauptkühlwasserpumpen eine ausreichende Nebenkühlwasserversorgung jedoch auch gewährleistet. Darüber hinaus sind weitere Maßnahmen, wie das Öffnen von Querverbindungen oder das Herstellen des Kurzschlusses zwischen Kraftschlussbecken im Kühlwasserrücklauf zum Kühlwasservorlauf festgelegt.

Das Nebenkühlwassersystem für gesicherte Zwischenkühlsysteme ist als Teil der sicherheitstechnisch wichtigen Not- und Nachkühlkette analog dem nuklearen Not- und Nachkühlsystem und dem nuklearen Zwischenkühlsystem viersträngig aufgebaut.

Speziell die innerhalb der Nachkühlkette sicherheitstechnisch wichtigen Bereiche des Nebenkühlwassersystems für gesicherte Zwischenkühlsysteme sind in zwei Redundanzen mit den dort installierten Notnebenkühlwasserpumpen gegen Einwirkungen von außen (EVA) ausgelegt. Somit wird auch nach einem EVA-Ereignis weiterhin eine Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis und/oder dem Brennelement-Lagerbecken gewährleistet.

Die elektrisch angetriebenen Komponenten werden alle durch das Normalnetz und die für Störfälle notwendigen Komponenten bei Bedarf über das Notstromnetz (NSDA1-Netz) mit Antriebsenergie versorgt.

Im Falle des Ausfalls von Komponenten der notstromgesicherten Nachkühlkette besteht die Möglichkeit, die hierfür vorgesehenen zwei Stränge der Notnachkühlkette zu betreiben. Die Komponenten der Notnachkühlkette werden durch das Notspeisenotstromnetz NSDA2-Netz versorgt und sind ebenfalls gegen EVA gesichert.

Die Notnachkühlketten sind systemtechnisch in zwei Strängen der Nachkühlketten integriert, wobei für den Einsatz bei äußeren Einwirkungen jeweils, entsprechend der zum Einsatzzeitpunkt bereits abgeklungenen Nachzerfallswärme, leistungskleinere Pumpen vorgesehen sind (Beckenkühlpumpe, Notzwischenkühlpumpe, Notnebenkühlwasserpumpe), die von den Notspeisegeneratoren mit elektrischer Energie versorgt werden können.

Einwirkungen von außen, die eine Unterwasserdruckwelle zur Folge haben können, können unabhängig von Anlagenzustand vor Ereigniseintritt die gesicherten Neben- und Notnebenkühlwasserpumpen des gesicherten Nebenkühlwassersystems außer Funktion setzen. In diesem Fall übernehmen die Reservewasserpumpen die Kühlwasserversorgung eines Not-Nebenkühlwasserstranges, womit die Wärmeabfuhr aus dem nuklearen Zwischenkühlsystem sichergestellt wird. Die Reservewasserpumpen sind bautechnisch getrennt in dem gleichen Gebäude angeordnet und zu der Notnebenkühlwasserpumpe diversitär. Die Reservewasserpumpen werden über das NSDA2-Netz versorgt.

Im Folgenden sind die Maßnahmen aufgeführt, die bei Beeinträchtigungen bezüglich des Nebenkühlwassersystems zu ergreifen sind, um die Wärmesenke sicherzustellen:

- Bei Ausfall Kühlwassereinlauf  
Kurzschlussbetrieb zwischen Kühlwasservor- und -rücklauf zur Sicherstellung der Nebenkühlwasserversorgung (Festlegung im BHB)
- Bei Ausfall Kühlwasserrücklauf  
Herstellung eines Notablaufes zur Inbetriebnahme der Notnachkühlketten (Festlegung im NHB)
- Bei Ausfall der gesicherten Nebenkühlwasserversorgung durch eine Unterwasserdruckwelle  
Inbetriebnahme einer Notnachkühlkette mit dem Reservewassersystem (Festlegung im BHB)

## **5.2.2 Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers**

### **5.2.2.1 Verfügbarkeit einer alternativen Wärmesenke**

#### Ereigniseintritt bei Leistungsbetrieb

Die sekundärseitigen Wärmeabfuhrkapazitäten entsprechen denen der Anlagenauslegung zugrunde liegenden und die Dauer der Wärmeabfuhr ist abhängig vom Wasservorrat, der jederzeit ergänzt werden kann. Die sekundärseitige Wärmeabfuhr erfolgt bei Ausfall des Nebenkühlwassers mit gleichzeitigem Ausfall des Hauptkühlwassers über die FD-Abblasestation. Dabei wird zunächst die Wärme durch Naturumlauf im Reaktorkühlkreislauf über die Dampferzeuger und dann über Dach abgeführt. Als erste Maßnahme kommt das Notspeisesystem mit seinen Deionatbecken zum Einsatz. Erst nach 10 Stunden sind Maßnahmen zur langfristigen Wärmeabfuhr notwendig. Ereignis- und Schutzziel-BHB-Maßnahmen werden zeitnah durchgeführt. Sofern diese nicht wirksam/möglich sind, erfolgt der Übergang ins NHB. Nach Ausfall des Notspeisesystems sind Notfallmaßnahmen zu ergreifen, wie das sekundärseitige Druckentlasten und Bespeisen.

Die DE-Bespeisung kann bei Druckabsenkung passiv aus dem Speisewasserleitungssystem oder bei weiterer Druckentlastung mit dem Speisewasserbehälter-Inventar er-

folgen. Die genannten Bespeisungen können aber auch über mobile Pumpen bewerkstelligt werden. Das nötige Deionat kann aus dem Deionatversorgungssystem, dem Trinkwasserversorgungssystem oder dem Feuerlöschsystem angesaugt werden.

Hinsichtlich der sekundärseitigen Wärmeabfuhr gibt es somit keine Einschränkungen durch den Ausfall des Nebenkühlwassers.

Als Back-up-Maßnahme zur Notfallprozedur „Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen“ gibt es schließlich das „Primärseitige Druckentlasten und Bespeisen“. Nach der Druckabnahme infolge des gezielten Öffnens der Druckhalterventile wird für eine Weile über die vierfach redundanten Sicherheitseinspeisepumpen bzw. anschließend die entsprechenden Nachkühlpumpen der Primärkreislauf bespeist. Die Bespeisung erfolgt aus den Flutbecken. Bei einem Druckniveau von etwa 25 bar speisen die passiven Druckspeicher ein. Zur weiteren Wärmeabfuhr folgt der Sumpfbetrieb.

Im Bereich der Beckenkühlung ist bei Ausfall des Nebenkühlwassers langfristig wichtig, dass die Nachzerfallsleistung über Verdampfungskühlung abgeführt wird. Damit ist zur langfristigen Sicherstellung der Wärmeabfuhr die Ergänzung der Verdampfungsverluste erforderlich.

#### Ereigniseintritt bei Nichtleistungsbetrieb

- Geschlossener Primärkreis

Bei geschlossenem Primärkreis ist auch bei Betrieb des Nachkühlsystems immer noch mindestens ein Dampferzeuger bespeisbar und abblasebereit. Damit gelten für die Kernkühlung dieselben Aussagen wie bei Leistungsbetrieb vor Ereigniseintritt.

Wird nur das Aufheizen des primärseitigen Kühlmittels und des DE-Inventars und Verdampfung des Kühlmittels bis zur Kernfreilegung betrachtet, ergibt sich eine Karenzzeit von 2 h bevor Maßnahmen erforderlich werden.

Die Zeit bis zur notwendigen Durchführung von Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der BE-Beckenkühlung kann variieren; sie ist abhängig von der Nachzerfallsleistung im BE-Becken, welche mit zunehmender Zeit im Nichtleistungsbetrieb abnimmt.

- Offener Primärkreis

Bei offenem Primärkreis ist die Zeit zur Durchführung von Maßnahmen abhängig vom Füllungsgrad des Reaktorraumes. Bei vollständiger Füllung stehen bis zum Notwendigwerden von schutzzielgerichteten Maßnahmen mehr als 30 h zur Verfügung.

- RDB geschlossen; RDB-Deckel nicht mehr verspannt (3/4-Loop-Betrieb)

In diesem Zustand kann sich kein wesentlicher Überdruck mehr im RDB aufbauen, so dass die Wärmeabfuhr über den DE nicht möglich ist. Damit wird zunächst die Nachzerfallsleistung über Verdampfungskühlung über den sich öffnenden RDB-Deckelspalt abgeführt. Bis der Füllstand die Kernoberkante erreicht hat, verdampfen ca. 30 m<sup>3</sup> Kühlmittel (Dauer ca. 1 h). Nach dieser Zeit kann eine Nachspeisung von Borwasser mit Nachkühl- oder Beckenkühlpumpen erfolgen. Für die kurze Zeit des Nachspeisens ist keine Funktion des Nebenkühlwassersystems erforderlich, weil die geringe Abwärme der Pumpen vom Zwischenkühlsystem aufgenommen werden kann. Mit dem Vorrat aller Flutbecken ist eine langfristige Nachspeisung möglich.

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

Maßnahmen zur Wiederherstellung vitaler Funktionen werden zeitnah ereignis- bzw. Schutzzielorientiert durchgeführt. Die Karenzzeit zur Durchführung von ggf. erforderlichen Notfallmaßnahmen ist im Notfallhandbuch vorgegeben und ist zur Verhinderung von Kern- bzw. BE-Schäden abdeckend. In Abhängigkeit vom Anlagenzustand vor Ereigniseintritt steht mehr Zeit bis zum Erreichen von Kriterien bzw. erforderliches Wirksamwerden von Maßnahmen zur Verfügung



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

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

Entsprechend den obigen Ausführungen sind keine externen Mittel notwendig, d. h. zur langfristigen Gewährleistung einer Wärmesenke sind alle notwendigen Systeme und Komponenten vor Ort. Auch für die Durchführung von Notfallmaßnahmen sind die erforderlichen Mittel bereits am Standort.

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

Maßnahmen zur Wiederherstellung vitaler Funktionen werden zeitnah ereignis- bzw. schutzzielorientiert durchgeführt. Die Karenzzeit zur Durchführung von ggf. erforderlichen Notfallmaßnahmen ist im Notfallhandbuch vorgegeben und ist zur Verhinderung von Kern- bzw. BE-Schäden abdeckend. In Abhängigkeit vom Anlagenzustand vor Ereigniseintritt steht mehr Zeit bis zum Erreichen von Kriterien bzw. erforderliches Wirksamwerden von Maßnahmen zur Verfügung.

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

Gemäß den Ausführungen in den vorhergehenden Kapiteln weist die Anlage ein breites Spektrum an Maßnahmen zur Gewährleistung der Abfuhr der Nachzerfallsleistung auf.

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

Entsprechend der Schlussfolgerung in Kap. 5.2.4 sind keine weiteren Maßnahmen erforderlich.

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

Unter Station Blackout wird gemäß TECDOC-332 der IAEA die Nichtverfügbarkeit der Eigenbedarfsversorgung und aller Notstromdiesel (NSDA1) verstanden.

Da unter dieser Randbedingung in KBR noch die Notspeisenotstromdiesel (NSDA2-Netz) sowie die 3. Netzeinspeisung zur Verfügung stehen, entspricht die Sicherstellung der Kühlwasserversorgung den unter 5.2 genannten Verfahren.

An dieser Stelle soll auch auf die Möglichkeit der Zuschaltung der 3. Netzeinspeisung im Falle der Nichtverfügbarkeit der Notspeisenotstromversorgung hingewiesen werden. Würden sowohl die Nichtverfügbarkeit der NSDA2-Notstromversorgung als auch der 3. Netzeinspeisung unterstellt, so stünden die Notfallmaßnahmen sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDE, NHB) und bei dessen Versagen primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (PDE, NHB) zur Verfügung.

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

Die infolge der TECDOC-Definition zu treffende Maßnahme zur Herstellung einer Wärmesenke ist, wie bereits erwähnt, die Inbetriebnahme der Notspeisenotstromdiesel (NSDA2-Netz) des Notspeisesystems, welches vierfach redundant aufgebaut ist. Die dieses System beinhaltenden Gebäude und Kanäle sind gegen Einwirkungen von außen ausgelegt. Bei einem Ereignis während des Leistungsbetriebs kann daher die Anlage in den Zustand unterkritisch heiß gefahren und die Nachwärmeabfuhr autark für 10 Stunden gewährleistet werden. Hierfür sind nur zwei Redundanzen notwendig. Es wird aus der jeweiligen Redundanz das Deionat aus den Deionatbecken in die Dampferzeuger eingespeist und die geregelte Frischdampfabgabe über die zugehörige FD-Abblaseregelstation gewährleistet.

In der Betriebsphase Nichtleistungsbetrieb stellt das Notspeisenotstromnetz die notwendige elektrische Energie zum Betrieb der Nachkühlkette bereit.

Der Betrieb der automatisch gestarteten Notspeisenotstromdiesel ist ohne Handmaßnahme für mindestens 24 Stunden gewährleistet. Situationsbedingt könnten durch

Umpumpen nicht genutzter Dieselmotorkraftstoffvorräte ungenutzte Ressourcen verfügbar gemacht werden.

#### Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen

Bei vollständigem Ausfall aller betrieblichen und sicherheitstechnisch wichtigen Systeme zur Dampferzeugerbespeisung, sollen die sekundärseitig ausgedampften, aber noch unter Druck stehenden Dampferzeuger im Druck entlastet werden, so dass eine passive DE-Bespeisung aus dem Speisewasserleitungssystem einsetzt. Wie in Kapitel 5.2 (Verlust der Wärmesenke) beschrieben, kann die DE-Bespeisung, sobald die Druckentlastung der Dampferzeuger erfolgt ist, mit dem Inventar der Speisewasserleitungen, des Speisewasserbehälters oder einer Feuerlöschpumpe erfolgen. Das nötige Deionat kann aus dem Deionatversorgungssystem, dem Trinkwasserversorgungssystem oder dem Feuerlöschsystem angesaugt werden. Die Maßnahmen im Frischdampfsystem zur DE-Druckentlastung und Aufladung des Speisewasserbehälters bei ausgefallener Eigenbedarfs- und Notstromversorgung NSDA1-Netz (Station Blackout) sind prinzipiell identisch zu denen bei vorhandener Energieversorgung. Es kommt jedoch noch das Umschalten der Notfallschienen auf die Umformerschienen hinzu, um die Stromversorgung der benötigten Armaturen durch batteriegepufferte Schienen sicherzustellen.

Die wirksame Abfuhr der Nachzerfallsleistung ist abhängig vom Erfolg der einzelnen Maßnahmen.

- DE-Druckentlastung gelingt, aber Speisewasserbehälter und mobile Pumpe sind nicht verfügbar: Bei der Bespeisung mit dem Inhalt der Speisewasserleitungen werden die Einleitungskriterien für das primärseitige Druckentlasten ca. 80 Minuten verzögert.
- DE-Druckentlastung gelingt, Bespeisung aus dem Speisewasserbehälter ist möglich: Bei der Bespeisung aus dem Speisewasserbehälter ist die Abfuhr der Nachzerfallsleistung, abhängig vom Anfangswasserstand im Speisewasserbehälter, für mindestens 2 Stunden gesichert.

- DE-Druckentlastung gelingt, Bespeisung mit der mobilen Pumpe ist möglich: Die Bespeisung mit der mobilen Pumpe kann alternativ oder parallel zur Bespeisung aus dem Speisewasserbehälter erfolgen. Bei der Bespeisung mit der mobilen Pumpe und der Wärmeabfuhr über mindestens ein Frischdampfableitregelventil ist die Abfuhr der Nachzerfallsleistung langfristig sichergestellt. Der Inhalt eines Notspeisebeckens reicht für mindestens 4 Stunden zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung.

#### Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen

Sind keine aktiven Kühlsysteme vorhanden infolge der Nichtverfügbarkeit der Eigenbedarfsversorgung, des Notstromnetzes NSDA1-Netz und zusätzlich auch des Notstromnetzes NSDA2- Netz, und wird darüber hinaus auch die sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung nicht wirksam, dann stehen alle Druckspeicher zur Verfügung, da bei nicht vorhandenem NSDA2- Netz die Absperrung der kaltseitigen Druckspeicher nicht wirksam werden kann. Die Druckspeicher alleine können zwar die Kernaufheizung um mehr als 100 Minuten verzögern, in diesem Fall kann aber die Zeit genutzt werden, um die Zuschaltung der 3. Netzeinspeisung oder die Zuschaltung der EB-Schienen zu erreichen und die aktiven Kühlsysteme zur Kernkühlung in Betrieb zu nehmen.

Die Karenzzeit für die Durchführung der primärseitigen Druckentlastung und Bespeisung nach postuliertem Ausfall der gesamten Drehstromversorgung beträgt ab Anstehen der Erkennungskriterien bis zum Erreichen des Grenzwertes für die Brennelement-Austrittstemperatur mehr als 85 Minuten.

Insgesamt ist bezüglich der oben beschriebenen Maßnahmen zu schlussfolgern, dass auch im Falle eines Station Blackout die Nachwärmeabfuhr beherrscht wird.

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

Die Durchführbarkeit der Maßnahmen ist immer abhängig vom Anlagenzustand vor Ereigniseintritt sowie vom Schadensumfang nach Ereigniseintritt. Abhängig vom Anlagenzustand und den verletzten Schutzzielen werden Maßnahmen schutzzielorientiert

ausgewählt und unter Berücksichtigung der vorliegenden Randbedingungen (einschließlich der radiologischen) eingeleitet (s. o.)

Um den Ausfall der gesamten Drehstromversorgung zu kompensieren, besteht die Möglichkeit der Zuschaltung der 3. Netzeinspeisung um die elektrische Versorgung von Notstromverbrauchern wiederherzustellen.

Im Rahmen der Notfallmaßnahme „Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen“ ist eine mobile Pumpe saug- und druckseitig mit den Rohrdurchführungen am Notspeisegebäude zu verbinden. Längerfristig ist hierfür, wie auch bereits bei einem längeren Betrieb der Notspeisediesel, für eine ausreichende Menge Kraftstoff durch externe Anlieferung zu sorgen. Die Maßnahmen zur Beschaffung, Anlieferung und Anschluss von Betriebsstoffen sind generell ein Routinevorgang, der im BHB bzw. in den Ausführungsanweisungen des BOHB ausreichend geregelt ist. Für diese Vorgänge werden in Abhängigkeit möglicher Zerstörungen der Infrastruktur situations- und zeitabhängig Maßnahmen zur Sicherstellung des Notstrombetriebes ergriffen.

### **5.3.3 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers mit Station Blackout**

Auslegungsgemäß wird der Station Blackout durch die Notspeisenotstromdiesel beherrscht. Die darüber hinaus beschriebenen Optionen sowohl des sekundärseitigen oder primärseitigen Druckentlastens und Bespeisens, oder auch der zuvor zu ergreifenden Möglichkeiten wie der Einsatz der 3. Netzeinspeisung, die alle dem Ziel der Nachwärmeabfuhr dienen, zeigen das hohe Maß der technischen Absicherung zur Gewährleistung des Schutzziels hinsichtlich der Wärmeabfuhr.

Dementsprechend sind zurzeit weder Maßnahmen beantragt noch umgesetzt.

## **6 Management schwerer Unfälle**

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

Die anlageninterne Notfallschutzplanung des Kernkraftwerkes Brokdorf (KBR) hat das Ziel, im Fall auslegungsüberschreitender Ereignisse (Restrisikobereich) durch gezielte Maßnahmen auf die Beherrschung des Ereignisses hinzuwirken, um schwere Kernschäden zu verhindern oder deren Folgen für die Anlage und die Umgebung zu reduzieren und zu begrenzen.

Auslegungsstörfälle werden durch Sicherheitseinrichtungen beherrscht, die automatisch durch das Begrenzungs- und Reaktorschutzsystem aktiviert werden. Diese Maßnahmen sind ereignis- und zustandsorientiert in den einschlägigen Kapiteln des Betriebshandbuches (BHB) beschrieben. Für den Fall, dass die im BHB der schutzzielorientierten Störfallbehandlung ausgewiesenen Maßnahmen zur Störfallbeherrschung nicht ausreichen, werden anlageninterne Notfallmaßnahmen eingesetzt.

Für auslegungsüberschreitende Ereignisse sind anlageninterne Notfallmaßnahmen untersucht und festgelegt worden, die der entsprechenden Sicherheitsebene zuzuordnen sind. Durch die 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 (vgl. Ergebnisprotokoll der 230. RSK-Sitzung am 16.03.1988).

Die Notfallmaßnahmen im KBR sollen in ihrer Anwendung ausgefallene oder nichtverfügbare Sicherheitseinrichtungen ersetzen oder die Aufrechterhaltung von Rückhaltefunktionen hinsichtlich des Aktivitätsinventars anstreben. Mit ihrer Durchführung wird das Einhalten bzw. Erreichen der gegebenen Schutzziele angestrebt, die sich aus dem Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen ergeben.

Der anlageninterne Notfallschutz umfasst i. A. Notfallmaßnahmen zur Verhinderung von Kernschäden (präventive Maßnahmen) sowie Notfallmaßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen von Kernschäden (mitigative Maßnahmen). Durch die Notfallmaßnahmen wird die Anlage stabilisiert oder präventiv zur Beherrschung der Auswirkungen in einen günstigeren Zustand überführt. Die Anlagenparameter werden in die zulässigen Bereiche zurückgeführt oder die Auswirkungen verletzter Schutzziele werden auf ein äußerst geringes Maß begrenzt.

#### **6.1.1 Notfallschutzorganisation des Genehmigungsinhabers**

Für die Beherrschung von nuklearen oder radiologischen Notfällen verfügt KBR über die erforderliche Organisationsstruktur und hält die notwendigen technischen, organisatorischen und personellen Ressourcen vor.

KBR sorgt für die notwendige Ausbildung des Personals sowie die für den Erwerb und den Erhalt der Kenntnisse und Fähigkeiten notwendigen Übungen.

Außerhalb der Anlage ist KBR verpflichtet, bei einem Ereignis mit radioaktiven Freisetzungen im Nahbereich um die Anlage, in den drei höchstbetroffenen Sektoren ( 10 km – Kreis) sowie in der ganzen Zentralzone (2 km Kreis) Messungen und Probenahmen durchzuführen und die Ergebnisse an die Behörde weiterzuleiten. Zu den organisatorischen Voraussetzungen gehört ein betrieblicher Krisenstab, der neben dem Einsatzleiter und dem Assistenten des Einsatzleiters mindestens Mitglieder für die Funktionen Betrieb, M-Technik, E-Technik und Strahlenschutz enthält. Der Krisenstab wird von weiterem Einsatzpersonal aus der Betriebsmannschaft unterstützt und ist innerhalb einer Stunde (Krisenstab) bzw. zwei Stunden (Einsatzeinheiten) nach Alarmierung einsatzbereit ist.

Der betriebliche Krisenstab wird von extern unterstützt durch den Unternehmenskrisenstab (UKS) der Zentrale, den Herstellerkrisenstab AREVA, externe Dienstleister wie dem Kerntechnischen Hilfsdienst sowie durch vertraglich vereinbarte Hilfeleistung der benachbarten Kernkraftwerke untereinander.

Alarmierungspläne und Übergang auf die Notfallorganisation sind im BHB festgelegt. Die Notfallorganisation selbst und einzelne zu ergreifende technische Maßnahmen zur

Beherrschung auslegungsüberschreitender Störfälle werden in einer separaten Unterlage, dem Notfallhandbuch (NHB), beschrieben.

Ein betreiberübergreifender Erfahrungsaustausch erfolgt in VGB-Arbeitskreisen.

#### **6.1.1.1 Personal und Schichtorganisation im Normalbetrieb**

Im Normalbetrieb wird die Besetzung und Organisation durch die Warten- und Schichtordnung geregelt. Hier ist für den Leistungs- wie auch für den Nichtleistungsbetrieb eine Mindestbesetzung sowohl für die Schicht, als auch für die Warte festgelegt. Ferner ist durch diese Betriebsordnung geregelt, dass die Mindestbesetzung eine Ausnahme und nicht die Regel darstellt, in der Regel ist die Schicht also stärker besetzt.

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

Die Notfallschutzplanung für das KBR beinhaltet u. a. die Bildung von Organisationseinheiten und die Vorhaltung technischer Einrichtungen, die eine effektive Koordination der anlageninternen Notfallmaßnahmen, die Information der Öffentlichkeit und die Unterstützung der Behörden bei der Entscheidung über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung gewährleisten.

Bei einem Notfall im KBR gilt die Notfallorganisation. Sie besteht aus dem Krisenstab und den Einsatzeinheiten. Die Notfallorganisation, Arbeitsunterlagen sowie anlagentechnische Notfallmaßnahmen (Notfallprozeduren) sind im NHB beschrieben. Die Bildung der KBR-Notfallorganisation erfolgt bei Erreichen der Kriterien für die Empfehlung externer Alarme gemäß BHB.

Die verschiedenen Positionen der Notfallorganisation werden mit dem Betriebspersonal des KBR besetzt.

Über ein automatisches Alarmierungsverfahren ist die Besetzung sämtlicher Funktionen der Notfallorganisation vorgesehen. Das erforderliche Personal der Einsatzeinheiten wird aufgabenbezogen alarmiert bzw. kann situationsabhängig nachalarmiert wer-



den. Hierzu gehören radiologische Erwägungen genauso wie die Frage einer Ablösung nach ca. 12 Stunden, um die dauerhafte Besetzung der einzelnen Positionen im Krisenstab und Einsatzeinheiten abzusichern. Es wird unterschieden zwischen den Alarmierungslisten 1 und 2 jeweils für die Alarmierung während und außerhalb der Regelarbeitszeit.

Zusätzlich besteht ein Bereitschaftssystem für wesentliche Funktionsträger der Notfallorganisation. Liste 1 beinhaltet Mitglieder des Krisenstabs, Leiter der Einsatzeinheiten sowie weitere Funktionsträger der Notfallorganisation in ausreichender Stärke (auch für Nachalarmierungen und Ablösung). Liste 2 beinhaltet Personal der Einsatzeinheiten und Schichtpersonal in ausreichender Stärke (s. o.).

Sofern die Situation vom Bereitschaftshabenden selbst erkannt wird, kommt dieser unaufgefordert zum Kraftwerk. Darüber hinaus sind für den Technischen Leiter, der Betriebsbereitschaft, dem Strahlenschutzbeauftragten, dem Objektsicherungsbeauftragten Betriebsfunkempfänger zugeordnet. Diese gewährleisten eine Alarmierung auch bei einem großflächigen Stromausfall. Für andere Alarmierungsketten steht ein motorisierter Melder zur Verfügung.

#### **6.1.1.3 Maßnahmen für optimalen Personaleinsatz**

Mit Erfüllung der RSK- Empfehlung „Anforderungen an die Bestimmung der Mindestschichtbesetzung in Kernkraftwerken zur Gewährleistung einer sicheren Betriebsführung“, deren Mindestanforderungen in der Warten- und Schichtordnung abgebildet sind, ist eine ausreichende personelle Besetzung auch bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4 gegeben.

Mögliche personelle Engpässe können ggf. durch eine angepasste Personal- und Schichtplanung aufgefangen werden. In begrenztem Umfang ist auch Schichtpersonal aus anderen Anlagen einsetzbar.

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

Im Bedarfsfall können von anderen EKK-Standorten sowie von Lieferanten weitere Einsatzkräfte und Equipment zur Unterstützung herangezogen werden.

Des Weiteren können für Aufgaben der Umgebungsüberwachung die Kernkraftwerke Brunsbüttel und Krümmel sowie die Kerntechnische Hilfsdienst GmbH angefordert werden.

Eine fachliche Beratung kann durch die Krisenstäbe der AREVA und der E.ON-Zentrale erfolgen.

Das Kernkraftwerk KBR hat Unterstützungsverträge mit:

- Kernkraftwerk Brunsbüttel
- Kernkraftwerk Stade
- Kernkraftwerk Krümmel
- Anlagenhersteller AREVA (Herstellerkrisenstab)
- Kerntechnische Hilfsdienst GmbH (Unterstützung in der Umgebungsüberwachung und mit technischem Equipment, wie z. B. mobile Einsatzzentrale einschließlich diverser Kommunikationseinrichtungen, diverse Transport-LKW und Logistikaufleger, mobile Stromerzeuger, diverse kabel- bzw. funkgesteuerte Inspektions- und Manipulatorfahrzeuge einschließlich funkgesteuertem Hydraulikbagger, Plasmaschneidemodule, Beleuchtungsmodule, diverse Strahlenmessfahrzeuge mit diverser Strahlenmesstechnik, diverse Dekontaminationseinrichtungen, diverse Großzelte).

Als Ausweichstelle stehen im Kernkraftwerk Brunsbüttel Räumlichkeiten in 10 km Entfernung inkl. Ausstattung für die Notfallorganisation zur Verfügung. Kurzfristige Hilfsmöglichkeiten sind in dem im Auftrag des BMU von der GRS betreuten Katalog „Hilfsmöglichkeiten bei kerntechnischen Unfällen“, zu dessen Zugriff das KBR über das Internet zugelassen ist, enthalten.

#### **6.1.1.5 Verfahren, Ausbildung und Übungen**

Eine ausreichende Qualifikation und gezielte Ausbildung der vorgesehenen Mitglieder des Krisenstabes und der Leiter der Einsatzeinheiten im Hinblick auf fachliche Qualifikation und übergreifende notfallspezifische Kenntnisse werden anhand des NHB sowie in Notfallübungen sichergestellt. Dabei ist das Personal der Einsatzeinheiten angemessen berücksichtigt.

Mindestens einmal jährlich wird eine behördlich geforderte betriebsinterne Notfallübung durchgeführt. Bei diesen unangekündigten Übungen, die durch den Sachverständigen der Aufsichtsbehörde geplant und durchgeführt wird, werden Szenarien zugrunde gelegt, die das Verhalten der Anlage bei Notfällen angemessen berücksichtigen. Bei diesen Übungen werden die organisatorischen, personellen und technischen Maßnahmen und Vorkehrungen auf ihre Funktionsfähigkeit überprüft.

Die aus den Übungen gewonnenen Erkenntnisse und Erfahrungen werden im Rahmen des Aufsichtsverfahrens gezielt in die Notfallunterlagen und das Schulungsprogramm zeitnah eingearbeitet.

#### **6.1.2 Nutzung vorhandener Ausrüstung**

Bei Erreichen der Einleitungskriterien für die Notfallprozeduren kommen diese vorrangig zum Einsatz, um Kernschädigungen zu verhindern.

Mit Ausnahme der Notfallmaßnahme zur Sekundärseitigen DE-Bespeisung (SDE) ist keine zusätzliche Ausrüstung erforderlich, da sämtliche andere Notfallmaßnahmen mit den vorhandenen, installierten Systemen durchführbar sind.

Die vorhandenen Ausrüstungen dienen:

- der Deionateinspeisung in das Brennelementbecken bzw. den Sumpf des Reaktorsicherheitsbehälters,
- der primärseitigen Druckentlastung und Bespeisung,

- der sekundärseitigen Druckentlastung und Bespeisung,
- der Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters und
- dem Zuschalten des 3. Netzes.

Die kurzfristige Einspeisemöglichkeit im Notspeisegebäude ist auch bei Hochwasser gegeben. Durch Barrieren kann der Hochwasserschutz auf einem Niveau über der nach KTA geforderten Höhe des 10.000 jährlichen Hochwassers, gewährleistet werden.

#### **6.1.2.1 Nutzung externer mobiler Geräte**

Mobile Feuerlöschpumpen und Schlauchverbindungen sind mehrfach an unterschiedlichen Lagerorten vorhanden.

Alternativ zu den vorhandenen Pumpen können handelsübliche Feuerlöschpumpen, z. B. von Feuerwehren oder dem Katastrophenschutz verwendet werden. Diese sind je nach Zugangsmöglichkeit zur Anlage zeitnah verfügbar.

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

Die Maßnahmen zur Beschaffung, Anlieferung und Anschluss von Betriebsstoffen sind ein Routinevorgang, der im Betriebshandbuch bzw. in den Ausführungsanweisungen des Betrieblichen Organisationshandbuchs (BOHB) geregelt ist.

Für diese Vorgänge werden in Abhängigkeit möglicher Zerstörungen der Infrastruktur situations- und zeitabhängig von der Notfallorganisation Maßnahmen zur Sicherstellung des Notstrombetriebes ergriffen. Detaillierte Angaben können daher nur bei Unterstellung konkreter Szenarien gemacht werden.

Für die ggf. erforderliche Reparatur einzelner Dieselaggregate sind Reserveteile für wichtige Komponenten auf der Anlage verfügbar. Sofern Reserveteile nicht am Standort verfügbar sind, können diese vom Hersteller beschafft werden. Hierfür und zur Mo-

bilisierung von Technikern und Monteuren des Herstellers der Notstrom- und Notspeisediesel bestehen vertraglich abgesicherte Rufbereitschaften.

Angefordertes Eigenpersonal ist aufgrund ausreichender räumlicher Nähe kurzfristig auf der Anlage verfügbar. Im Falle eingeschränkter Zugänglichkeit können diese Personen durch Krisenhilfskräfte (Technisches Hilfswerk (THW), Kerntechnischer Hilfszug (KHG), Bundeswehr, etc.) unterstützt werden.

Mit der zuständigen Katastrophenschutzbehörde sind entsprechende Vorgehensweisen abgestimmt.

#### Randbedingungen:

Für die Anlieferung von Ersatzteilen, Hilfs- und Betriebsstoffen sowie für die Anreise von Personal (Eigen- und Fremdpersonal) muss die Zufahrt zum Kraftwerksstandort gegeben sein. Der Standort ist aus verschiedenen Richtungen und über zwei Zufahrten über Land erreichbar. Ein Zugang über den Wasserweg über den vorhandenen Schiffsanleger ist ebenfalls möglich. Eine alternative Anlieferung/Anreise per Hubschrauber/Boot ist möglich. Ein Hubschrauberlandeplatz ist vorhanden.

#### **6.1.2.3 Management des Strahlenschutzes**

In der Notfallorganisation werden Verfahren und Hilfsmittel für eine systematische Lageanalyse und -darstellung sowie zur Maßnahmenentwicklung, -umsetzung und -verfolgung eingesetzt. Dazu gehören:

- Checklisten zur Aufnahme und zur Analyse des aktuellen Anlagenzustands
- Verfahren/Hilfsmittel zur Analyse und Darstellung des prognostizierten radiologischen Anlagenzustandes und der daraus folgenden wahrscheinlichen Quellterme
- Verfahren/Hilfsmittel zur systematischen Ermittlung bestehender Handlungsoptionen, Abwägung der sich jeweils ergebenden Risiken und daraus resultierender Maßnahmenentscheidungen sowie der Maßnahmenverfolgung,
- Checklisten zur Aufnahme und Analyse radiologischer Daten, die innerhalb und außerhalb der Anlage erhoben werden

- Verfahren/Hilfsmittel zur Ermittlung und Beurteilung der radiologischen Auswirkungen des Ereignisablaufs.

Die Dosisleistung in den Einsatzräumen der Notfallorganisation und in der Warte wird selbst bei der Annahme einer Kernschmelze in einem Bereich von  $< 10 \mu\text{Sv/h}$  sein.

Das Konzept des KBR zur Strahlenexposition des Personals ist im NHB beschrieben:

- a) Exposition bis 20 mSv: Unter Zugrundelegung einer Dosisleistung in den Arbeitsräumen von ca.  $100 \mu\text{Sv/h}$  ist eine Arbeitszeit von einem Monat im Einschichtbetrieb möglich.
- b) Exposition bis 250 mSv: Eine Strahlenexposition ist auf Basis der Freiwilligkeit möglich. Unter Zugrundelegung einer Dosisleistung in den Arbeitsräumen von ca.  $1 \text{ mSv/h}$  ist eine Arbeitszeit von einem Monat im Einschichtbetrieb möglich.

Als Ausbreitungsrechenprogramm kommt eine Software zum Einsatz, die auch von Behörde und Gutachter genutzt wird.

Eine wesentliche Grundlage für die Erarbeitung der radiologischen Lage stellt das Messprogramm Störfall/Unfall gemäß REI dar. Eine über die Anforderungen der REI hinausgehende Umgebungsüberwachung wird im Einzelfall entschieden. Dies hängt von den jeweiligen Randbedingungen auf der Anlage ab. Die REI stellt die führende Unterlage dar, da diese explizit die Umgebungsüberwachung im Störfall regelt.

Bei einer Aktivitätsfreisetzung wird diese entweder über die Kamininstrumentierung oder bei bodennaher Freisetzung durch die ODL-Messsonden am Kraftwerkszaun festgestellt. In jedem der zwölf Sektoren sowie in den beiden Messhäusern befindet sich eine Messsonde.

Umgebungsmessungen werden durch kraftwerkseigene Messtrupps durchgeführt. Hierfür steht im KBR ein Messwagen mit den notwendigen Mess- und Analyseeinrichtungen zur Verfügung.

Für das eingesetzte Personal in den Messfahrzeugen ist eine Umkehrdosis festgelegt.

Das Umgebungsüberwachungskonzept mit konkreten Anweisungen zur Durchführung von Messmaßnahmen ist im BHB beschrieben.

Bei Bedarf können Messtrupps der KHG oder benachbarter Kernkraftwerke eingesetzt werden, deren Koordination durch die Einsatzleitung Strahlenschutz/Umgebungsüberwachung im KBR erfolgt.

Die Messstrategie für die Umgebungsüberwachung ist mit den übrigen Institutionen der Umgebungsüberwachung abgestimmt.

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

Für die Kommunikation stehen sowohl Telefone (normale Netzanbindung), Notfalltelefone (Anbindung an ein anderes Ortsnetz), Mobiltelefone, Satellitentelefone, Betriebsfunk, Faxgeräte sowie das behördliche KFÜ (Kernreaktorfernüberwachung) zur Verfügung.

Die Lageübermittlung erfolgt per Fax, für Rückfragen steht der KatSL eine Standleitung zur Verfügung.

Die Telekommunikationsverbindungen sind entsprechend der „TKSiV“ gesichert.

Die Kommunikationseinrichtungen sind an die unterbrechungsfreie Stromversorgung angeschlossen.

Die Ausweichstelle des KBR ist das Kernkraftwerk Brunsbüttel. Dort stehen vergleichbare Kommunikationseinrichtungen wie im KBR zur Verfügung.

Zur reibungslosen Planung, Abstimmung und Durchführung von Maßnahmen im Notfall ist die enge Zusammenarbeit zwischen dem KBR und den externen Stellen eine wesentliche Voraussetzung. Als externe Stellen werden u. a. verstanden:

- Behörden, die mit Katastrophenschutz bzw. atomrechtlicher Aufsicht befasst sind sowie ihnen nahestehende Dienststellen und Organisationen
- Genehmigungsinhaber und die vom KBR eingeschalteten Firmen und Organisationen

- Öffentlichkeit und Informationsmedien.

Die Kooperations- und Kommunikationsbeziehungen sind im NHB beschrieben.

Zurzeit erfolgt die Kommunikation an die Katastrophenschutzbehörde per Fax. Eine elektronische Lageübermittlung (Lageberichte) wird seitens der oberen Katastrophenschutzbehörde vorbereitet.

Zusätzlich können Prozessanlagenbilder an AREVA (Herstellerkrisenstab) sowie an den Unternehmenskrisenstab in der EKK Zentrale online übermittelt werden.

Die Pflicht zur Information der Öffentlichkeit hat gemäß Landeskatastrophenschutzgesetz des Bundeslandes Schleswig-Holstein die Katastrophenschutzbehörde.

Die ergänzende Information der Öffentlichkeit durch das KBR wird durch die EKK-Zentrale in Hannover sichergestellt. Diese gibt Presseerklärungen heraus.

Das KBR liefert die benötigten Daten und Informationen an den Unternehmenskrisenstab in der EKK-Zentrale. Für die Abstimmung der Presseerklärung mit der Katastrophenschutzleitung (KatSL) gibt es ein abgestimmtes Verfahren.

Für die Erstmeldung wird ein vorbereitetes Formblatt verwendet.

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

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

Im Kernkraftwerk Brokdorf sind Geräte verfügbar, mit denen ggf. nach Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz, Schneemassen, Trümmer) wieder Zugang zu Gebäuden geschaffen werden kann. Folgende Gerätschaften stehen für einen Einsatz nach EVA zur Verfügung:



- Zugmaschine mit Funktionsanbauten
- Gabelstapler, Tieflader, Plattenwagen und Hubsteiger
- mobile Stromgeneratoren
- Lastkraftwagen mit Ladekran, Kleintransporter, Personenkraftwagen und Arbeitsboote.

Die Gerätschaften werden entsprechend den zutreffenden gesetzlichen und internen Vorschriften regelmäßig auf Eignung und Funktionsfähigkeit geprüft.

Technische Hilfeleistungen im kleineren Umfang sind mit den Gerätschaften der Werkfeuerwehr des KBR möglich. Diese sind auf dem Gerätewagen Logistik verlastet. Vorhanden sind u. a. Hebekissen.

Weitere Gerätschaften für technische Hilfeleistung werden über die integrierte Regionalleitstelle von der externen Feuerwehr abgefordert. Darüber hinausgehende Anforderungen werden gleichfalls über den vorgenannten Meldeweg über das Technische Hilfswerk (THW) angefordert.

Über die Kerntechnische Hilfsdienst GmbH (KHG) wird die Unterstützung mit notfallspezifischem Equipment (technische Ausrüstungsgegenstände wie z.B. mobile Einsatzzentrale einschließlich diverser Kommunikationseinrichtungen, diverse Transport-LKW und Logistikaufleger, mobile Stromerzeuger, diverse kabel- bzw. funkgesteuerte Inspektions- und Manipulatorfahrzeuge einschließlich funkgesteuertem Hydraulikbagger, Plasmaschneidemodule, Beleuchtungsmodule, diverse Strahlenmessfahrzeuge mit diverser Strahlenmesstechnik, diverse Dekontaminationseinrichtungen, diverse Großzelte) sichergestellt.

Folgende Gerätschaften mit Bedienpersonal sind über vertragliche Regelungen abrufbar:

- Radlader und Mobilbagger
- Krandienste (Schwerlastkrane)
- Schlepperdienste (seegängige Schleppertypen, bei jeder Windstärke einsetzbar).

Zusätzlich besteht die Möglichkeit der Anforderung schwerer Räum- und Bergungsgeschäften von diversen Baufirmen/Krandidiensten aus der näheren Umgebung. Eine Spezialunterstützung durch Taucher kann jederzeit angefordert werden.

Betriebshandbuch und Notfallhandbuch beinhalten sämtliche im EVA-Fall erforderlichen Regelungen und Informationen für die Zusammenarbeit mit externen Organisationen, wie z. B.:

- Kerntechnische Hilfsdienst GmbH (KHG)
- AREVA
- Zulieferfirmen wie Armaturen- und Pumpenhersteller
- andere Kernkraftwerke.

#### **6.1.3.2 Verlust von Kommunikationseinrichtungen oder -systemen**

Nach Ausfall aller Telefon-, Fax- und E-mail- Einrichtungen kann das KBR per Satellitentelefon die Katastrophenschutzleitung (KatSL) erreichen. Diese wird auf Anforderung vom KBR Rundfunkdurchsagen veranlassen, die Hinweise für KBR-Mitarbeiter enthalten. Die Hinweise können sich zum Beispiel auf das Sammeln der Mitarbeiter an einem bestimmten Sammelpunkt zu einer bestimmten Uhrzeit beziehen. Die KatSL organisiert den Transport der Mitarbeiter zum Kernkraftwerk. Das KBR stellt der KatSL 2 Satellitentelefone zur Verfügung.

Darüber hinaus hat das KBR die Möglichkeit per Betriebsfunkempfänger (batteriegepuffert) zwölf fest ausgewählte Mitarbeiter anzufunkeln. Das Ansprechen des Funkempfängers signalisiert dem KBR-Mitarbeiter, dass er sich unverzüglich auf die Anlage begeben soll.

Der batteriegepufferte Betriebsfunksender befindet sich auf dem KBR-Gelände.

Außerdem steht eine für ca. acht Stunden schwarzfallfeste Telefonverbindung von der Warte zur Netzleitstelle zur Verfügung.

Des Weiteren besteht die Möglichkeit, Mitarbeiter des Objektsicherungsdienstes als motorisierte Melder einzusetzen.

Neben den vorstehend genannten Möglichkeiten, können die Behörden wie Feuerwehr, technische Hilfswerke und Polizei auch mit BOS- Funk im 2m und 4m Band kontaktiert werden. Entsprechende Geräte sind unter anderem als Handfunkgeräte der Werkfeuerwehr sowie stationär im Stahlschutzmess- und Feuerwehrfahrzeug sowie auf der Kraftwerkswarte vorhanden. Diese Geräte sind entweder notstromversorgt oder werden mit Akkus respektive Batterien betrieben.

### **6.1.3.3 Erschwerende radiologische Randbedingungen**

Eine Beeinflussung durch erhöhte Dosisleistung der Einsatzräume kann unterstellt werden, wenn die Einsatzräume aufgrund der Ausbreitungsrichtung unterhalb einer Abluftfahne liegen.

Bei einer Anlagenstörung mit verbundener Freisetzung von radioaktiven Stoffen ist die Dosisleistung in den Einsatzräumen der Notfallorganisation u. a. mittels mobiler Strahlungsmessgeräte vom Strahlenschutz zu ermitteln und vom Strahlenschutzbeauftragten zu bewerten.

Die Wartenbereiche können bei Erfordernis zur Vermeidung von Inkorporationen an die Wartenfilterung angeschlossen werden.

Für die Aufenthaltsbereiche werden vom Strahlenschutz die tatsächlichen Aktivitätskonzentrationswerte in der Atemluft mittels mobiler Probenahme fortlaufend ermittelt und vom Strahlenschutzbeauftragten bewertet. Grundlage der Bewertung ist die Strahlenschutzverordnung, insbesondere die §§ 55 und 59 in Verbindung mit dem Minimierungsgebot des § 6 StrlSchV. Sollte im Rahmen der Bewertung festgestellt werden, dass die Einsatzräume der Notfallorganisation aus Dosisgründen nicht mehr zur Verfügung stehen, ist die dafür vorgesehene Ausweichstelle im Kernkraftwerk Brunsbüttel zu nutzen bzw. als Ersatz für die Kraftwerkswarte die Notsteuerstelle zu besetzen.

Die Dosisleistung in den Einsatzräumen der Notfallorganisation und in der Warte wird selbst bei der Annahme einer Kernschmelze in einem Bereich kleiner 10 µSv/h sein.

Ein im Notfallhandbuch beschriebenes Stufenkonzept für „Maßnahmen bei hoher Dosis“ auf dem Betriebsgelände schließt das gesamte auf der Anlage befindliche Eigen-

und Fremdpersonal ein, unabhängig von deren Zuordnung zu nicht bzw. zu beruflich strahlenexponiertem Personal ( $> 1$  mSv bzw.  $> 20$  mSv) nach StrlSchV (siehe auch Punkt: Management von radioaktiven Freisetzungen, Vorkehrung zu deren Begrenzung, Management der Einsatzdosis von Betriebspersonal und deren Begrenzung).

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

Je nach unterstelltem Szenario ist das Auftreten bzw. Vorhandensein von brennbaren und giftigen Gasen sowie von Rauchgasen durch Brände möglich. Zur Detektion steht eine Gaswarnanlage zur Verfügung. Der Lüftungsabschluß wird bei Erreichen von Grenzwerten automatisch ausgelöst.

Weiterhin ist es auch möglich, den Lüftungsgebäudeabschluss manuell auszulösen. Die lüftungstechnische Abfuhr der Verlustwärme erfolgt für die Zeit der Gaswarnmeldung durch Umluftbetrieb.

Für nicht naturbedingte Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, Wrackteile) muss unterstellt werden, dass sowohl Kraftwerkswarte als auch angrenzende Räume der Notfallschutzorganisation nicht mehr uneingeschränkt zur Verfügung stehen. In diesen Fällen werden erforderliche Schalthandlungen von der Notsteuerstelle durchgeführt.

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

Das Kernkraftwerk Brokdorf verfügt über eine Ausweichstelle, welche im Kernkraftwerk Brunsbüttel, besteht. Aufgrund der geografischen Entfernung kann davon ausgegangen werden, dass die Notfallschutzorganisation auch im Falle von Bränden oder von radiologischen Einwirkungen am Kraftwerksstandort ihre Arbeit von dieser Ausweichstelle aufnehmen oder weiterführen kann.

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

Das in Deutschland etablierte Konzept für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sieht keine ereignisspezifischen Notfallmaßnahmen vor. Schutzzielorientierte Maßnahmen bzw. Notfallmaßnahmen werden über eigens definierte – in der Regel gestaffelte – Parameter jeweils mit Verletzung dieser Parameter vorbereitet bzw. durchgeführt.

Die Voraussetzungen für die Durchführung der Notfallmaßnahmen (z. B. systemtechnische Voraussetzungen/Personal/Zeitbedarf/Karenzzeiten) sind in den entsprechenden Kapiteln des Notfallhandbuches detailliert beschrieben.

Im Notfallhandbuch der Anlage KBR sind die einzuleitenden Maßnahmen so beschrieben, dass bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen situationsgerecht ein flexibles Handeln des gesamten Einsatzpersonals ermöglicht wird.

Eine Aufstellung, ob die Durchführbarkeit und Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen (Personal, Hilfsmittel, Infrastruktur) auch unter Berücksichtigung von ungünstigen Ereignisüberlagerungen gegeben ist und welche Zeiten dafür zur Verfügung stehen, liegt aufgrund der Vielzahl von möglichen Ereignisüberlagerungen nicht vor.

Ohne Ereignisablaufanalyse und nur nach dem Postulat „Versagen einer Vorsorge-maßnahme“ ist keine Aussage über explizit vorgesehene Notfallmaßnahmen möglich.

Notfalleinrichtungen sind so ausgelegt, dass ausreichend Karenzzeit vorhanden ist, um Maßnahmen zur Wiederherstellung vitaler Funktionen auch ohne kurzfristige Unterstützung von außen wiederherzustellen oder es sind alternative Reserven vorhanden, so dass rechtzeitig externe Unterstützung herangeholt werden kann.

Grundsätzlich kann davon ausgegangen werden, dass Einrichtungen in hochwasser- und erdbebengeschützten Gebäuden die Anforderungen erfüllen (z. B. Simulationen in Leittechnikschränken, Handbetätigungen in der Warte/Notsteuerstelle). Da für weitere Notfalleinrichtungen auch betriebliche Komponenten mit Aufstellung in ungeschützten

Bereichen genutzt werden, kann aufgrund deren Auslegung eine Anwendung bzw. Wirksamkeit nur situationsabhängig belegt werden.

Aufgrund ausreichender Vorbereitungszeit auf die Folgen auslösender Ereignisse insbesondere Hochwasser (siehe Auslegungsmerkmale) ist es jedoch möglich, bestimmte Maßnahmen vorzubereiten und erforderliche Hilfsmittel betroffener Notfallmaßnahmen kurzfristig zur Verfügung zu stellen. Zusätzlich wird die Eintrittswahrscheinlichkeit zur Erfordernis von Notfallmaßnahmen durch das vorsorgliche bzw. ereignisabhängige Abfahren der Anlage noch weiter reduziert.

#### **6.1.3.7 Unverfügbarkeit der Stromversorgung**

Hinsichtlich der Durchführbarkeit wird unterschieden zwischen dem vollständigen Ausfall der Spannungsversorgung und der Durchführbarkeit bei verfügbaren Notstromdieseln. Alle wesentlichen Notfallmaßnahmen sind bei verfügbaren Notstromdieseln durchführbar. Die Notfallmaßnahmen sekundärseitiges bleed & feed (SDE) sowie die Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters und das Zuschalten der 3. Netzeinspeisung sind auch im Fall Verlust der externen Versorgung und Ausfall der NSDA1 und NSDA2 durchführbar.

Die Durchführbarkeit setzt teilweise Handbetätigungen von Armaturen voraus.

#### **6.1.3.8 Potenzial für den Ausfall von Instrumentierungen**

Die Instrumentierungen für diese Randbedingungen sind unter dem Oberbegriff „Störfallinstrumentierung“ zusammengefasst. Anforderungen an Einrichtungen der Störfallinstrumentierung sind in der KTA 3502 „Störfallinstrumentierung“ festgelegt. Die kraftwerksspezifischen Festlegungen sind in der Genehmigungsunterlage „Störfallklassifizierungsmatrix von Komponenten und Messungen der Maschinen-, E- und Leittechnik im Reaktorgebäude“ aufgeführt.

In der KTA 3502 ist u. a. explizit festgelegt welche Messdaten (auch radiologische Messdaten) auf der Warte und der Notsteuerstelle darzustellen sind. Die Anforderungen der KTA 3502 sind in KBR umgesetzt. Darüber hinaus sind die Anforderungen an

die radiologische Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre in der KTA 1508 „Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre“ festgeschrieben und im KBR umgesetzt. Ebenso sind die Anforderungen aus der KTA 1503 „Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe“ insbesondere im Teil 2: „Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen“ festgeschrieben und im KBR umgesetzt.

Alle hier angesprochenen Messungen sind batteriegepuffert und stehen somit auch nach Ausfall der Netzversorgung für den projektierten Zeitraum uneingeschränkt zur Verfügung.

Dieser Sachverhalt wurde u. a. ausführlich vor dem Hintergrund der Weiterleitungsnachricht 2006/07 (Nichtzuschalten von zwei Notstromdieseln nach Ausfall der 400-kV-Netzanbindung“ im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark, Block 1, am 25.07.2006) im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren im KBR behandelt. Hinsichtlich der Verfügbarkeit von relevanten Messdaten nach zwischenzeitlichem Verlust von Spannungen oder Hilfsmedien, ist in der KTA 1503 „Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe“ klar geregelt, dass nach einer Stromunterbrechung alle Strahlungs- und Aktivitätsüberwachungssysteme einschließlich der peripheren Geräte selbsttätig wieder anlaufen müssen. Bei den übrigen Geräten der Störfallinstrumentierung ist der selbsttätige Anlauf nach einer Stromunterbrechung aufgrund der im KBR eingesetzten Gerätetechnik sichergestellt. Hilfsmedien sind im KBR nicht erforderlich.

Radiologische Messdaten können ebenfalls mit Hilfe von vorhandenen mobilen Strahlenschutzgeräten (z. B. Dosisleistungsmessgeräte, Probensammler mit nachfolgender radiologischer Auswertung) erhalten werden. Aus Verhältnissen von z. B. Dosisleistungsmessungen bzw. von Nuklid-/Isotopenverhältnissen können Rückschlüsse auf den Anlagenstatus gezogen werden.

Ergänzend wurden im KBR zusätzlich Systeme zum Einsatz bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen im Rahmen des atomrechtlichen Aufsichtsverfahrens installiert und funktionell umgesetzt. Hierbei handelt es sich im Speziellen um die Systeme, die je-

weils dadurch gekennzeichnet sind, dass sie für die entsprechenden Randbedingungen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen dimensioniert sind:

#### System zur gefilterten Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters

Das System stellt gemäß der Empfehlung der RSK sicher, dass bei einem auslegungsüberschreitenden Unfall der Druckanstieg im Reaktorsicherheitsbehälter auf den Prüfdruck begrenzt und in ca. 2 Tagen auf etwa den halben Prüfdruck abgesenkt werden kann. Die Überwachung der während des Druckentlastungsvorganges abgegebenen radioaktiven Stoffe wird mit einer Gamma-Dosisleistungsmessstelle, einem Aerosol- und Jodmonitor sowie einem Aerosol-/Jodsammler (Beweissicherungsfilter) sichergestellt.

Die Gamma-Dosisleistungsmessstelle dient der Erfassung der Edelgas-Aktivitätsabgabe. Die Gesamtabgabe der Aerosole und Jodverbindungen wird mittels eines Sammlers bestimmt. Die Probenahme erfolgt aus der Fortluft am Ende der Venturidüse in der Fortluftkammer, wo sich auch ein Probenahmereinheit der betrieblichen Aktivitätsüberwachung befindet. Die Monitore und der Probensammler werden durch ein Bypass-Leitungssystem mit Messmedium versorgt.

Die Instrumentierung steht nach Wiederkehr der Versorgungsspannung uneingeschränkt zur Verfügung.

#### Probenahmesystem aus dem Reaktorsicherheitsbehälter nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen

Das System ist aufgebaut mit einer eigenen Instrumentierung und alle zugehörigen Komponenten arbeiten als autarkes System zusammen. Auch dieses System steht nach Wiederkehr der Stromversorgung uneingeschränkt zur Verfügung.

### **6.1.3.9      Potenzielle Auswirkungen durch Nachbarblock**

Das Kernkraftwerk Brokdorf ist eine Einzelblockanlage.



#### **6.1.4 Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Organisation für das Notfallmanagement**

Der Bedarf für einzelne Notfallmaßnahmen im Anforderungsfall sowie deren Durchführbarkeit und Wirksamkeit hängen im starken Maße von den äußeren Randbedingungen des jeweiligen Unfallablaufes ab.

Die Voraussetzungen für die Durchführung der Notfallmaßnahmen (z. B. systemtechnische Voraussetzungen/Personal/Zeitbedarf/Karenzzeiten) sind in den entsprechenden Kapiteln des Notfallhandbuchs für das KBR detailliert beschrieben.

Die im Notfallhandbuch beschriebenen anlagentechnischen Notfallmaßnahmen sind in Zielsetzung und Aufbau schutzzielorientiert.

Die Notfalleinrichtungen sind so ausgelegt (siehe auch Empfehlung der RSK: 218. Sitzung am 17.12.1986; 222. Sitzung am 24.06.1987), dass ausreichend Karenzzeit vorhanden ist, um Maßnahmen zur Wiederherstellung vitaler Funktionen auch ohne kurzfristige Unterstützung von außen umzusetzen oder es sind alternative Reserven vorhanden, so dass rechtzeitig externe Unterstützung sichergestellt werden kann.

Im Notfallhandbuch des KBR sind die einzuleitenden Maßnahmen so beschrieben, dass bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen situationsgerecht ein flexibles Handeln des gesamten Einsatzpersonals ermöglicht wird.

Auf dieser Grundlage sind entsprechende Anweisungen erarbeitet worden, mit dem Ziel, dass diese Maßnahmen zur Verhinderung bzw. zur Eindämmung möglicher Folgen aus sehr unwahrscheinlichen Unfällen beitragen. Dadurch wird das Restrisiko einer Kernschmelze mit einhergehender, nicht ausreichender Aktivitätsrückhaltung weiter vermindert (siehe auch Empfehlung der RSK: 218. Sitzung am 17.12.1986; 222. Sitzung am 24.06.1987).

Folglich unterscheiden sich die anlagentechnischen Notfallmaßnahmen (Notfallhandbuch, Sicherheitsebene 4) von denen, die zur Störfallbeherrschung (BHB, Sicherheitsebene 3) zwingend erforderlich sind, in der Verbindlichkeit der Anwendung sowie in den Auslegungsrandbedingungen (siehe RSK/S-2444/4 vom 17.05.1989).

Für den Notfallschutz in Kernkraftwerken sind neben den BMI/BMU-Empfehlungen zur Planung von Notfallmaßnahmen durch Betreiber die Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission von Bedeutung. Die BMI/BMU-Empfehlungen wurden bereits bei der Erstellung des Notfallschutzkonzeptes für das KBR zugrunde gelegt und vollständig umgesetzt (BANz Nr. 58 vom 05.03.1993 - Empfehlung der RSK „Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz“ Ergebnis der 273. RSK-Sitzung am 06.12.1992).

#### **6.1.5 Maßnahmen zur Verbesserung der Wirksamkeit des Notfallmanagements**

Wie vorstehend ausgeführt, handelt es sich bei Notfallmaßnahmen um ein schutzzielorientiertes Vorgehen, d. h. diese Maßnahmen sind explizit keinem Ereignis zuzuordnen. Demnach haben Maßnahmen, die nach Eintritt eines Kernschadens in Abhängigkeit von der eingetretenen Lage eingeleitet werden, ein weites Spektrum von Ereignisabläufen abzudecken. Bei der Entscheidungsfindung zur Durchführung einer Maßnahme ist stets der Nutzen gegen die möglichen nachteiligen Auswirkungen abzuwägen.

Aus diesen Gründen hat die EKK im September 2010 für alle deutschen EKK-betriebsgeführten Anlagen mit AREVA ein SAMG-Konzept (Severe Accident Management Guidelines) erstellt und die Erstellung von spezifischen SAMGs, die in einem „Handbuch für mitigative Notfallmaßnahmen“ (HMN) beschrieben werden sollen, für jede Anlage beauftragt. Hierbei dient das Kernkraftwerk Brokdorf als Pilot für alle DWR der EKK. Somit stehen die generischen Erkenntnisse den DWR-Anlagen bereits im 1. Quartal 2012 zur Verfügung. Dies gilt insbesondere für den von allen Anlagen genutzten AREVA-Krisenstab. Das HMN erweitert die bestehenden Betriebsvorschriften dahingehend, dass sie nicht allein auf die Verhinderung eines Kernschmelzunfalls ausgerichtet sind (präventive Maßnahmen), sondern implizit auch Prognosen über mögliche Schadensabläufe enthalten und Maßnahmen vorsehen, um die Folgen eines eingetretenen Kernschadens gezielt zu mildern (mitigative Maßnahmen).

Die Notfalleinrichtungen, die für Notfallmaßnahmen genutzt werden, unterliegen einem WKP-Konzept. In der Revision 2011 hat sich die zuständige Aufsichtsbehörde von der Wirksamkeit des Konzeptes überzeugt.

## **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**

Im Notfallhandbuch sind anlagentechnische Notfallmaßnahmen im Bereich der Sicherheitsebene 4 beschrieben, die der Verhinderung von Kernschäden bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen dienen. Diese Maßnahmen sind grundsätzlich personal- und hardwaretechnisch umsetzbar.

Die Maßnahmen sind den Schutzzielen des Kraftwerks zugeordnet.

#### **Primärseitiges Kühlmittelinventar**

Es sind Prozeduren beschrieben, die der Erhöhung des Kühlmittelinventars im Sumpf dienen sowie der Wiederherstellung des Wärmetransportes bei eventuellen Verunreinigungen der Sumpfsiebe.

#### **Primärseitiger Wärmetransport**

Das Notfallhandbuch beschreibt Prozeduren für das primärseitige Druckentlasten und Bespeisen sowie die Wärmeabfuhr.

#### **Sekundärseitige Wärmeabfuhr/Dampferzeugerbespeisung**

Die Prozeduren für das sekundärseitige Druckentlasten und Bespeisen werden hinsichtlich der Verfügbarkeit der elektrischen Energieversorgung unterschieden. Die Bespeisung erfolgt in allen denkbaren Fällen mit Hilfe einer motorgetriebenen Feuerlöschpumpe unter Nutzung der Deionatvorräte der Notspeisebecken. Zusätzlich besteht je nach Anlagenzustand die Möglichkeit, eine Druckaufladung des Speisewasserbehälters durchzuführen und damit dessen Inventar bzw. den Inhalt der Speisewasserleitungen für die Bespeisung zu nutzen.

Die Nutzung der Prozedur ist zeitlich unbeschränkt, nach Nutzung der im Notspeisegebäude vorhandenen Deionatvorräte kommt auch die Nutzung des Inhalts der betrieblichen Deionatbehälter oder von Elbwasser in Betracht.

## **Energieversorgung**

Das NHB beschreibt Prozeduren zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung.

### **Notsteuerstelle und Notspeisenotstromdiesel**

Zusätzlich zu den vier Notstromdieseln verfügt die Anlage über ein gebunkertes Notspeisegebäude mit weiteren vier Notspeisenotstromdieseln und einer Notsteuerstelle, von der die Anlage grundsätzlich in einen sicheren, abgeschalteten Zustand abgefahren und gehalten werden kann.

Darüber hinaus gibt es Notfallmaßnahmen, die unabhängig von Warte/Notsteuerstelle durchgeführt werden bzw. bei Nichtverfügbarkeit der Hauptwarte nicht mehr erforderlich sind.

### **Erweiterter Station Blackout**

Auch bei vollständigem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung, aller Notstromnetze sowie der Batterieversorgung können Maßnahmen wie sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen sowie das Venting durchgeführt werden.

Die oben angeführten Notfallmaßnahmen wurden jeweils so ausgelegt, dass sie unter den zu Grunde gelegten Randbedingungen durchführbar sind. Entsprechendes gilt für die Verfügbarkeit der erforderlichen Instrumentierung, die Zugänglichkeit von Räumbereichen und Reparaturmaßnahmen. Entsprechende Aussagen werden im Rahmen Ausführungen zu den einzelnen Maßnahmen und Anlagenteilen gegeben. (Erläuterungen zu möglichen Wasserstoffansammlungen werden in Abschn. 6.3.2 gegeben.)

Weitergehende Betrachtungen zu möglichen Verbesserungen bei präventiven und mitigativen Maßnahmen werden im Rahmen der zurzeit in Erstellung befindlichen SAMG untersucht.

### **Wiederinbetriebnahme eines zuvor ausgefallenen Systems als Notfallmaßnahme**

Grundsätzlich sehen die Vorgaben des Betriebshandbuchs sowie des Notfallhandbuchs vor, bei Ausfall von Sicherheitssystemen Maßnahmen zur Wiederinbetriebnahme zu ergreifen.

Die Entscheidung zur Wiederinbetriebnahme von zuvor ausgefallenen Systemen, insbesondere der Not- und Nachkühlsysteme, wird im Notfall vom Krisenstab getroffen. Auf der Basis des Betriebshandbuchs/ Notfallhandbuchs werden daher abhängig von den jeweiligen Randbedingungen (z. B. Anlagensituation, Schadensumfang, radiologische Lage, Ausfallart, zur Verfügung stehende Zeit) Maßnahmen zur Wiederinbetriebnahme festgelegt und umgesetzt. Priorität und Reihenfolge der Maßnahmen legt der Krisenstab fest.

### **6.2.2 Mitigative Maßnahmen nach Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter**

Im Prinzip können die oben angeführten Maßnahmen auch nach beginnendem Kernschaden fortgesetzt bzw. eingeleitet werden, um den Kernzerstörungsprozess erfolgreich zu beenden (vgl. TMI-Szenario, bei dem die verspätete Kühlung des teilzerstörten Kerns erfolgreich war). Hinsichtlich Cliff-Edge Effekten gelten die Ausführungen im Abschn. 6.2.1 analog für den Bereich der mitigativen Maßnahmen nach Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter.

### **6.2.3 Mitigative Maßnahmen nach Versagen des Reaktordruckbehälters**

Die weitergehenden vorhandenen Notfallmaßnahmen nach einem möglichen Versagen des Reaktordruckbehälters dienen der Einhaltung des Schutzzieles „Integritätserhalt des Reaktorsicherheitsbehälter (RSB)“. Nach einem Druckanstieg im RSB, der durch das Versagen der Kernkühlung verursacht wurde, gibt es Notfallprozeduren für eine Kühlung des RSB, um den Druckanstieg zu begrenzen/reduzieren:

Weitere Robustheitsreserven bzw. Maßnahmen werden in den Abschn. 6.3.2 und 6.3.3 behandelt.

Hinsichtlich Cliff-Edge Effekten gelten die Ausführungen im Abschn. 6.2.1 analog für den Bereich der mitigativen Maßnahmen nach Versagen des Reaktordruckbehälters.

### **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**

Das Notfallhandbuch sieht vor, bestimmte Notfallmaßnahmen zeitgleich einzuleiten. Es erfolgt aber in hinsichtlich des zeitlichen Ablaufs eine Priorisierung der Maßnahmen, entsprechend ihrer Erfolgswahrscheinlichkeit zur Verhinderung von Kernschäden.

##### **6.3.1.2        Vorkehrungen in der Betriebsführung**

Es besteht auch bei hohem Primärkreisdruck die Möglichkeit, aus dem Reaktorgebäudeumpf in den Reaktorkühlkreislauf einzuspeisen.

#### **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**

Bei der Festlegung von Maßnahmen zur Beherrschung des Wasserstoffs bei schweren Unfällen sind alle H<sub>2</sub>-Quellen zugrunde gelegt worden. Neben dem Radiolysewasserstoff wurden auch der bei Kenschädigungen entstehende Wasserstoff sowie die Gase, welche durch Schmelze-Beton-Wechselwirkungen entstehen, berücksichtigt. Auch bei konservativen Annahmen verbleiben Karenzzeiten von mehreren Tagen

Die Anlage verfügt über passive autokatalytische Rekombinatoren zum Abbau des Wasserstoffs durch Rekombination mit dem Sauerstoff der Reaktorsicherheitsbehälter-Atmosphäre. Die Auslegung bezüglich Anzahl und Verteilung der Rekombinatoren im

Reaktorsicherheitsbehälter wurde so ausgeführt, dass in allen Anlagen- und Betriebsräumen langfristig ein ausreichender Wasserstoffabbau erfolgt.

Aufgrund der Volumengröße sowie der Robustheit des Reaktorsicherheitsbehälters ist die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit des RSB durch Wasserstoffverbrennungen oder –explosionen sehr gering.

Wasserstoffansammlungen im Reaktorgebäude-Ringraum sind infolge der äußerst geringen (Auslegungs-) Leckage des RSB praktisch ausgeschlossen. Bei auslegungsge-  
mäßem Betrieb werden die Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter über die Ringraum-  
absaugung abgesaugt, eine Anreicherung ist daher sehr unwahrscheinlich. Auch bei  
nicht verfügbarer Ringraumabsaugung ist infolge des Naturzugs über den Kamin konti-  
nuierlich eine hohe Verdünnung des äußerst geringfügig aus dem Reaktorsicherheits-  
behälter kommenden Gases gegeben (die Leckage vom Hilfsanlagegebäude liegt um  
ca. zwei Größenordnungen über der vom Reaktorsicherheitsbehälter). Außerdem  
sammelt sich H<sub>2</sub> oben im Reaktorsicherheitsbehälter, wo es keine Durchdringungen  
gibt. Dies reduziert wiederum die Gefahr einer Wasserstoffansammlung im Ringraum.

Großräumige kritische Verbrennungsvorgänge im RSB sind durch die installierten pas-  
siven autokatalytischen Rekombinatoren (H<sub>2</sub>-Abbausystem) praktisch ausgeschlossen.

#### **6.3.2.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung**

Im Langzeitbereich kann im KBR über Probeentnahmesysteme und/oder Wasserstoff-  
messsysteme die Atmosphäre des Reaktorsicherheitsbehälters überwacht werden.  
Durch Beeinflussung der Reaktorsicherheitsbehälter-Atmosphäre kann die Brandge-  
fährdung auch außerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters durch Leckagen verhindert  
werden. Ferner können die betrieblichen Lüftungssysteme genutzt werden, um erhöhte  
Wasserstoffkonzentrationen in angrenzenden Gebäudeteilen über eine Durchmischung  
zu vermeiden oder über eine Lüftung den Wasserstoff nach außen abzuführen.

### **6.3.3 Vermeidung von Sicherheitsbehälterüberdruck**

#### **6.3.3.1 Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Hilfsmittel zur Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei erforderlicher Druckentlastung**

Die Anlage verfügt über ein System zur gefilterten Druckentlastung des RSB.

Das RSB-Druckentlastungssystem hat die Aufgabe, nach einer unterstellten Kernschmelze den Druckanstieg im Reaktorsicherheitsbehälter durch Abblasen des Dampf-Luft-Gemisches aus dem RSB über Filter in die Atmosphäre zu begrenzen und den RSB-Druck auf einen Druck deutlich unterhalb des RSB-Auslegungsdrucks abzusenken.

Die eingesetzten Filter haben sehr hohe Abscheidegrade für Jod und Aerosole.

Die beim Venting freigesetzte Aktivität wird über die Kamininstrumentierung erfasst. Zusätzlich wird die Immission durch die ODL-Messsonden am Kraftwerkszaun festgestellt. In jedem der zwölf Sektoren sowie in den beiden Messhäusern befindet sich eine Messsonde. Dadurch sind Rückschlüsse auf den Quellterm möglich.

#### **6.3.3.2 Betriebliche und organisatorische Vorkehrungen**

Die Räume im Hilfsanlagengebäude sind im Anforderungsfall begehbar. Damit können alle fernbetätigten Armaturen im Anforderungsfall auch von Hand geöffnet werden.

Als Handmaßnahmen für eine erste Inbetriebnahme der gefilterten Druckentlastung des RSB sind das Öffnen von Armaturen und das Inertisieren durchzuführen. Die Durchführbarkeit der Handmaßnahmen wurde in einer Begehbarkeitsstudie nachgewiesen.

Nach der ersten Inbetriebnahme ist ein längerfristiger Betrieb möglich, da keine weiteren Handmaßnahmen vor Ort und keine zusätzlichen Hilfsmedien erforderlich sind. Vo-



raussetzung für die Einstellung der Entlastungsmenge von der Warte aus ist die Verfügbarkeit der Stromversorgung.

Der erforderliche Personal- und Zeitbedarf und die erforderlichen Hilfsmittel sind im Notfallhandbuch beschrieben, ein wiederholter Betrieb des Systems ist möglich.

Aus radiologischer Sicht sind die Räume zur Inbetriebnahme des Venting-Systems begehbar bzw. können im Einzelfall freigegeben werden.

#### **6.3.4 Vermeidung von Rekritikalität**

##### **6.3.4.1 Anlagentechnische Vorkehrungen**

Die im Notfallhandbuch und in diesem Bericht Kapitel 6.2.1 beschriebenen Prozeduren und Maßnahmen sind zur Erreichung des Schutzziels Unterkritikalität so ausgeführt, dass mehr Bor mit dem Kühlmittel eingespeist wird als mindestens zur Sicherstellung der Unterkritikalität erforderlich ist. Darüber hinaus haben Untersuchungen gezeigt, dass eine Rekritikalität nach Schmelzen des Kerns nicht zu unterstellen ist.

##### **6.3.4.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung**

Das Notfallhandbuch beschreibt Prozeduren, um das Kühlmittelinventar im BE-Lagerbecken zu erhöhen. Die Unterkritikalität wird wesentlich durch den Borstahl der Absorberschächte im BE-Lagerbeckengestell sichergestellt. Sollte Verdampfung im Lagerbecken auftreten, kommt es zu einer sicherheitsgerichteten Aufkonzentration von Bor im BE-Lagerbecken.

### **6.3.5 Vermeidung des Durchschmelzens der Bodenplatte**

#### **6.3.5.1 Potenzielle Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption zur Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter**

Die Vorkehrungen zur Rückhaltung der Kernschmelze werden unter 6.2.2 mit behandelt.

#### **6.3.5.2 Potenzielle Vorkehrungen zur Kühlung der Kernschmelze im Sicherheitsbehälter nach Versagen des Reaktordruckbehälters**

In vielen möglichen Szenarien wird die Schmelze beim Kontakt mit dem Beton aufgrund des vorliegenden Unfallablaufs von Beginn an geflutet oder nach einer gewissen Zeit aufgrund des Erosionsfortschritts im Bereich des biologischen Schilds ein Wasserzutritt erfolgen. Damit ist es prinzipiell möglich, dass sich bei einer entsprechenden Ausbreitung der Schmelze eine kühlbare Konfiguration ergibt und die Schmelze-Beton-Wechselwirkung beendet oder zumindest erheblich verzögert wird.

Eine Ausbreitung der Schmelze aus dem Reaktorsicherheitsbehälter in den Reaktorgebäude-Ringraum ist bei Vorhandensein von Wasser im Reaktorsicherheitsbehälter-Sumpf laut PSA der Stufe 2 sehr unwahrscheinlich und wird nicht betrachtet.

Weitergehende Maßnahmen zur Wasserbedeckung werden im Rahmen der zusätzlich zu erstellenden SAMG betrachtet.

Selbst bei vollständiger Penetration des Fundaments sind aufgrund des langsamen Spaltprodukttransports mit dem Grundwasser auch lange nach dem Unfall noch Gegenmaßnahmen zur Beeinflussung der Grundwasserströmung möglich.

#### **6.3.5.3 Cliff-Edge Effekte innerhalb des Zeitraums zwischen Reaktorabschaltung und Kernschmelze**

Scharfe Kriterien für Cliff-Edge Effekte und Versagenszeiten (z. B. ein bestimmter Versagensdruck für den Reaktorsicherheitsbehälter) können aufgrund der konservati-

ven Anlagenauslegung und der verschiedenen möglichen Notfallmaßnahmen nicht festgelegt werden. Vielmehr gibt es für die einzelnen Anlagenteile und Maßnahmen Wahrscheinlichkeiten mit unterschiedlichen Bandbreiten für ein Versagen, welches dann jedoch nicht direkt in ein katastrophales Verhalten der Gesamtanlage münden muss.

### **6.3.6 Notwendigkeit von Versorgungsfunktionen zum Schutz der Integrität des Sicherheitsbehälters**

#### **6.3.6.1 Anlagentechnische Vorkehrungen**

Die Notwendigkeit von Versorgungsfunktionen zum Schutz der Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters ist im Abschnitt 6.2.1 beschrieben.

#### **6.3.6.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung**

Die im Kap. 6.1 dargestellte Notfallschutzorganisation legt abhängig vom Anlagenzustand die Durchführung der im Notfallhandbuch beschriebenen Maßnahmen fest. Darüber hinaus können von der Notfallschutzorganisation weitere, der Situation angemessene Maßnahmen veranlasst werden.

Weitergehende Betrachtungen zu möglichen Verbesserungen bei präventiven und mitigativen Maßnahmen werden im Rahmen der zurzeit in Erstellung befindlichen SAMG untersucht. Als Vorstufe zu den SAMG sieht KBR die im NHB aufgeführten ergänzenden Notfallprozeduren, deren Wirksamkeit insbesondere auf eine vereinfachte Kernkühlung und übergreifende Versorgungsfunktionen ausgerichtet sind.

### **6.3.7 Erforderliche Instrumentierung zum Schutz der Containmentintegrität**

Gemäß Notfallhandbuch ist eine Überwachung von Druck und Temperatur erforderlich und vorhanden, da diese das Einleitungskriterium für die erforderliche Notfallprozedur darstellen.

### **6.3.8      Notfallmanagement bei gleichzeitiger Kernschmelze in mehreren Blöcken am Standort**

Das Kernkraftwerk Brokdorf ist eine Einzelblockanlage.

### **6.3.9      Schlussfolgerungen zur Angemessenheit der Systeme und Komponenten für den Schutz des Sicherheitsbehälters**

Die oben angeführten Notfallmaßnahmen wurden jeweils so ausgelegt, dass sie unter den zu Grunde gelegten Randbedingungen durchführbar sind. Entsprechendes gilt für die Verfügbarkeit der erforderlichen Instrumentierung, die Zugänglichkeit von Räumbereichen und Reparaturmaßnahmen. Entsprechende Aussagen werden im Rahmen Ausführungen zu den einzelnen Maßnahmen und Anlagenteilen gegeben. (Erläuterungen zu möglichen Wasserstoffansammlungen werden in Abschnitt 6.3.2 gegeben.)

Weitergehende Betrachtungen zu möglichen Verbesserungen bei präventiven und mitigativen Maßnahmen werden im Rahmen der zurzeit in Erstellung befindlichen SAMG untersucht.

### **6.3.10     Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitsbehälterintegrität bei schweren Unfällen**

Aufgrund der robusten und konservativen Auslegung des Reaktorsicherheitsbehälters ist mit einem Integritätsverlust des Sicherheitseinschlusses erst deutlich (Größenordnung doppelter Auslegungsdruck) oberhalb des Reaktorsicherheitsbehälter-Auslegungsdrucks zu rechnen. Zusätzlich wird der Druckanstieg durch das große freie Volumen und die große Wärmekapazität der Strukturen und Komponenten innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters erheblich verzögert. Damit ergibt sich eine hohe Erfolgswahrscheinlichkeit für die Maßnahme der gefilterten Druckentlastung, die ein Versagen des Reaktorsicherheitsbehälters vermeidet. Dies wird durch die Ergebnisse der PSA der Stufe 2 belegt.

## **6.4      Notfallmaßnahmen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung**

### **6.4.1      Aktivitätsfreisetzung nach Verlust der Sicherheitsbehälterintegrität**

#### **6.4.1.1      Anlagentechnische Vorkehrungen**

Sollte der Reaktorsicherheitsbehälter trotzdem versagen, erfolgt eine Freisetzung in den Reaktorgebäude-Ringraum. Bei begrenzten Reaktorsicherheitsbehälter-Leckagen und intakter Ringraumabsaugung erfolgt eine gefilterte Freisetzung über den Kamin. Allerdings ist die Kapazität der Filter begrenzt. Eine zusätzliche Rückhaltung ist durch die Zuschaltung der Bedarfsfilteranlage gegeben. Je nach Szenario und Druckverlauf im Ringraum ist bei Ausfall der Filteranlage bzw. zu schnellem Druckanstieg eine Freisetzung über das Hilfsanlagengebäude möglich. Allerdings ist auch bei ausgefallener Absaugung eine begünstigte Freisetzung über den Naturzug zum Kamin zu erwarten. Im Allgemeinen ist hier mit erheblichen Ablagerungen im Primärkreislauf, im RSB, im Ringraum und im Hilfsanlagengebäude zu rechnen.

#### **6.4.1.2      Vorkehrungen der Betriebsführung**

Die Inbetriebnahme der Bedarfsfilteranlage ist ein betrieblicher Vorgang, der im BHB geregelt. Die Ringraumabsaugung wird beim Kühlmittelverluststörfall automatisch durch das Reaktorschutzsystem gestartet oder kann manuell in Betrieb genommen werden.

### **6.4.2      Notfallmaßnahmen nach Freilegung der Brennelementköpfe im Brennelementlagerbecken**

Die verfügbaren Notfall-Maßnahmen zur „BE-Beckenkühlung“ sind zusammenfassend im unten stehenden Abschnitt 6.4.2.3 dargestellt.

#### **6.4.2.1 Wasserstoffmanagement**

Die Ausführungen unter 6.3.2 gelten analog für den Eintritt von Schädigungen der Brennelemente im Lagerbecken.

#### **6.4.2.2 Sicherstellung einer ausreichenden Abschirmung**

Durch die Kühlmittelüberdeckung von ca. 8 m ist eine ausreichende Abschirmung der von den Brennelementen resultierenden Direktstrahlung gewährleistet. Bei Absinken des Füllstandes im BE-Becken, z. B. bei einsetzender Verdampfung, sind im Notfallhandbuch Maßnahmen beschrieben, um das fehlende Kühlmittel wieder zu ergänzen.

#### **6.4.2.3 Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung nach schweren Brennelementschäden im Brennelementlagerbecken**

Das BE-Lagerbecken befindet sich innerhalb des gegen hohe Drücke ausgelegten Reaktorsicherheitsbehälters und damit innerhalb des gegen EVA ausgelegten Reaktorgebäudes.

Im Kühlmittelverluststörfall bzw. bei Aktivitätsanstieg im Reaktorsicherheitsbehälter wird durch den Gebäudeabschluss des Reaktorsicherheitsbehälters eine Aktivitätsfreisetzung an die Umgebung verhindert. Die Notfallmaßnahmen sind identisch mit denen für die Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktorsicherheitsbehälter, siehe Ausführungen im Abschn. 6.2.

Die Unterkritikalität wird wesentlich durch den Borstahl der Absorberschächte im BE-Lagerbeckengestell sichergestellt. Bei einem Niveauabfall durch Verdampfen/Verdunstung kommt es zur Aufkonzentration der Borsäure im BE Lagerbecken, d. h. das Bor bleibt im BE-Lagerbecken erhalten. Die Unterkritikalität ist damit sichergestellt.

Sollte es trotz der vorgesehenen Maßnahmen und der erheblichen Karenzzeiten zu einer Schädigung der Brennelemente im BE-Becken kommen, ist eine Zugänglichkeit

des RSB aus heutiger Sicht bei einem massiven Wasserverlust und Schäden an den Hüllrohren der Brennelemente im BE-Becken nicht mehr gegeben.

#### **6.4.2.4 Instrumentierung zur Ermittlung des Brennelementzustandes und zur Beherrschung des Unfalls**

Im BE-Becken werden Temperatur und Füllstand überwacht. Durch diese Parameter können Rückschlüsse auf die Wirksamkeit der BE-Becken-Kühlung gezogen werden. Sofern es bereits zu einer andauernden Freilegung von Brennelementen gekommen ist, lassen sich über Dosisleistungsmessungen Abschätzungen zum Grad der BE-Schädigung treffen. Eine detaillierte Vorgehensweise wird zukünftig, wie bereits unter 6.1 erwähnt, in den noch zu Erstellenden SAMG's beschrieben.

#### **6.4.2.5 Verfügbarkeit und Nutzbarkeit der Hauptwarte**

Für den Fall einer erhöhten Aktivitätskonzentration in der Außenluft existiert die Notfallmaßnahme „Filterung der Wartenluft“. Ziel der Maßnahme ist die Gewährleistung eines langzeitigen Aufenthaltes auf der Warte und in den zugehörigen Nebenräumen ohne Benutzung von Atemschutzgeräten.

Mit Hilfe der Notfallmaßnahme ist es möglich, einen Aktivitätseintrag in den genannten Raumbereich durch eine gerichtete Strömung von innen nach außen zu verhindern. Sollte eine Nutzbarkeit der Hauptwarte nicht mehr gegeben sein, können die Systeme zur Kühlung des Brennelementlagerbeckens auch von der Notsteuerstelle aus bedient werden.

#### **6.4.3 Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Vorkehrungen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung**

Wie unter 6.3.10 beschrieben, kann aufgrund der hohen Robustheit des Reaktorsicherheitsbehälters ein Versagen als sehr unwahrscheinlich betrachtet werden. Im Falle eines Versagens erfolgt die Druckentlastung Richtung Ringraum, wo in begrenztem Maße eine Filterung zur Verfügung steht. Im Weiteren ist mit erheblichen Ablagerungen von Aktivität im Primärkreislauf und den einzelnen Raumbereichen zu rechnen.

Da sich das BE-Lagerbecken innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters befindet, gelten die vorstehend genannten Ausführungen analog für Schädigung der sich im BE-Lagerbecken befindlichen Brennelemente.

Die Nutzbarkeit der Hauptwarte kann durch Notfallmaßnahmen zur Filterung der Warmluft sichergestellt werden.