

Kernkraftwerk Unterweser



Abschlussbericht für den Europäischen Stresstest

Inhaltsverzeichnis

0	Zusammenfassung	14
0.1	Begriffsverständnis.....	16
0.1.1	Verständnis zu "Cliff-Edge Effekt"	16
0.1.2	Verständnis zu „Robustheit“	17
0.2	Auslegungsphilosophie deutscher Kernkraftwerke	20
0.2.1	Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Schutzziele	21
0.2.2	Sicherheitsebenen	22
0.2.3	Konsequenzen der Auslegungsphilosophie	24
0.2.4	Weiterentwicklungen in Deutschland	25
0.3	Kurzbeschreibung des Kernkraftwerks Unterweser	28
0.4	Erdbeben.....	30
0.5	Hochwasser	32
0.6	Extreme Wetterbedingungen	34
0.7	Verlust der Stromversorgung	35
0.8	Verlust der primären Wärmesenke.....	36
0.9	Verlust der primären Wärmesenke bei Station Blackout.....	38
0.10	Management schwerer Unfälle	39
0.11	Notfallmaßnahmen zur Kernkühlung, zum Erhalt der Integrität des Sicherheitsbehälters sowie zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung.....	42
1	Standort und Hauptmerkmale der Anlagen	46
1.1	Standort und Genehmigungsinhaber	46
1.1.1	Hauptmerkmale der Anlage	47
1.1.2	Beschreibung der wichtigsten Sicherheitssysteme	48
1.2	Sicherheitstechnisch bedeutsame Unterschiede	72
1.3	Probabilistische Sicherheitsbewertungen.....	73

2	Erdbeben.....	79
2.1	Auslegungsgrundlage	79
2.1.1	Erdbeben, gegen welches die Anlage ausgelegt ist.....	79
2.1.1.1	Charakteristik des Bemessungserdbebens.....	79
2.1.1.2	Methodik bei der Festlegung des Bemessungserdbebens	81
2.1.1.3	Angemessenheit der Auslegung	82
2.1.2	Vorkehrungen zum Schutz der Anlage vor dem Bemessungserdbeben... 83	
2.1.2.1	Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten.....	83
2.1.2.2	Wesentliche sicherheitsrelevante Schadensmöglichkeiten.....	86
2.1.2.3	Folgewirkungen des Erdbebens.....	86
2.1.2.3.1	Nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegte Strukturen, Systeme und Komponenten.....	86
2.1.2.3.2	Ausfall der externen Stromversorgung.....	87
2.1.2.3.3	Situation außerhalb der Anlage.....	87
2.1.2.3.4	Andere Folgewirkungen	87
2.1.3	Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage	88
2.1.3.1	Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen.....	88
2.1.3.2	Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen.....	92
2.1.3.3	Festgestellte Abweichungen	92
2.2	Bewertung von Auslegungsreserven	93
2.2.1	Abschätzung der zu schweren Kernschäden führenden Erdbebenstärke	93
2.2.2	Auslegungsreserven für die Integrität des Sicherheitseinschlusses	93
2.2.3	Auslegungsüberschreitendes Hochwasser infolge auslegungsüberschreitenden Erdbebens.....	94
2.2.4	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Erdbeben.....	95
3	Hochwasser	96

3.1	Auslegungsgrundlage	96
3.1.1	Hochwasser, gegen welches die Anlage ausgelegt ist	96
3.1.1.1	Höhe des Bemessungshochwassers	96
3.1.1.2	Methodik bei der Festlegung des Bemessungshochwassers	98
3.1.1.3	Angemessenheit der Auslegung	99
3.1.2	Vorkehrungen zum Schutz der Anlage gegen Bemessungshochwasser	100
3.1.2.1	Darlegung der wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten.....	100
3.1.2.2	Wesentliche Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption gegen Hochwasser	103
3.1.2.3	Wesentliche Vorkehrungen in der Betriebsführung der Anlage gegen Hochwasser	104
3.1.2.4	Auswirkungen der Situation außerhalb der Anlage	107
3.1.3	Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage	107
3.1.3.1	Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen.....	107
3.1.3.2	Prozess hinsichtlich Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen.....	111
3.1.3.3	Festgestellte Abweichungen	111
3.2	Bewertung von Auslegungsreserven	112
3.2.1	Abschätzung von Auslegungsreserven gegen Überflutung	112
3.2.2	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Überflutung.....	114
4	Extreme Wetterbedingungen	116
4.1	Auslegungsgrundlage	116
4.1.1	Bewertung der für die Auslegung verwendeten Wetterbedingungen.....	116
4.1.1.1	Verifizierung der Wetterbedingungen, welche bei der Auslegung von Systemen, Strukturen und Komponenten verwendet wurden	116
4.1.1.2	Annahmen für extreme Wetterbedingungen, falls diese nicht bereits in der Auslegung berücksichtigt waren	120

4.1.1.3	Bewertung der zu erwartenden Häufigkeit von unterstellten extremen Wetterbedingungen.....	120
4.1.1.4	Berücksichtigung der möglichen Überlagerungen von Wetterbedingungen.....	121
4.1.1.5	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen extreme Wetterbedingungen.....	121
4.2	Bewertung von Auslegungsreserven	122
4.2.1	Abschätzung von Auslegungsreserven gegen extreme Wetterbedingungen.....	122
4.2.2	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen.....	122
5	Ausfall der Stromversorgung und Ausfall der primären Wärmesenke	123
5.1	Ausfall der Stromversorgung.....	123
5.1.1	Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss	126
5.1.1.1	Auslegung der Anlage.....	126
5.1.1.2	Vorkehrungen für einen lang andauernden Ausfall des Haupt- und Reservenetzanschlusses ohne externe Unterstützung.....	128
5.1.2	Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle	133
5.1.2.1	Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption	133
5.1.2.2	Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung ..	134
5.1.3	Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle und Ausfall anderer diversitärer Einrichtungen zur Drehstromversorgung.....	135
5.1.3.1	Batteriekapazitäten, Entladedauer und Möglichkeiten zur Nachladung ..	135
5.1.3.2	Vorgesehene Maßnahmen zur Wiederherstellung einer Drehstromversorgung mit mobilen oder speziellen externen Einrichtungen	136
5.1.3.3	Erforderliches Schicht- oder Fachpersonal für elektrischen Anschluss ..	140

5.1.3.4	Zur Verfügung stehende Zeit zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung und damit der Kernkühlung	140
5.1.3.5	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust der Stromversorgung	141
5.1.3.6	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust der Stromversorgung	141
5.2	Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser.....	142
5.2.1	Auslegung der Anlage gegen den Verlust der gesicherten Nebenkühlwasserversorgung.....	143
5.2.2	Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers	145
5.2.2.1	Verfügbarkeit einer alternativen Wärmesenke	145
5.2.2.2	Mögliche zeitliche Einschränkungen für die Verfügbarkeit der alternativen Wärmesenke und Möglichkeiten für weitere zeitlicher Reserven.....	150
5.2.3	Ausfall der primären Wärmesenke über das gesicherte Nebenkühlwasser und der alternativen Wärmesenke.....	150
5.2.3.1	(Externe) Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden.....	150
5.2.3.2	Zeit zur Wiederherstellung verlorener Wärmesenken oder für externe Maßnahmen	151
5.2.4	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit des Schutzes gegen Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers	151
5.2.5	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des nuklearen Nebenkühlwassers	151
5.3	Ausfall der primären Wärmesenke mit „Station Blackout“	152
5.3.1	Zeiten bis zum Verlust der normalen Wärmeabfuhr aus dem Kern	152
5.3.2	Externe Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden	153
5.3.3	Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des nuklearen Nebenkühlwassers mit Station Blackout.....	154
6	Management schwerer Unfälle	157

6.1	Organisation und Vorkehrungen des Genehmigungsinhabers zur Beherrschung von Unfällen.....	157
6.1.1	Notfallschutzorganisation des Genehmigungsinhabers	158
6.1.1.1	Personal und Schichtorganisation im Normalbetrieb	159
6.1.1.2	Planungen zur Verstärkung der Kraftwerksorganisation für das Notfallmanagement	159
6.1.1.3	Maßnahmen für optimalen Personaleinsatz.....	160
6.1.1.4	Externe technische Unterstützung bei Notfall- und Schutzmaßnahmen .	160
6.1.1.5	Verfahren, Ausbildung und Übungen	162
6.1.2	Nutzung vorhandener Ausrüstung	163
6.1.2.1	Nutzung externer mobiler Geräte.....	163
6.1.2.2	Regelungen für und Management von Betriebs- und Hilfsmitteln.....	163
6.1.2.3	Management des Strahlenschutzes.....	164
6.1.2.4	Interne und externe Kommunikations- und Informationsmittel.....	165
6.1.3	Ermittlung von Faktoren, welche das Notfallmanagement behindern können	166
6.1.3.1	Weitgehende Zerstörung der Infrastruktur oder Überflutung in der Standortumgebung, welche den Zugang zum Kraftwerksgelände behindert	166
6.1.3.2	Verlust von Kommunikationseinrichtungen oder –systemen.....	167
6.1.3.3	Erschwerende radiologische Randbedingungen.....	168
6.1.3.4	Auswirkungen auf den Zugang und die Nutzbarkeit der Hauptwarte und Notsteuerstelle sowie Gegenmaßnahmen	169
6.1.3.5	Auswirkungen auf die von der Notfallorganisation genutzten Räume und/oder Einrichtungen	169
6.1.3.6	Durchführbarkeit und Wirksamkeit für Notfallmaßnahmen unter den Randbedingungen Erdbeben oder Hochwasser	170
6.1.3.7	Unverfügbarkeit der Stromversorgung	170
6.1.3.8	Potenzial für den Ausfall von Instrumentierungen.....	170
6.1.3.9	Potenzielle Auswirkungen durch Nachbarblock	172

6.1.4	Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Organisation für das Notfallmanagement	172
6.1.5	Maßnahmen zur Verbesserung der Wirksamkeit des Notfallmanagements	173
6.2	Verfügbare präventive Notfall-Maßnahmen in den verschiedenen Phasen eines Szenarios „Verlust der Kernkühlfunktion“	174
6.2.1	Präventive Maßnahmen vor Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter	174
6.2.2	Mitigative Maßnahmen nach Eintritt eines Brennelementschadens im Reaktordruckbehälter	175
6.2.3	Mitigative Maßnahmen nach Versagen des Reaktordruckbehälters.....	175
6.3	Verfügbare Notfall Maßnahmen zur Erhaltung „Integrität Sicherheitsbehälter“	176
6.3.1	Vermeidung von Brennelementschäden/-schmelzen bei hohem Druck..	176
6.3.1.1	Anlagentechnische Vorkehrungen	176
6.3.1.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung	176
6.3.2	Behandlung von Risiken durch Wasserstoff innerhalb des Sicherheitsbehälters.....	176
6.3.2.1	Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Bewertung der Angemessenheit unter Berücksichtigung von Wasserstoffproduktionsrate und –menge	176
6.3.2.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung	177
6.3.3	Vermeidung von Sicherheitsbehälterüberdruck	178
6.3.3.1	Anlagentechnische Vorkehrungen einschließlich Hilfsmittel zur Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei erforderlicher Druckentlastung	178
6.3.3.2	Betriebliche und organisatorische Vorkehrungen.....	179
6.3.4	Vermeidung von Rekritikalität	179
6.3.4.1	Anlagentechnische Vorkehrungen	179
6.3.4.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung	179

6.3.5	Vermeidung des Durchschmelzens der Bodenplatte	180
6.3.5.1	Potenzielle Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption zur Rückhaltung der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter	180
6.3.5.2	Potenzielle Vorkehrungen zur Kühlung der Kernschmelze im Sicherheitsbehälter nach Versagen des Reaktordruckbehälters	180
6.3.5.3	Cliff-Edge Effekte innerhalb des Zeitraums zwischen Reaktorabschaltung und Kernschmelze.....	181
6.3.6	Notwendigkeit von Versorgungsfunktionen zum Schutz der Integrität des Sicherheitsbehälters	181
6.3.6.1	Anlagentechnische Vorkehrungen	181
6.3.6.2	Vorkehrungen in der Betriebsführung	182
6.3.7	Erforderliche Instrumentierung zum Schutz der Containmentintegrität...	182
6.3.8	Notfallmanagement bei gleichzeitiger Kernschmelze in mehreren Blöcken am Standort.....	182
6.3.9	Schlussfolgerungen zur Angemessenheit der Systeme und Komponenten für den Schutz des Sicherheitsbehälters	182
6.3.10	Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitsbehälterintegrität bei schweren Unfällen.....	183
6.4	Notfallmaßnahmen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung.....	183
6.4.1	Aktivitätsfreisetzung nach Verlust der Sicherheitsbehälterintegrität.....	183
6.4.1.1	Anlagentechnische Vorkehrungen	183
6.4.1.2	Vorkehrungen der Betriebsführung	184
6.4.2	Notfallmaßnahmen nach Freilegung der Brennelementköpfe im Brennelementlagerbecken	184
6.4.2.1	Wasserstoffmanagement	184
6.4.2.2	Sicherstellung einer ausreichenden Abschirmung	184
6.4.2.3	Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung nach schweren Brennelementschäden im Brennelementlagerbecken.....	185

6.4.2.4	Instrumentierung zur Ermittlung des Brennelementzustandes und zur	
	Beherrschung des Unfalls	185
6.4.2.5	Verfügbarkeit und Nutzbarkeit der Hauptwarte	186
6.4.3	Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Vorkehrungen zur	
	Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung.....	186

Abkürzungsverzeichnis

ÄEV	Regelentwurf in Vorbereitung (KTA)
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 (www.bmu.de/)
BMI	Bundesministerium des Inneren (s. a. http://www.bmi.bund.de) – früher für Reaktorsicherheit zuständig
BSH	Bundesamt für Seeschifffahrt und Hydrografie
DE	Dampferzeuger
DIN	Deutsches Institut für Normung e.V. (s. a. http://www.din.de/)
DWR	Druckwasserreaktor
EB	Eigenbedarf
EDW	Explosionsdruckwelle
EK	Erdbebenklasse
EKK	E.ON Kernkraft GmbH (s. a. www.eon-kernkraft.de)
EMS	Europäische Makroseismische Skala
ENSREG	European Nuclear Safety Regulator Group (s. a. http://www.ensreg.eu/)
EU	Europäische Union (s. a. www.europe.eu)
EVA	Einwirkungen von außen
EVI	Einwirkungen von innen
FD	Frischdampf
FLAB	Flugzeugabsturz
GRS	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (s. a. www.grs.de)
HD	Hochdruck
HMN	Handbuch für mitigative Notfallmaßnahmen
HW	Hochwasser
IAEA	Internationale Atomenergiebehörde (s. a. http://www.iaea.org/)

KatSL	Katastrophenschutzleitung (des Landkreises)
KKU	Kernkraftwerk Unterweser
KHG	Kerntechnische Hilfsdienst GmbH (s. a. www.khgmbh.de)
KFÜ	Kernreaktorfernüberwachung
KMV	Kühlmittelverlust
KTA	Kerntechnischer Ausschuss (alle KTA-Regeln siehe: http://www.kta-gs.de/)
KWU	Kraftwerk Union (jetzt AREVA)
MIN	Minimum
MSK	Medwedew-Sponheuer-Karnik-Skala
MThW	Mittleres Tiedenhochwasser
mWs	Meter Wassersäule
ND	Niederdruck
NHB	Notfallhandbuch
NLWKN	Niedersächsischer Landesbetrieb für Wasserwirtschaft, Küsten- und Naturschutz
NN	Normal Null (Bezugsfläche für Höhen über dem Meeresspiegel)
NSDA1	Notstromdiesel
NSDA2	Notstandsnotstromdiesel
NSS	Notsteuerstelle
OHSAS	Occupational Health- and Safety Assessment Series
PAR	passiver autokatalytischer Rekombinator (zum Wasserstoff-Abbau)
PDE	primärseitige Druckentlastung
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSGA	Probabilistischen Seismischen Gefährdungsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RDB	Reaktordruckbehälter
REI	Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RG	Reaktorgebäude
RKL	Reaktorkühlkreislauf
RS	Reaktorschutz
RSB	Reaktorsicherheitsbehälter

RSK	Reaktorsicherheitskommission (s. a. http://www.rskonline.de/)
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SDE	sekundärseitige Druckentlastung
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
THW	Technisches Hilfswerk
TMI	Three Mile Island (Reaktor in den USA)
TÜV	Technischer Überwachungsverein
UKS	Unternehmenskrisenstab
VGB	VGB Powertech e.V.: Europäischer Fachverband für Strom- und Wärme- zeugung mit Sitz in Essen (früher Verband der Großkraftwerksbetreiber)
WKP	Wiederkehrende Prüfung

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 Niedersächsischen Ministerium für Umwelt und Klimaschutz (NMU) 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.

Wir haben aus unserem Betreiberverständnis, die nukleare Sicherheit auch international zu unterstützen, freiwillig bereit erklärt, an der Europäischen Sicherheitsüberprüfung teilzunehmen. Wir haben deshalb auch beschlossen, den vollständigen Untersuchungsumfang auch für die Anlagen durchzuführen, welche aufgrund der 13. Novelle des Atomgesetzes (AtG) in Deutschland dauerhaft abgeschaltet bleiben.

0.1 Begriffsverständnis

0.1.1 Verständnis zu „Cliff-Edge Effekt“

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

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

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

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

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

Somit wird als „Cliff-Edge Effekt“ eine geringfügige Überschreitung der Auslegung verstanden, welche einen plötzlichen oder sehr schnellen Verlust von vitalen Sicherheitsfunktionen resp. von 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 Handlungsmaßnahmen 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. Überschreitenwahrscheinlichkeiten 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 Verwen-

dung 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 4x50%-Systeme bei realistischer Betrachtungsweise z. T. als 4x100%-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 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 Wärmeezeugung 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 betriebl-

chen 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 Störungsbeherrschung und damit zu einer wirksameren Störfallvermeidung (und zu höherer Verfügbarkeit) führen. Einen wesentlichen Beitrag zur Robustheit leisten z.B. das Konzept der Basissicherheit (Bruchausschluss), 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 bzw. Gebäudeteilen 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, Projektilen) 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. Branderkennung- 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 soweit 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 Unterweser

Das Kernkraftwerk Unterweser (KKU) besteht aus einem Kraftwerksblock und liegt unmittelbar am westlichen (linken) Ufer der Weser bei Unterweser-Stromkilometer 52 ca. 6 km südlich Nordenham und ca. 11 km nördlich Brake in der Gemeinde Stadland im Landkreis Wesermarsch (Bundesland Niedersachsen).

Bei dem Kernkraftwerk handelt es sich um einen Druckwasserreaktor des Herstellers KWU (Kraftwerk Union, jetzt AREVA NP) der Baulinie 2 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 Nachkühlstränge, 4 Notstromdiesel) sowie zwei zusätzlichen Notstandsnotstromdieseln für die Beherrschung äußerer Einwirkungen. Die thermische Reaktorleistung beträgt 3900 MW, aus denen über ein Hochdruck- und drei Niederdruckturbinenteile brutto 1410 MW elektrische Energie erzeugt wird (netto 1345 MW). Die Kühlwasserversorgung erfolgt in Durchflusskühlung aus dem Fluss Weser.

Das Reaktorgebäude umschließt die sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile und ist in solider Stahlbetonbauweise ausgeführt. Innerhalb des Reaktorgebäudes befindet sich der aus mehrere Zentimeter dickem Stahl ausgeführte Sicherheitsbehälter, 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 16.09.1978 seine erste selbsterhaltende Kettenreaktion (erste Kritikalität), das Kernkraftwerk nahm seinen kommerziellen Leistungsbetrieb am 06.09.1979 auf und hat seitdem brutto über 305 Mrd. kWh elektrischer Energie erzeugt (zum Vergleich: Stromverbrauch der Bundesrepublik Deutschland 2010 ca. 538 Mrd. kWh). Genehmigungsinhaber des Kernkraftwerks Unterweser ist die E.ON Kernkraft GmbH.

Die bisher im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) entsprechend dem BMU-Leitfaden durchgeführte Probabilistische Sicherheitsanalyse weist für das KKKU für die Stufe 1-PSA (Ermittlung potentieller 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 KKKU. Die vorläufigen Ergebnisse der noch nicht vollständig abgeschlossenen Stufe 2-PSA (Ermittlung potentieller Freisetzungen mit ihren Häufigkeiten) lassen den Schluss zu, dass sich auch für KKKU sehr niedrige Häufigkeiten für gravierende

Spaltproduktfreisetzungen ergeben werden; so wird die Häufigkeit großer Freisetzungen aller Voraussicht nach weniger als $1 \cdot 10^{-8}/a$ betragen.

Insgesamt bestätigen die Ergebnisse der PSA der Stufe 1 und 2, dass das KKW 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 2-1).

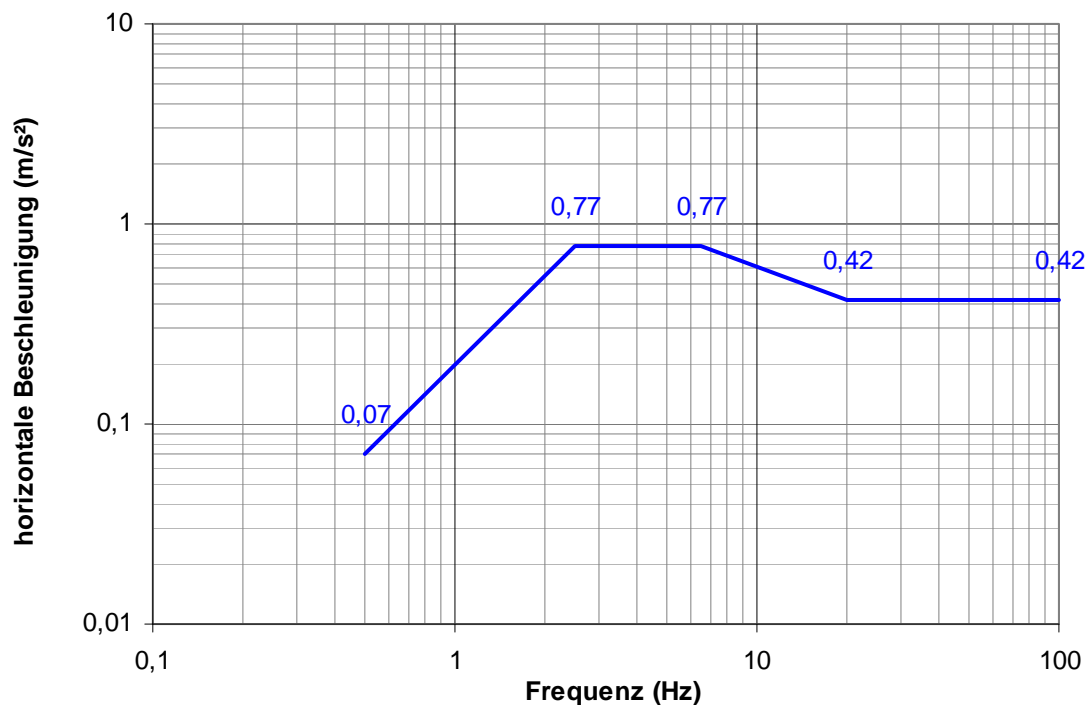


Bild 2-1 Bemessungsspektrum (Horizontalkomponente)

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 und diversitär vorhanden. Es stehen neben den vier Notstromdieseln zwei weitere diversitäre Notstands-Notstromdiesel mit gekoppelten Notstandsspeisewasserpumpen 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.

Erdbeben in der Größenordnung der Standortintensität und somit auch der Bemessungsintensität sind in der Standortumgebung nach vorliegendem Kenntnisstand bisher nicht aufgetreten. Es ist zu erwarten, dass die in Norddeutschland und damit auch für den Standort maximal 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 PSA für den Lastfall Erdbeben für deutsche Kernkraftwerke, die vergleichbar zu KKW sind, zeigen, liefern auch bei größeren unterstellten Erdbeben als dem Bemessungserdbeben die Schädigungsmechanismen keinen weiteren nennenswerten Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit. 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

Die Anlage liegt im Tidebereich am Ästuar des Flusses Weser und ist durch zwei Barrieren gegen Hochwasser und dessen Auswirkungen geschützt. Die erste Barriere ist der Landesschutzdeich und die zweite die sogenannte Anlagensicherheitsgrenze, d. h. der Höhenkote bis zu dem die sicherheitsrelevanten Anlageteile gegen eindringendes Wasser geschützt sind. Für die Auslegung des Deiches ist das ermittelte Bemessungshochwasser maßgebend. Für die Festlegung der Anlagensicherheitsgrenze ist ein unter konservativen Annahmen postulierter Deichbruch beim Eintreten des Bemessungshochwassers, der zu einer Überflutung des Anlagengeländes führt, das Auslegungskriterium.

Das Bemessungshochwasser wurde auf Basis von beobachteten Sturmfluten für eine Eintrittswahrscheinlichkeit von $< 10^{-4}$ /a auf Basis der KTA 2207 zu 7,06 m ermittelt. Hierbei wird für Küstenstandorte, wie es beim KKW der Fall ist, das Bemessungshochwasser direkt aus den historischen Sturmflutwasserständen bestimmt. Beim Deich wird zusätzlich zu dem Sturmflutwasserstand der Wellenauflauf berücksichtigt. Die Standsicherheit des Deiches wurde für das Bemessungshochwasser nachgewiesen. Zusätzlich wurde ausgehend vom Bemessungshochwasser ein konservativer Deichbruch im Umfeld der Kraftwerksanlage postuliert. Der sich dann einstellende Wasser-

stand auf dem Anlagengelände beträgt +3,14 m NN und liegt somit 0,86m unterhalb der Anlagensicherheitsgrenze.

Der standortspezifische Bemessungswasserstand wurde unter Verwendung von behördlichen Angaben gutachterlich ermittelt und durch einen von der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde bestellten Gutachter bewertet. In weiteren Untersuchungen wurde die Auslegung überprüft. In allen Untersuchungen hat sich gezeigt, dass die Auslegungsgrundlagen weiterhin gültig sind. Hochwasser in der Größenordnung des Bemessungshochwassers sind am Standort nach vorliegendem Kenntnisstand bisher nicht aufgetreten.

Bezüglich der Anlagentechnik wurden in Zusammenhang mit Hochwasser der Ausfall Hauptwärmesenke und der Notstromfall bei der Auslegung der Anlage unterstellt. Die Zufahrt zur Anlage zur Anlage ist bei Hochwasser nicht beeinträchtigt. Tritt zum Hochwasser zusätzlich ein postulierter Deichbruch ein, können zur Zufahrt Wasserfahrzeuge notwendig sein. Die Wasserfahrzeuge sind auf der Anlage verfügbar. Zusätzlich kann auf Einrichtungen der Kreisfeuerwehr Wesermarsch zurückgegriffen werden.

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.

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. 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 Bemessungshochwassers waren.

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 Wettersituationen 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 Unterweser besitzt ein gestaffeltes Konzept zur automatischen Sicherstellung der Drehstromversorgung der betrieblichen und sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten, bestehend aus Hauptnetzanschluss, Reservenetz, Notstromversorgung, Notstandsnotstromversorgung. Die Drehstromversorgung wird über die vorgenannte Abfolge sequenziell bei Ausfällen von Netzebenen sichergestellt. Zusätzlich stehen ein Bereitschaftsdiesel und eine 3. Netzanbindung zur Verfügung.

Die Notstromversorgung wird erst dann aktiviert, wenn über den Ausfall des Hauptnetzes auch der Lastabwurf auf Eigenbedarfsversorgung und die Umschaltung auf das Reservenetz nicht gelingen. 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 Anlagenredundanzkonzept aufgebaut.

Ein darüber hinausgehendes unterstelltes Versagen der gesamten Notstromversorgung wird durch die zusätzlich vorhandene diversitäre Notstandsnotstromversorgung (2-fach redundant) aufgefangen. Darüber können die vitalen Funktionen der Anlagen zur Nachwärmeabfuhr sichergestellt werden. Die Notstromversorgung und Notstandsnotstromversorgung über die Dieselgeneratoreinheiten ist bzgl. technischer Ausrüstung und der vorgehaltenen Betriebsstoffe für >72 h gewährleistet. Eine zeitlich offene Verlängerung der Betriebsdauer kann durch ergänzende Bereitstellung von Betriebsstoffen hergestellt werden.

Bei einem unterstellten Komplettversagen der in der Anlage installierten Drehstrom- und Notstrom-/Notstandsnotstromanlagen werden über die batteriegepufferten redundanten Versorgungsschienen für einen Zeitraum von mindestens 2 h erforderliche leittechnische und verfahrenstechnische 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.

Als weitere Rückfallmaßnahme steht ein Bedarfsdiesel zur Verfügung.

Alle vorgenannten Maßnahmen sind präventiver Art, d. h. sie dienen dem Erhalt der ausreichenden Nachwärmeabfuhr, der Primärkreisintegrität und der Brennstoffintegrität. 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 Dieselaggregaten, die ein Nachladen von Batterien ermöglichen. Die Überlegungen zu Konzepten und den anzulegenden Rahmenbedingungen werden unter Berücksichtigung des neuen Atomgesetzes und des Anlagenzustandes derzeit neu überdacht.

0.8 Verlust der primären Wärmesenke

Sowohl das Hauptkühlwassersystem als auch die Sicherheitsteileinrichtungen Nukleares Nebenkühlwasser- und Notstandsnebenkühlwassersystem wären von einem postulierten Ausfall des Vorfluters bzw. des Pumpenbauwerks betroffen. Dies würde zur Nichtverfügbarkeit des gesicherten (Notstromdiesel, Notspeisepumpen) und nuklearen Zwischenkühlsystems sowie der verkürzten Nachkühlkette führen.

Zur Kompensation des Ausfalls des gesicherten Zwischenkühlsystems kann das Notstandssystem mit Notstandnotstromanlage und Notstandspeisesystem in Anspruch ge-

nommen werden. Darüber hinaus steht zur Bereitstellung elektrischer Energie bei Ausfall der Nebenkühlwassersysteme ein luftgekühlter Bedarfsdiesel zu Verfügung, um notwendige Maßnahmen zur Kernkühlung (Nachkühlkette, DE-Bespeisung) durchzuführen. Den beantragten Maßnahmen zur Aufschaltung eines luftgekühlten, mobilen Notfalldiesels wurde bereits zugestimmt. Diese Maßnahmen sind aber derzeit noch nicht umgesetzt.

Wird auch der Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers unterstellt, könnten zusätzlich eine Reihe von Notfallmaßnahmen ergriffen werden, um sowohl die Kühlung und die Integrität der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente sicherzustellen als auch eine Nachkühlkette zur Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis unabhängig von den Dampferzeugern wiederherzustellen. Kühlmittel könnte direkt in das BE-Lagerbecken ergänzt bzw. ein Lagerbeckenkühler mit alternativen Maßnahmen gekühlt werden. Dabei könnte neben Wasser aus den bestimmungsgemäß vorgesehenen Systemen auch Feuerlöschwasser, Trinkwasser, aber auch Wasser aus Löschteichen und Flusswasser verwendet werden.

Des Weiteren besteht die Möglichkeit, die Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis durch Anwendung der Notfallmaßnahmen sekundärseitiges bzw. primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen unter Verwendung der Dampferzeuger zu realisieren.

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

Ist die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken bzw. dem Primärkreislauf weder über eine verfügbare Nachkühlkette, über Dampferzeuger noch über Notfallmaßnahmen unter Verwendung des Lagerbeckenkühlers möglich, ist als langfristige Maßnahme der Einsatz des Reaktorsicherheitsbehälter-Venting-Systems denkbar.

Die zeitliche Einschränkung der Nutzung der alternativen Wärmesenken ist vom Vorrat an Betriebsstoffen 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. Ungeachtet dessen wurde zur weiteren Erhöhung der Anlagensicherheit eine zusätzliche Maßnahme zur externen Bespeisung von Strängen des nuklearen Nebenkühlwassers beantragt, welcher auch behördlich zugestimmt wurde.

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 KKU aber noch die Notstandsdiesel und die 3. Netzeinspeisung zu Verfügung, so dass zur Sicherstellung der Kühlmittelversorgung die Maßnahmen bezüglich Kap. 0.8 zum Einsatz kommen können.

Werden die Notstandsdiesel und die 3. Netzeinspeisung ebenfalls als ausgefallen postuliert, sind die Notfallmaßnahmen sekundärseitige und primärseitige Druckentlastung und Bespeisung durchzuführen.

Bei der sekundärseitigen Druckentlastung kann die DE-Bespeisung, sobald die Druckentlastung der Dampferzeuger erfolgt ist, mit dem Inventar der Speisewasserleitungen, des Speisewasserbehälters oder einer Feuerlöschpumpe aus den Deionatbecken bzw. Deionatbehältern erfolgen. Allein die gesamten Deionatvorräte reichen für ca. 24 h. Bei Annahme einer erfolgreichen DE-Druckentlastung, nicht jedoch der Bespeisung ist zumindest ein Zeitgewinn von etwa 90 Minuten bis zur nachfolgenden Maßnahme primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen zu erzielen. Letztere verschafft erneut einen Zeitpuffer, mit dem in weiteren 50 Minuten die Zuschaltung der 3. Netzeinspeisung oder die Zuschaltung der EB-Schienen zu erreichen ist.

Abhängig von externen Maßnahmen sind sowohl die Verfügbarmachung der 3. Netzeinspeisung als auch ein längerfristiger Betrieb der mobilen Pumpen im Rahmen des Sekundärseitigen bzw. Primärseitigen Druckentlasten und Bespeisen durch Bereitstel-

lung des notwendigen Kraftstoffs. 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.

Insgesamt ist festzustellen, dass eine Reihe von Maßnahmen zur Gewährleistung der Nachwärmeabfuhr existieren, die die Robustheit der Anlage auch im Station Blackout belegen. Dennoch sind zusätzlich Maßnahmen beantragt worden, die auch im Falle erschwerter Umgebungsbedingungen mittels einer Feuerlöschpumpe eine Niederdruckeinspeisung in das Notstandspeisesystem bzw. das Notspeisewassersystem erlauben. Somit würden noch zwei weitere Optionen zur Wärmeabfuhr bestehen, sollte das sekundärseitige Druckentlasten und Bespeisen nicht wirksam gewesen sein.

0.10 Management schwerer Unfälle

Im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung des Kernkraftwerks Unterweser 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 eines automatischen Alarmierungssystems (FACT 24), erforderlichenfalls werden motorisierte Melder eingesetzt. Im Falle von personellen Engpässen besteht die Möglichkeit, Personal von anderen 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 Notfallmaßnahmen ist im Wesentlichen ohne zusätzliche externe Ausrüstung möglich. Sofern zusätzliche Ausrüstung erforderlich ist, 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 unterstellten 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 gesicherten Gebäudes befindet. Die Notfallschutzorganisation nimmt ihre Arbeit in diesem Fall in der Ausweichstelle Huntorf auf, welche sich auf dem ca. 10 km entfernten Gelände der Ausbildungswerkstatt des KKW befindet.

Im KKW erfolgen die Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 schutzzielorientiert, in der Regel über vordefinierte Einleitungskriterien. Die Voraussetzungen zur Durchführung sind im Notfallhandbuch beschrieben. Im Notfallhandbuch werden für verschiedene Maßnahmen wie sekundär- und primärseitiges Feed & Bleed Karenzzeiten vorgegeben.

Grundsätzlich stehen Einrichtungen in hochwasser- und erdbebengeschützten Gebäuden im Anforderungsfall zur Verfügung. 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 bzw. Notstandsnotstromdieseln 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 auf der Notsteuerstelle auch bei

Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und der Notstromdiesel über die Notstandsnotstromdiesel zur Verfügung. Darüber hinaus wurden im KKW zusätzliche Systeme installiert, die auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen nutzbar sind, Beispiele sind die Aktivitätsüberwachung für das Druckentlastungssystem des Sicherheitsbehälters sowie das System zur Probenahme aus dem Sicherheitsbehälter.

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 EKK im September 2010 für alle deutschen EKK-betriebsgeführten Anlagen mit AREVA ein SAMG-Konzept (Severe Accident Management Guidelines) erstellt und ein „Handbuch für mitigative Notfallmaßnahmen“ beauftragt, in dem anlagenspezifisch SAMG's beschrieben werden sollen.

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 Schutzziele 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 gestaffelt sekundär- oder primärseitige Bleed & Feed Maßnahmen durchgeführt, um den Druck und die Temperatur im Primärkreis abzusenken und das Einspeisen passiver Systeme zu ermöglichen bzw. die Bespeisung mit ND- Systemen sicherzustellen.

Die Notfallmaßnahmen zum sekundärseitigen Bleed & Feed 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 diversitäre Prozeduren zur Wiederherstellung der Drehstromversorgung, welche im Notfallhandbuch beschrieben sind. Zusätzlich zu den vier Notstromdieseln verfügt die Anlage über zwei Notstandsstromdiesel. Die Notsteuerstelle ist im gesicherten Gebäude aufgebaut.

Die vorstehend beschriebenen Notfallmaßnahmen können auch nach dem Eintritt von Kernschädigungen durchgeführt werden und sind geeignet, den Kernzerstörungsprozess zu beenden.

Wird im Falle einer Kernschmelze ein Versagen des Reaktordruckbehälters angenommen, kommt die Schmelze mit Beton in Kontakt. In der Regel 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 reduzieren lässt.

Im weiterhin unterstellten Fall 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 Sicherheitsbehälteratmosphäre, um partiell unzulässig hohe Wasserstoffkonzentrationen zu Vermeiden. Außerdem wurde ein H_2 -Abbausystem installiert, welches mit Hilfe von im Sicherheitsbehälter verteilten autokatalytischen Rekombinatoren, das H_2 zu Wasser rekombiniert. Dieses System ist passiv und benötigt weder Fremdenergie noch Hilfssysteme.

Etwilige Leckagen von Wasserstoff aus dem Sicherheitsbehälter in Richtung des Reaktorgebäude-Ringraums werden mit Hilfe der Ringraumabsaugung entfernt. Die Leck-

rate des Sicherheitsbehälters 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, wird mit Hilfe des Druckabbausystems gezielt eine gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters vorgenommen. Im Vorfeld besteht die Möglichkeit, das störfallfeste Probenahmesystem zu nutzen, um die Nuklidzusammensetzung des Sicherheitsbehälterinventars 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 bei erforderlicher Druckentlastung signifikant zu verringern. Die verbliebene Restaktivität wird durch die Kamininstrumentierung erfasst. Sofern erforderlich, ist ein wiederholter Betrieb des Druckentlastungssystems möglich. Die Benutzbarkeit des Druckentlastungssystems vor dem Hintergrund radiologischer Randbedingungen wurde auch im Falle einer Kernschmelze mittels einer Begehbarkeitsstudie nachgewiesen.

Aufgrund der hohen Robustheit des Sicherheitsbehälters und der Schutzmaßnahmen (gefilterte Druckentlastung und passive H₂-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 Unterweser haben gezeigt, dass aufgrund der robusten und konservativen Auslegung des Reaktorsicherheitsbehälters erst bei Größenordnungen des doppelten Auslegungsdrucks – also weit nach Erreichen der Kriterien zur gefilterten Druckentlastung - eine signifikante Beeinträchtigung der Dichtheit zu unterstellen wäre.

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 im bestimmungsgemäßen Betrieb jedoch nicht zur Gewährleistung der Unterkritikalität erforderlich. Im Normalbetrieb sind die Brennelementköpfe mehrere Meter mit Wasser überdeckt. Sollte Verdampfung im Lagerbecken auftreten, so kommt es zu einem Füllstandsabfall und einer Aufkonzentration der Borsäure. Mit Hilfe beschriebener Notfallmaßnahmen kann der Füllstand im Lagerbecken durch Einspeisen von Deionat oder Kühlmittel aus den Flutbehältern wieder angehoben werden. Räumlich befindet sich das BE- Lagerbecken innerhalb des gegen hohe Drücke ausgelegten Sicherheitsbehälters, das Reaktorgebäude ist gegen Einwirkung von außen ausgelegt.

1 Standort und Hauptmerkmale der Anlagen

1.1 Standort und Genehmigungsinhaber

Das Kernkraftwerk Unterweser (KKU) ist eine Einzelblockanlage und liegt unmittelbar am westlichen (linken) Ufer der Weser bei Unterweser-Stromkilometer 52 (Gesamtkilometer Unterweser 85,3), ca. 6 km südlich Nordenham und ca. 11 km nördlich Brake. Die Weser ist dort ca. 1,2 km breit und das Fahrwasser ist auf ca. -13 m NN ausgebaut. An der Tidegrenze am Wehr Hemelingen fließen im langjährigen Mittel ca. 350 m³/s als Oberflächenabfluss in die Unterweser.

Das Gelände gehört zur Gemarkung Rodenkirchen, Gemeinde Stadland, Landkreis Wesermarsch, Verwaltungsbezirk Oldenburg, Land Niedersachsen. Das Kraftwerksgebäude ist ca. 5,8 ha groß, völlig eben und liegt hinter dem auf eine Bestickhöhe +8,20 m NN ausgebauten Deich. Die SOLL-Höhe des Deiches beträgt +7,10 m NN. Diese entspricht der vom II. Oldenburgischen Deichverband festgelegten SOLL-Deichhöhe für den Hochwasserschutz. Die aktuelle IST-Höhe des Deiches liegt aufgrund von eingetretenen Setzungen, die weitgehend beendet sind, zwischen +7,34 m NN und +8,04 m NN. Das Gelände liegt ca. auf Kote +1,80 m NN. Die Uferlänge des Grundstücks beträgt an der Weser 550 m und entlang des Deiches parallel dem Beckumer Sieltief 500 m. In westlicher Richtung wird das Gelände durch die Kreisstrasse von Hartwarden nach Kleinensiel begrenzt.

Die Gebiete beiderseits der Weser in der Umgebung des Kraftwerks, die Wesermarschen, bestehen vorwiegend aus Weiden und sind relativ schwach besiedelt. Ein einzeln stehendes Haus liegt 400 m vom Reaktorgebäude entfernt. Die ersten Wohnhäuser des Gemeindeteils Kleinensiel befinden sich in einer Entfernung von ca. 1,2 km vom Reaktorgebäude. Der Ort Dedesdorf, der am östlichen Ufer der Weser liegt, hat eine Entfernung von ca. 2,5 km. In unmittelbarer Nähe gibt es keine größeren Industriebetriebe.

Genehmigungsinhaber, Eigentümer und Betriebsführer des Kernkraftwerks Unterweser ist die E.ON Kernkraft GmbH, Tresckowstraße 5, 30457 Hannover.

1.1.1 Hauptmerkmale der Anlage

Das Kernkraftwerk Unterweser ist ein Druckwasserreaktor des Herstellers KWU (Kraftwerk Union) der Baulinie 2 mit einem Reaktorkern aus 193 Brennelementen. Es handelt sich dabei um eine 4 Loop-Anlage mit 4 Not- und Nachkühlsystemen, 4 Notstromdieseln und zusätzlichen 2 Notstandsnotstromdieseln für die Beherrschung äußerer Einwirkungen. Die Kühlwasserversorgung erfolgt aus dem Fluss Weser.

Der Sicherheitsbehälter 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 615 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:	07.04.1971
erste Kritikalität:	16.09.1978
Erste Synchronisation:	29.09.1978
Beginn des kommerziellen Leistungsbetriebs :	06.09.1979
Thermische Leistung:	3900 MW _{th}
Installierte Leistung (brutto, elektrisch):	1.410 MW
Installierte Leistung (netto, elektrisch):	1.345 MW
Erzeugte Arbeit seit erster Synchronisation bis 18.03.2011 (03:30 Uhr)	
Brutto :	305.511.979,20 MWh
Netto:	289.747.917,33 MWh

1.1.2 Beschreibung der wichtigsten Sicherheitssysteme

Kraftwerksanlage

Die im Reaktor durch die Kernspaltung entstehende Wärme wird vom Kühlmittel in vier parallel geschalteten Reaktorkühlkreisen durch die Kühlmittelpumpen zu den Dampferzeugern transportiert. Der sekundärseitig erzeugte Sattdampf treibt den Turbosatz an. Die Heizrohre der Dampferzeuger trennen den Reaktorkühlmittel- und Speisewasser-Dampf-Kreislauf druckdicht voneinander, so dass der Übertritt radioaktiver Stoffe aus dem Reaktorkühlmittel in den Speisewasser-Dampf-Kreislauf verhindert wird.

Das Kühlmittel steht dabei unter Überdruck, der von dem an das Reaktorkühlsystem angeschlossenen Druckhalter aufgeprägt wird und der höher ist, als der Verdampfungsdruck des Wassers bei der höchsten im Reaktorkühlsystem auftretenden Temperatur, so dass im Reaktorkühlkreislauf kein Dampf erzeugt wird.

Im Speisewasser-Dampf-Kreislauf fördern die Hauptspeisepumpen Speisewasser aus dem Speisewasserbehälter zu den Dampferzeugern, in denen es durch die Wärme aus dem Reaktorkühlsystem verdampft. Der erzeugte Dampf treibt den Turbosatz von ca. 1410 Megawatt elektrischer Nennleistung an. Der Turbinenabdampf wird in Oberflächenkondensatoren niedergeschlagen. Die Hauptkondensatpumpen fördern das Kondensat zurück zum Speisewasserbehälter. Das Speisewasser wird entgast und durch Anzapfdampf aus der Turbine vorgewärmt. Die Abwärme der Turbinenkondensatoren wird vom Hauptkühlwasser aufgenommen und an den Fluss abgegeben.

Das Reaktorkühlsystem und die hochdruckführenden Komponenten angeschlossener Systeme, das Brennelementbecken und das Lager für neue Brennelemente sind im kugelförmigen Sicherheitsbehälter aus Stahl angeordnet, der von der Betonhülle als Sekundärabschirmung mit einem dazwischen liegenden Ringraum umgeben ist.

Für den Betrieb des Reaktors sind eine Reihe von Hilfs- und Nebensystemen vorhanden, die an das Reaktorkühlsystem anschließen. Des Weiteren gibt es Systeme mit sicherheitstechnischen Aufgaben, die bei Störfällen die Auswirkungen auf das Betriebs-

personal, die Anlage sowie die Umgebung in vorgegebenen Grenzen halten sowie unzulässige Anlagenbeanspruchungen vermeiden.

Die Reaktorhilfs- und -nebensysteme sind im Ringraum des Reaktorgebäudes und im Reaktorhilfsanlagengebäude untergebracht, die mit dem Reaktorsicherheitsbehälter den Kontrollbereich bilden.

Die zahlreichen Kühlstellen des Kernkraftwerks werden durch Zwischenkühlsysteme versorgt, in denen als Wärmeträger Deionat in geschlossenem Kreislauf umgewälzt wird. Die Zwischenkühlsysteme übertragen ihre Wärme über die zugeordneten Nebenkühlwassersysteme an die Weser.

Die technische Betriebsführung erfolgt von der zentralen Warte aus.

Der Normalbetrieb ist durch Regelungen und Steuerungen vollständig automatisiert. Bei Abweichungen vom Sollbetrieb sorgen automatisch wirkende Begrenzungseinrichtungen für die Rückführung auf betrieblich vorgegebene Zustände. Bei Erreichen von Auslösegrenzwerten des Reaktorschutzsystems werden die erforderlichen sicherheitstechnischen Gegenmaßnahmen automatisch eingeleitet.

Hauptdaten des Kernkraftwerks Unterweser

Reaktoranlage

Anzahl der Brennelemente	193
Brennstäbe je BE	236
Anzahl der Kühlkreisläufe	4
Betriebsüberdruck	154 bar
Kühlmittelvolumen	ca. 400 m ³
Gesamt-Kühlmitteldurchsatz	20000 kg/s
Eintrittstemperatur am RDB	288,5 °C
Austrittstemperatur am RDB	320,5 °C

Dampfkraftanlage

Anzahl Dampferzeuger	4
FD-Überdruck am DE-Austritt	55,1 bar
FD-Durchsatz	ca. 2100 kg/s
Drehzahl des Turbosatzes	25 s ⁻¹
Zahl der Turbinengehäuse, 2-flutig	HD 1
Zahl der Turbinengehäuse, 2-flutig	ND 3
Druck im Kondensator	0,04 bar
Kühlwassereintrittstemperatur	0-26 °C
Kondensatorkühlwasserstrom	60 000 kg/s

Wesentliche Gebäude

Die wichtigsten Anlagenstrukturen und Gebäude sind:

- Reaktorgebäude mit der Frischdampf- und Speisewasser-Armaturenkammer
- Reaktorhilfsanlagengebäude
- Maschinenhaus
- Schaltanlagengebäude mit Hauptwarte
- Gesichertes Gebäude
- Nebenanlagengebäude mit den Notstromdieseln
- Zwei Notstandsgebäude.

Sonstige Bauanlagen (Kühlwassersysteme, Abluftkamin)

Die Sicherheitssysteme der Anlage Unterweser sind vierfach redundant (4 x 50 %) aufgebaut.

Das Reaktorgebäude besteht im Wesentlichen aus dem kugelförmigen Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl mit dem darin befindlichen nuklearen Dampferzeugungssystem und dem den Sicherheitsbehälter umschließenden Ringraum. Die sphärische Sekundärabschirmung umschließt Sicherheitsbehälter und Ringraum.

Im Inneren des Sicherheitsbehälters sind das Reaktorkühlsystem, Teile der unmittelbar anschließenden Reaktorhilfsanlagen und Sicherheitssysteme, sowie das Brennelementlagerbecken untergebracht. Der Sicherheitsbehälter ist im Normalbetrieb begehbar. Im Ringraum sind quadrantenzugeordnet Teile der vierfach redundanten Sicherheitssysteme sowie der Hilfs- und Nebenanlagen aufgestellt. Am Reaktorgebäude, zum Maschinenhaus hinweisend, ist die Frischdampf- und Speisewasser-Armaturenkammer angebracht. In ihr sind räumlich getrennt, die vier Kompaktarmaturenblöcke der Frischdampfsicherheitsarmaturenstationen und eine Ebene darunter die vier Speisewasserarmaturenkombinationen jeweils paarweise angeordnet.

Das Reaktorhilfsanlagengebäude grenzt an der einen Seite an das Schaltanlagengebäude und an der anderen Seite an das Reaktorgebäude an. Im Reaktorhilfsanlagengebäude sind die Hilfs- und Nebenanlagen des Reaktors untergebracht. Im Reaktorhilfsanlagengebäude ist das Druckentlastungssystem angeordnet, welches bei auslegungüberschreitenden Ereignissen mit langfristigem Druckaufbau im Sicherheitsbehälter die Sicherheitsbehälteratmosphäre kontrolliert über Jod und Aerosol Filter und den Abluftkamin abgibt.

Das Maschinenhaus enthält im Wesentlichen die zur elektrischen Energieerzeugung notwendigen Teile des Sekundärkreislaufs:

- Kondensationsturbine
- Generator
- Kondensatoren
- Umleitstationen

- Komponenten des Wasser-Dampf-Kreislaufes mit HD- und ND-Vorwärmern

Zu ihnen gehören auch Behälter mit großem Energieinhalt, wie z.B. der Speisewasserbehälter, die Speisewasservorwärmung und die Wasserabscheider-Zwischenüberhitzer.

Weiterhin befinden sich im Maschinenhaus die sicherheitstechnisch wichtigen Notspeisewasserpumpen.

Das Schaltanlagegebäude schließt an das Reaktorhilfsanlagegebäude an. Im Schaltanlagegebäude sind die Systeme der Elektrotechnik, die zur Steuerung, Regelung und Überwachung der Anlage vorgesehen sind sowie die Hauptwarte der Anlage untergebracht. Entsprechend dem viersträngigen Aufbau ist das Schaltanlagegebäude in vier „Scheiben“ unterteilt.

Das Nebenanlagegebäude ist nördlich an das Maschinenhaus angebaut. In diesem Gebäude sind im Wesentlichen vier Notstromdiesel mit zugehörigen Schaltanlagen, Brennstoffvorräten sowie die Kaltwasserzentrale mit Kältemaschinen untergebracht.

In den autarken Notstandsgebäuden sind die für die gesicherte Nachwärmeabfuhr benötigten Systeme, im wesentlichen die zwei 100 % Notstandsnotstromdiesel, jeweils gekuppelt mit Generator und Notstandsspeisepumpe und die Brennstoff- und Wasservorräte, untergebracht. Die Notsteuerstelle sowie die E- und Leittechnik des Notstandssystems ist im gesicherten Gebäude installiert.

Außerdem ist ein zusätzliches Notstands-Beckenkühlsystem installiert.

Weitere Bauanlagen

Die Hauptbauwerke der Kühlwasserversorgung sind:

- Kühlwasserentnahmekanal
- Kühlwasserpumpenbauwerk mit den Hauptkühlwasserpumpen

- Kraftschlussbecken
- Kühlwasserrückgabelleitung
- Kühlwasserrückgabebauwerk.

Sämtliche Bauwerke sind in erforderlichem Umfang in wasserundurchlässigem Stahlbeton ausgeführt.

Der Abluftkamin mit einer Höhe von ca. 100 m über Kraftwerksniveau ist auf dem Reaktorhilfsanlagengebäude aufgebaut.

Wesentliche Betriebs- und Sicherheitssysteme

Im Folgenden werden wesentliche Betriebs- und Sicherheitssysteme kurz beschrieben:

- Reaktor- und Reaktorkühlsystem
- Reaktorregel- und Abschaltssysteme
- Reaktorhilfsanlagen
- Dampfkraftanlage
- Hauptkühlwassersystem
- 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 mit 4 x 10 kV-Notstromdieseln und 2 x 400 V Notstandsnotstromdieseln eingesetzt.

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 Moderator dienenden Kühlmittel 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, 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 zurückgefördert.

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.

Die **Reaktorregel- und Abschaltssysteme** sind:

- Steuerelemente mit Antriebssystem
- Leckageergänzungssystem.

Steuerelemente mit Antriebssystem:

61 Steuerelemente, mit jeweils 20 Steuerstäben, dienen zur Leistungsregelung des Reaktorkerns sowie zur Abschaltung des Reaktors.

Zur **Reaktorschnellabschaltung (RESA)** werden die Steuerelemente durch Eigengewicht infolge der Schwerkraft in den Reaktorkern eingeworfen. Dies wird durch die sichere Entregung sämtlicher Antriebsspulen durch Unterbrechung verschiedener Spannungsebenen gewährleistet.

Das **Leckageergänzungssystem** gehört zusammen mit den Steuerstäben zum Sicherheitssystem und muss zur Beherrschung folgender Anforderungen zur Verfügung stehen:

- Bei Störfällen infolge „Einwirkung von Außen“ ergänzt das Leckageergänzungssystem anstelle des Volumenregelsystems betriebsmäßige Leckagen aus den Flutbehältern. Dabei wird im Reaktorkühlkreislauf ein Druck von ca. 145 bar gehalten. Diese Aufgabe wird für einen Zeitraum von mindestens 10 Stunden erfüllt, ohne

dass zusätzliche Eingriffe nötig wären. Danach wird das Abfahren der Anlage eingeleitet und der Primärkreislauf dabei auf „unterkritisch kalt“ aufboriert.

- Bei Dampferzeuger-Heizrohrbruch mit Aktivitätsübertritt auf die Frischdampfseite wird mit Hilfe des Leckageergänzungssystems die Druckabsenkung im Hauptkühlkreislauf durch Sprühen aus den Flutbehältern in das Dampfpolster des Druckhalters unterstützt.
- Nach Betriebsstörungen ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS) kann der Reaktor durch Einspeisen von Borsäure aus einem Flutbehälterpaar langfristig in den unterkritischen Zustand gebracht und gehalten werden.

Wesentliche **Reaktorhilfsanlagen** sind:

- Volumenregelsystem
- Kühlmittellagerung
- Borsäure- und Deionateinspeisung
- Kühlmittelreinigung
- Kühlmittelaufbereitung
- Kühlmittelentgasung
- Abgassystem
- Nukleare Lüftungsanlagen.

Die Reaktorhilfsanlagen sind im Sicherheitsbehälter, 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- und Deionateinspeisung wieder in den Primärkreislauf zurückzuführen. Dadurch werden die notwendige Borkonzentration eingestellt und temperaturbedingte Dichteänderungen ausgeglichen.

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

Das **Abgassystem** hat die Aufgabe, radioaktive Gase aus den angeschlossenen Komponenten zu entziehen, vor der Abgabe mit der Fortluft zum Abklingen der Spaltprodukte zurückzuhalten sowie den Wasserstoff- und Sauerstoffgehalt im Abgas zu begrenzen.

Die nukleartechnischen **Lüftungsanlagen** haben folgende sicherheitstechnische Aufgaben:

- Schließen der Gebäudeabschlussklappen am RSB und an der Sekundärabschirmung bei einem Kühlmittelverluststörfall. Die Fortluftklappen der Sekundärabschirmung (Ringraum) werden dabei verzögert geschlossen.
- Einschalten der Ventilatoren der Ringraumabsaugung vom Notstromvorbereitungssignal.
- Weiterbetrieb der Fortluft- und der Unterdruckhalteanlagen im Notstromfall.
- Lufttechnisches Abtrennen von Brandabschnitten und feuerbeständig abgetrennten Bereichen im Reaktorgebäude und im Reaktorhilfsanlagegebäude im Brandfall, durch selbsttätig schließende Brandschutzklappen.

Die wesentlichen betrieblichen Aufgaben der nukleartechnischen **Lüftungsanlagen** sind:

- Versorgung der Räume mit Außenluft
- Rückhaltung von eventuell vorhandenem radioaktiven Jod und radioaktiven Schwebstoffen durch Fortluftfilterung vor der Ableitung in den Fortluftkamin
- Einhaltung definierter Unterdrücke und gerichteter Luftströmungen, um eine unzulässige Verschleppung von eventuell in der Raumluft vorhandenen radioaktiven Bestandteilen und deren unkontrollierte Abgabe zu verhindern.

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 Speisewasser 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 Frischdampf-Speisewasser-Armaturenkammer zu dem im Maschinenhaus befindlichen Turbosatz zu führen.

In der Frischdampf- und Speisewasser-Armaturenkammer sind die Sicherheitseinrichtungen gegen Drucküberschreitung des Sekundärkreises räumlich getrennt untergebracht. Bei einem unterstellten DE-Heizrohrschaden wird der entsprechende Frisch-

dampfstrang gegen die Umgebung abgesperrt. Jede der vier Frischdampfleitungen besitzt einen Armaturenkompaktblock, bestehend aus Frischdampf (FD)-Abschlussarmatur, FD-Abblaseabsperrventil, FD-Absperrventil vor dem FD-Sicherheitsventil, FD-Sicherheitsventil und FD-Abblaseregelventil. Die FD-Abschlussarmatur hat die Aufgabe, bei Störfällen die Frischdampfleitung abzusperren. Das FD-Abblaseregelventil und das FD-Sicherheitsventil haben die Aufgabe, bei Störfällen den Druck im Frischdampfsystem zu begrenzen, ggf. kontrolliert abzusenken und als Wärmesenke zu dienen. In der Frischdampf- und Speisewasser-Armaturenkammer sind ebenfalls die den vier Dampferzeugern zugeordneten Speisewasserarmaturenkombinationen räumlich getrennt angeordnet.

Der **Turbosatz** besteht aus einem Hochdruck-Sattdampfteil und drei parallel geschalteten Niederdruckturbinenteilen und den gekuppelten Generator. Im Sattdampfturbinenteil wird der Frischdampf entspannt und anschließend über Wasserabscheider/Zwischenüberhitzer auf die Niederdruckturbinen geleitet. In jedem Niederdruckturbinenteil wird der Dampf auf Kondensatordruck entspannt und in den Kondensator geleitet, wo er niedergeschlagen wird.

Der **Generator** in Unterweser ist ein 4-poliger Turbogenerator und wird mit einer Nenndrehzahl von 1500 min⁻¹ betrieben und hat eine Leistung von 1425,4 MW. Der Generator besitzt eine direkt wassergekühlte Läufer- und Ständerwicklung. Die Kühlwasserversorgung erfolgt durch eine direkt mit der Turbinendrehzahl betriebenen Schaffpumpe in einem geschlossenen Kreislauf. Die Blechpakete im Generatorständer werden zusätzlich durch einen separaten Kühlkreislauf mit Wasserstoff gekühlt.

Das **Kondensat- und Speisewassersystem** hat die Aufgabe, das in den Hotwells der Kondensatoren niedergeschlagene Wasser über Vorwärmstrecken und den Speisewasserbehälter wieder in die Dampferzeuger zurückzuführen und dabei Druck, Temperatur und Energieinhalt entsprechend anzuheben. Es besteht im Wesentlichen aus den Hauptkondensatpumpen, den 3 Niederdruckvorwärmerstrecken, dem Speisewasserbehälter, den Speisewasserpumpen und den 2 Hochdruckvorwärmerstrecken.

Die Aufgabe des **Hauptkühlwassersystems** ist es, die aus der Kondensation des Turbinenabdampfs entstehende Kondensationswärme abzuführen.

Die im Kühlwasserpumpenbauwerk angeordneten 6 Hauptkühlwasserpumpen fördern das Hauptkühlwasser aus der Weser zu den sechs zugehörigen Turbinenkondensatoren. Das System gibt die in den Kondensatoren vom Kühlwasser aufgenommene Wärme an die Weser ab.

Die **Sicherheitskühlssysteme** bestehen aus folgenden Systemen:

- Not- und Nachkühlssystem
- Beckenkühlssystem
- Nukleares Zwischenkühlssystem
- Nukleares Nebenkühlwassersystem
- Notstandsnachkühlkette
- gesichertes Zwischenkühlssystem
- Notspeisewassersystem
- Notstandsspeisewassersystem

Die ersten vier Systeme sind Bestandteil der Nachkühlkette.

Das **Not- und Nachkühlssystem** dient betrieblich zur Wärmeabfuhr aus den Brennelementen nach Abschaltung der Anlage, wenn die Dampferzeuger nicht mehr wirksam sind.

Nach einem Kühlmittelverluststörfall hat das System die sicherheitstechnische Aufgabe, die Not- und Nachkühlung der Brennelemente und 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:

- Hochdruck-Einspeisesystem
- Druckspeicher-Einspeisesystem
- Niederdruck-Einspeisesystem.

Das **Hochdruck-Einspeisesystem** 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 Flutbehälterpaar verbunden ist und druckseitig die heiß- oder kaltseitige Bespeisung des Reaktorkühlsystems ermöglicht.

Das **Druckspeicher-Einspeisesystem** hat die Aufgabe, insbesondere nach Kühlmittelverluststörfällen mit großem Bruchquerschnitt zum schnellen Wiederauffüllen des Reaktordruckbehälters beizutragen. Es verfügt über insgesamt vier Druckspeicher mit einem Wasservolumen von je 52 m³ und einem Stickstoffpolster, welches dem Wasser einen Überdruck von 25 bar aufträgt. Jeweils ein Druckspeicher ist einem Strang zugeordnet, über den im Anforderungsfall selbsttätig ohne Zusatzaktionen aus dem Reaktorschutzsystem die Bespeisung des Reaktorkühlsystems erfolgt.

Das **Niederdruck-Einspeisesystem** übernimmt im Anschluss an die Wiederauffüllphase durch das Druckspeicher-Einspeisesystem mit dem Start der Nachkühlpumpen das weitere Fluten des Reaktorkühlsystems. Das viersträngig aufgebaute System wird bei Unterschreiten des Primärkreisdruckes von 9 bar automatisch vom Reaktorschutz-

system gestartet und fördert boriertes Wasser aus den Flutbehältern. Nach Entleerung der Flutbehälter wird der Entnahmestrang auf den Sicherheitsbehältersumpf umgeschaltet. Den Nachkühlpumpen nachgeschaltete Kühler stellen die langfristige Nachwärmeabfuhr sicher.

Das **Beckenkühl- und Beckenreinigungssystem** hat die sicherheitstechnische Aufgabe, die Nachzerfallswärme der im BE-Becken gelagerten Brennelemente an das Nukleare Zwischenkühlsystem abzuführen. Im Notstandsfall wird die Nachzerfallswärme der im BE-Becken gelagerten Brennelemente und bei Bedarf aus dem Reaktorkühlkreislauf mit der Notstandsbeckenkühlpumpe über die Beckenkühler durch die verkürzte Nachkühlkette an die Weser abgegeben.

Als ein Glied der Nachkühlkette hat das **Nukleare Zwischenkühlsystem** die Aufgabe, die bei jedem Betriebs- und Störfall an den Kühlstellen im Kontrollbereich der Reaktoranlage anfallende Abwärme an das Nukleare Nebenkühlwassersystem abzuführen.

Das **Nukleare Nebenkühlwassersystem** für gesicherte Anlagen bildet zusammen mit den Systemen

- Not- und Nachkühlsystem
- Nukleares Zwischenkühlsystem

eine sicherheitstechnisch wichtige Kühlkette.

Das Nebenkühlwassersystem ist wegen seiner sicherheitstechnischen Bedeutung vierfach redundant aufgebaut. Jeder Strang versorgt redundanzzugeordnet die nuklearen Zwischenkühler und die gesicherten Zwischenkühler.

Das **gesicherte Zwischenkühlsystem** dient der Wärmeabfuhr von Notstromdieseln und Kältemaschinen an das Nukleare Nebenkühlwassersystem.

Die vier Teilsysteme bestehen im Wesentlichen jeweils aus:

- der Nebenkühlwasserpumpe
- der Vorlaufleitung und
- der Rücklaufleitung.

Die **Notstandsnachkühlkette** besteht aus:

- Notstand-Nebenkühlwassersystem
- Niederdruck-Nachkühlsystem mit Lagerbeckenkühlung.

Die aktiven Komponenten werden vom sogenannten NSDA2-Netz (400 V) mit Spannung versorgt.

Das **Notspeisewassersystem** dient zur Sicherstellung der Dampferzeugerbespeisung

- bei systemeigenen Störfällen des Speisewasser-Dampfkreislaufes (z. B. Speisewasserleitungsbruch)
- beim Kühlmittelverluststörfall mit kleinem Leck im Reaktorkühlsystem.

In diesen Fällen wird die in den Brennelementen nach Abschalten des Reaktors als Nachwärme freiwerdende Energie und zusätzlich die in den zum Reaktorkühlsystem gehörenden Komponenten enthaltene Speicherwärme über die Dampferzeuger abgeführt.

Gemäß den Auslegungskriterien sind zwei der vier Notspeisestränge in der Lage, das zur Abfuhr der Nachzerfalls- und teilweise auch Speicherwärme notwendige Notspeisewasser in die Dampferzeuger einzuspeisen.

Die elektrische Versorgung für sicherheitstechnisch notwendige Verbraucher wird von den Notstromdieseln (Notstromnetz 1) zur Verfügung gestellt.

Das **Notstandsspeisewassersystem** dient bei Störfällen, die während Leistungsbetrieb infolge von Einwirkungen von außen (EDW/FLAB) auftreten könnten, zur Sicherstellung der Wärmeabfuhr über den Sekundärkreislauf.

Bei Ausfall des Notspeisewassersystems ist das dieselgetriebene 2 x 100 % vorhandene Notstandsspeisewassersystem in der Lage über mindestens 10 Stunden den Anlagenzustand „unterkritisch heiß“ zu gewährleisten und dann die Anlage auf den Anlagenzustand „kalt unterkritisch“ abzufahren.

Die bei Betrieb des Notstandsspeisewassersystems und der in den Notstandsgebäuden untergebrachten elektrotechnischen Anlagen entstehende Wärme wird von der systemeigenen Kühlkette abgeführt. Hierzu wird der in den Notstandsgebäuden gelagerte Deionatvorrat zur Systemkühlung verwendet.

Die **Begrenzungen** liegen in der Hierarchie der Leittechniksysteme in ihren Maßnahmen zwischen den optimalen Bereichen der Betriebs-Regelrichtungen und den Auslösegrenzwerten des Reaktorschutzes(RS-)Systems.

Die Begrenzungen haben die Aufgaben:

- als Betriebsbegrenzungen die Anlagenverfügbarkeit durch angepasste kontinuierliche Sicherheitsaktionen zu erhöhen,
- als Zustandsbegrenzungen die Prozessvariablen so zu begrenzen, dass die den Störfallanalysen zugrunde liegenden Ausgangswerte nicht überschritten werden,
- als Schutzbegrenzungen die Prozessvariablen bei Abweichungen auf solche Werte zurückzuführen, bei denen eine Fortführung des bestimmungsgemäßen Betriebes möglich ist.

Die Begrenzungen haben folgende Ziele:

- die Werte für die Reaktorleistung und die Leistungsdichte auf zulässige Werte zu begrenzen, die unterhalb von Ansprechwerten des RS-Systems liegen

- bei Ungleichgewichten zwischen der im Reaktor erzeugten und der über die Dampferzeuger abgeführten Leistungen die Reaktorleistung zu reduzieren
- den Kühlmitteldruck, die Kühlmittelmasse und den Kühlmitteltemperaturgradienten auf zulässige Werte zu begrenzen
- die Abschaltreaktivität der Steuerstäbe durch Begrenzung der Eintauchtiefe sicherzustellen
- die Unterkritikalität des abgeschalteten Reaktors durch Begrenzung der Deionatzufuhr sicherzustellen
- die Abschaltung des Reaktors durch Einfallkontrolle der Steuerstäbe nach Reaktorschnellabschaltungen zu überwachen.

Hierzu werden Prozessvariable in der Anlage erfasst, verarbeitet, miteinander verknüpft und mit Grenzwerten verglichen. Beim Überschreiten von Grenzwerten lösen sie Steuerbefehle aus, die auf Steuerstäbe oder Stellglieder so einwirken, dass die zu begrenzende Prozessvariable auf ihren erlaubten Wert zurückgeführt wird (Schutzbegrenzungen) oder dass die überwachte Maßnahme ausgeführt wird (Zustandsbegrenzung).

Dabei sind gestaffelte Grenzwerte vorgesehen, von denen Maßnahmen mit zunehmend größerer Wirksamkeit ausgelöst werden. Diese Maßnahmen sind untereinander hierarchisch geordnet.

Die sicherheitstechnisch relevanten Begrenzungseinrichtungen sind redundant aufgebaut. Durch das logische Verknüpfen von Werten (z. B. 2 von 4) der verarbeiteten Signale wird ein hohes Maß an Auslösesicherheit und an Sicherheit gegen Fehlauflösungen erreicht.

Die Begrenzungen sind, bezogen auf ihre Ansprechwerte und Auslösesignale, den Maßnahmen des RS-Systems vorgelagert. Sie erfüllen Aufgaben der Schutz- oder Zustandsbegrenzungen im Sinne der Definition nach KTA 3501. Da die Begrenzungen infolge der Aufgaben je nach Schutzziel nicht eindeutig einer dieser beiden Gruppen zu-

zuordnen sind und einzelne Begrenzungen sowohl die Aufgaben von Schutz- als auch von Zustandsbegrenzungen erfüllen, sind die Begrenzungen insgesamt nach den weitergehenden Anforderungen für die Schutzbegrenzungen nach KTA 3501 ausgelegt.

Das Kraftwerk ist gegen Störfälle durch eine Reihe von Maßnahmen geschützt. Neben der inhärenten Sicherheit (negativer Reaktivitätskoeffizient für Brennstoff- und Kühlmitteltemperatur), baulichen Maßnahmen (Sicherheitsbarrieren) sind es wesentliche Reaktorregelungen, die die Einhaltung der Betriebswerte für den Normalbetrieb sicherstellen. Sollte es trotz Eingriff der Reaktorregelung zum Überschreiten von fest definierten Grenzwerten kommen, so sorgen zunächst die Betriebs-, anschließend die Zustands- und schließlich die Schutzbegrenzungen für die Einhaltung der vorgesehenen Grenzen.

Das **Reaktorschutz(RS)-System** oder die Dampferzeuger-Druckabsicherung kommen erst bei Versagen oben genannter Maßnahmen bzw. bei Störfällen zum Einsatz. Sie erkennen Störfälle und leiten entsprechende Maßnahmen ein.

Das RS-System ist der Teil des Sicherheitssystems, der bei den in Betracht zu ziehenden Störfällen die Anlage vor unzulässigen Beanspruchungen schützt und deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Anlage sowie die Umgebung in vorgegebenen Grenzen hält.

Dazu ist es notwendig, die verschiedenen Störfälle rechtzeitig zu erkennen und die zur Störfallbeherrschung notwendigen Maßnahmen einzuleiten.

Das RS-System muss zur Einhaltung der Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität (insbesondere das Abschalten der Anlage)
- Kühlung der Brennelemente (Abfuhr der Nachwärme aus den Brennelementen)
- Einschluss radioaktiver Stoffe (Begrenzung der Abgabe/Rückhalt radioaktiver Stoffe in der Anlage)

- Begrenzung der Strahlenexposition

zeitgerecht RS-Auslösesignale bereitstellen, die die angesteuerten aktiven Sicherheitseinrichtungen in die Lage versetzen, ihrerseits die schutzzielorientierten Funktionen sicherzustellen.

Die Funktion des Systems gliedert sich in Anregebene, Logikebene und Steuerebene. Über die analoge Messwerterfassung werden störfallspezifische Prozessvariablen erfasst, die bei Erreichen von bestimmten Grenzwerten über Logikschaltungen Auslösesignale erzeugen. Die Auslösesignale lösen Schutzmaßnahmen aus und steuern über die Vorrangebene und die Schaltanlage die aktiven Sicherheitseinrichtungen an, die zur Beherrschung der einzelnen Störfälle notwendig sind.

Das Reaktorschutzsystem ist in einzelnen Bereichen grundsätzlich selbstprüfend. Die nicht selbstprüfenden Bereiche des Reaktorschutzsystems werden durch WKP geprüft.

Das RS-System teilt sich in einen ungesicherten Bereich im Schaltanlagegebäude (gegen Erdbeben, aber nicht gegen Flugzeugabsturz (FLAB)/Explosionsdruckwelle (EDW) ausgelegt) und in einen gesicherten Bereich im gesicherten Gebäude (gegen Erdbeben und FLAB/EDW ausgelegt).

Der **Sicherheitseinschluss** besteht aus

- dem Reaktorsicherheitsbehälter (RSB) und
- die ihn umschließende Sekundärabschirmung.

Der **Reaktorsicherheitsbehälter** bildet eine Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe. Mit einer Materialschleuse, einer Personen- und Notschleuse, Durchführungen und sonstigen Anschlüssen stellt er die druckfeste und dichte Sicherheitsumschließung der unter Primärdruck stehenden Systeme der Reaktoranlage dar. Er besteht aus einem kugelförmigen Stahlbehälter und ist gegen die beim Auslegungsfall auftretenden Drücke und Temperaturen ausgelegt. Die untere Kalotte ruht in einem Betonfundament, ansonsten steht der Reaktorsicherheitsbehälter freitragend. Der Reaktorsicher-

heitsbehälter enthält das gesamte unter Betriebsdruck stehende Reaktorkühlsystem sowie Teile der unmittelbar anschließenden Sicherheitssysteme und Reaktorhilfsanlagen. Der RSB gewährleistet als eine der Barrieren die Einhaltung des Schutzzieles „Einschluss radioaktiver Stoffe“.

Der Reaktorsicherheitsbehälter ist während des Betriebes kontinuierlich belüftet und begebar. Dadurch 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 Sekundärabschirmung steht auf einer Fundamentplatte und schützt den Reaktorsicherheitsbehälter gegen Einwirkungen von außen wie Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwellen.

Der Bereich zwischen dem unteren, zylindrischen 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 letzte Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe dar. Sie gewährleisten die Einhaltung der Schutzziele „Begrenzung der Strahlenexposition“ und „Einschluss radioaktiver Stoffe“.

Die **elektrischen Anlagen** umfassen im Wesentlichen:

- den Blockgenerator,
- den 400 kV-Haupt-Netzanschluss
- den 220/400 kV-Reserve-Netzanschluss
- den 20 kV-Netzanschluss (3. Netzeinspeisung)

- die Eigenbedarfs- und die Notstromanlage (NSDA1 und NSDA2).

Der Generator ist über eine einphasig gekapselte und zwangsbelüftete Generatorableitung und einen Generatorleistungsschalter, der aus drei voneinander einzeln gekapselten Schalterpolen besteht, mit den Maschinentransformatoren und den Eigenbedarfs-Transformatoren verbunden. Die Maschinentransformatoren sind spannungs-oberseitig mit dem 400 kV-Verbundnetz verbunden.

Der **400 kV-Haupt-Netzanschluss** dient zur Abgabe der erzeugten Energie an das Netz sowie zur Eigenbedarfsversorgung aus dem Netz bei geöffnetem Generatorleistungsschalter. Die Eigenbedarfsversorgung kann bei nicht verfügbarem 400 kV-Haupt-Netzanschluss auch durch den Generator erfolgen.

Neben der Eigenbedarfsversorgung durch den Generator oder den Haupt-Netzanschluss steht ein **220/400 kV-Reserve-Netzanschluss** zur Versorgung der Eigenbedarfsanlage bei Nichtverfügbarkeit des Generators und des 400 kV-Haupt-Netzanschlusses zur Verfügung. Für die 220/400 kV Reservenetzeinspeisung stehen drei getrennte Netztrassen, die in das überregionale Netz eingebunden sind, zur Verfügung. Die Umschaltung auf das Reserve-Netz erfolgt automatisch bei Unterspannung. Über den Reserve-Netzanschluss kann die Leistung bezogen werden, die zum Anfahren oder Abfahren des Kernkraftwerkes bei Verfügbarkeit der Hauptwärmesenke erforderlich ist.

Unabhängig davon ist gemäß RSK-Empfehlung ein weiterer **20 kV Netzanschluss**, eine sogenannte 3. Netzeinspeisung vorhanden. Diese Netzanbindung dient im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Versorgung von elektrischen Notstromverbrauchern bei einem Totalausfall der EB-Anlage bzw. bei einem Ausfall des Haupt- und Reservenetzes im Nahbereich des Kraftwerkes, unabhängig von den vorhandenen Notstromdieseln sowie Notstandsnotstromdieseln – NSDA1 und NSDA2.

Die Schaltanlagen der Eigenbedarfsanlage sind entsprechend dem verfahrenstechnischen Aufbau der Anlage in vier Stränge unterteilt. Sie bestehen pro Strang im We-

sentlichen aus einer 10 kV-, einer 500 V- und einer 400 V-Hauptverteilung. Außerdem gibt es eine batteriegepufferte 220 V-Gleichstromanlage.

Die Notstromanlage einschließlich der Verbindung zur Eigenbedarfsanlage ist Bestandteil des Sicherheitssystems und gewährleistet die Versorgung der für die Sicherheit des Kernkraftwerks wichtigen Verbraucher. 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.

Die Notstromanlage ist in 2 Notstromnetze (NSDA1, NSDA2) unterteilt, welche die Spannungsebenen 10 kV, 500 V, 400 V Drehstrom sowie 220 V und 48 V Gleichstrom versorgen.

Das **Notstromdieselnetz 1 (NSDA1)** umfasst

- Spannungsebenen 10 kV und tiefer
- Unterbrechungsloses Netz

und besteht aus vier Redundanzen mit folgenden wesentlichen Komponenten:

- Notstromdiesel
- Gleichstromanlagen
- batteriegepufferte und über Umformer gespeiste Drehstromanlagen (unterbrechungsfreies Netz)
- den Hilfseinrichtungen (Kraftstoff-, Schmieröl-, Druckluft-, Kühlwasser- und Verbrennungsluftsystem)
- dem örtlichen Leitstand

- den Steuer- und Schutzschränken.

Das **Notstandsnotstromdieselnetz 2 (NSDA2)** umfasst

- Spannungsebenen 400 V und tiefer
- Unterbrechungsloses Netz

und besteht aus folgenden wesentlichen Komponenten:

- zwei Notstandsnotstromdieselaggregate mit bürstenlosen Drehstromsynchrongeneratoren und direkt gekuppelten Notstandsspeisewasserpumpen
- den Hilfseinrichtungen (Kraftstoff-, Schmieröl-, Druckluft-, Kühlwasser- und Verbrennungssystem)
- über Gleichrichter gespeiste und batteriegepufferte Gleichstromanlagen (unterbrechungsfreies Netz)
- dem örtlichen Leitstand
- den Steuer- und Schutzschränken.

Das **Brennelement-Lagerbecken** befindet sich im Sicherheitsbehälter. 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 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 am Beckenrand aufhalten können. Der Wasserstand wird in der Warte angezeigt und überwacht.

Eine eventuelle Leckage wird durch das System zur Feststellung von Leckagen abgeführt und kann durch Wasser aus dem System zur Deionateinspeisung nachgespeist werden. Die Schadstelle kann unter Wasser geortet und mittels eines unter Wasser durchführbaren Reparaturverfahrens abgedichtet werden.

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 durch ein Dichtschütz verbunden, durch die die BE unter Wasser in den RDB transportiert werden. Der Schacht zum Abstellraum wird während des Reaktorbetriebs mit einem Schütz abgedichtet.

Der Reaktorraum oberhalb des Reaktors ist nach unten zur Reaktorgrube wasserdicht abgeschlossen. Der Abstellraum für das Kerngerüst bildet eine Erweiterung des Reaktorraums. Bei Einschub des Trennschützes in den Schützschaft zwischen beiden Räumen kann der Wasserspiegel im Reaktorraum gesenkt werden, während das abgestellte Kerngerüst geflutet und abgeschirmt bleibt.

1.2 Sicherheitstechnisch bedeutsame Unterschiede

Das Kernkraftwerk Unterweser ist eine Einzelblockanlage.

1.3 Probabilistische Sicherheitsbewertungen

Einordnung der PSA:

Die Probabilistische Sicherheitsanalyse für das KKKU wurde im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für das KKKU durchgeführt. Die PSÜ für das KKKU (KKU-PSÜ-2001) wurde im Jahre 2001 durchgeführt und fristgerecht eingereicht. Im Jahre 2006 wurde diese PSÜ fortgeschrieben und eingereicht. Durch den TÜV-NORD wurde im Jahre 2007 die abschließende Stellungnahme zu dieser PSÜ vorgelegt. Sicherheitsüberprüfungen sind gemäß §19a AtG alle 10 Jahre durchzuführen und umfassen neben einer Anlagenbeschreibung die analysierenden Teile

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

Die nach 10 Jahren vorzulegende neue PSÜ (KKU-PSÜ-2011) befindet sich noch in Bearbeitung und wird bis Ende 2011 eingereicht werden.

Die Ergebnisse der Sicherheitsstatusanalyse und der PSA werden in der PSÜ-Gesamtbewertung zusammengeführt. Daneben umfasst die PSÜ eine deterministische Analyse der Anlagensicherung als Verschlussache.

Die PSA der Stufe 2 befindet sich noch in der Erstellung und wird voraussichtlich Ende 2011 eingereicht werden.

Da die im Rahmen der KKKU-PSÜ-2011 durchgeführten neuen PSA der Stufen 1 und 2 noch nicht abgeschlossen sind, liegen deren Ergebnisse noch nicht vor. Im Folgenden wird deshalb in erster Linie auf die PSA Stufe 1 mit Stand 2006 und ihre Ergebnisse eingegangen.

Ziele der PSA der Stufen 1 und 2:

- 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:

- 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 neuen PSA der Stufen 1 und 2 werden 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 KKW. Es wurde ein für KKW 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
- Sekundärkreislecks
- Übergreifende auslösende Ereignisse (interne Überflutung und Brand)
- Einwirkungen von außen (einschl. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, Hochwasser, Erdbeben).

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.

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 Ausfalldaten. Die Festlegung der Wirksamkeitsbedingungen wurde anlagenspezifisch auf der Grundlage thermohydraulischer Analysen vorgenommen.

Die noch in Bearbeitung befindliche PSA der Stufe 2 wird 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. Alle relevanten Unfallphänomene sind berücksichtigt. MELCOR-Analysen für repräsentative Unfallabläufe und eine Sicherheitsbehälter-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 2006 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. Zu den Ergebnissen der in Bearbeitung befindlichen Stufe 2-PSA kann nur qualitativ und in Form von Anhaltswerten Stellung genommen werden.

Hauptergebnisse der anlagenspezifisch durchgeführten PSA Stufe 1

Kernschadenshäufigkeit aus Ereignissen im Leistungsbetrieb ca. $1 \cdot 10^{-6}/a^1$

(gemäß PSA-Leitfaden: interne und externe Ereignisse)

davon:

interne Ereignisse (nicht übergreifend) $6,3 \cdot 10^{-7}/a$

interne Brände $3,6 \cdot 10^{-8}/a$

interne Überflutungen $2,2 \cdot 10^{-7}/a$

¹ Da Untersuchungen 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.

Gefährdungszustandshäufigkeit² aus Ereignissen

im Leistungsbetrieb $8,1 \cdot 10^{-6}/a$

(gemäß PSA-Leitfaden: interne Ereignisse)

davon:

interne Ereignisse (nicht übergreifend) $5,6 \cdot 10^{-6}/a$

interne Brände $5,8 \cdot 10^{-7}/a$

interne Überflutungen $1,9 \cdot 10^{-6}/a$

Lagerbeckenkühlung $4,5 \cdot 10^{-8}/a$

Gefährdungszustandshäufigkeit aus externen Ereignissen: $< 8,6 \cdot 10^{-7}/a$

davon:

Hochwasser $< 6,5 \cdot 10^{-7}/a$

Extreme Wetterbedingungen vernachlässigbar³

Erdbeben (Grobanalyse) $< 1 \cdot 10^{-7}/a$

Explosionsdruckwelle $8,3 \cdot 10^{-9}/a$

Flugzeugabsturz $1 \cdot 10^{-7}/a$

Gefährdungszustandshäufigkeit^{Fehler! Textmarke nicht definiert.} aus Ereignissen im Nicht-<

$1 \cdot 10^{-6}/a$

leistungsbetrieb (gemäß PSA-Leitfaden: interne Ereignisse)

davon:

interne Ereignisse (nicht übergreifend, Grobanalyse) $< 1 \cdot 10^{-6}/a$

interne Brände vernachlässigbar

interne Überflutungen (Grobanalyse) $< 1 \cdot 10^{-7}/a$

² 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 ca. eine Größenordnung kleiner wäre

³ 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)

Die für KKKU ermittelte Kernschadenshäufigkeit liegt mit deutlichem Abstand unter dem von der IAEA genannten Zielwert⁴ für in Betrieb befindliche Anlagen ($< 1 \cdot 10^{-4}/a$) und befindet sich bereits im Bereich der für evolutionäre Reaktoren empfohlenen Werte ($1 \cdot 10^{-5}/a$). Damit bestätigt die Stufe 1-PSA, dass im KKKU für alle relevanten Ereignisse zuverlässige Einrichtungen vorhanden sind, um Kernschadenszustände zu verhindern.

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

Hauptergebnisse der anlagenspezifisch durchgeführten PSA Stufe 2

Wie oben bereits dargelegt, ist die Bearbeitung der Stufe 2-PSA für KKKU noch nicht vollständig abgeschlossen. Die vorläufigen Ergebnisse lassen jedoch den Schluss zu, dass sich auch für KKKU sehr niedrige Häufigkeiten für gravierende Spaltproduktfreisetzungen ergeben werden; so werden aller Voraussicht nach die Häufigkeit großer, früher Freisetzungen weniger als $1 \cdot 10^{-9}/a$ und die Häufigkeit großer (früher oder später) Freisetzungen weniger als $1 \cdot 10^{-8}/a$ betragen.

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

⁴ 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)

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.

In der 1. TEG sind für die Auslegung der Anlage horizontal $0,5 \text{ m/s}^2$ und vertikal $0,25 \text{ m/s}^2$ zugrunde gelegt worden. Diese Werte erfüllen die Anforderung nach KTA 2201.1 nach einer Mindestintensität.

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).

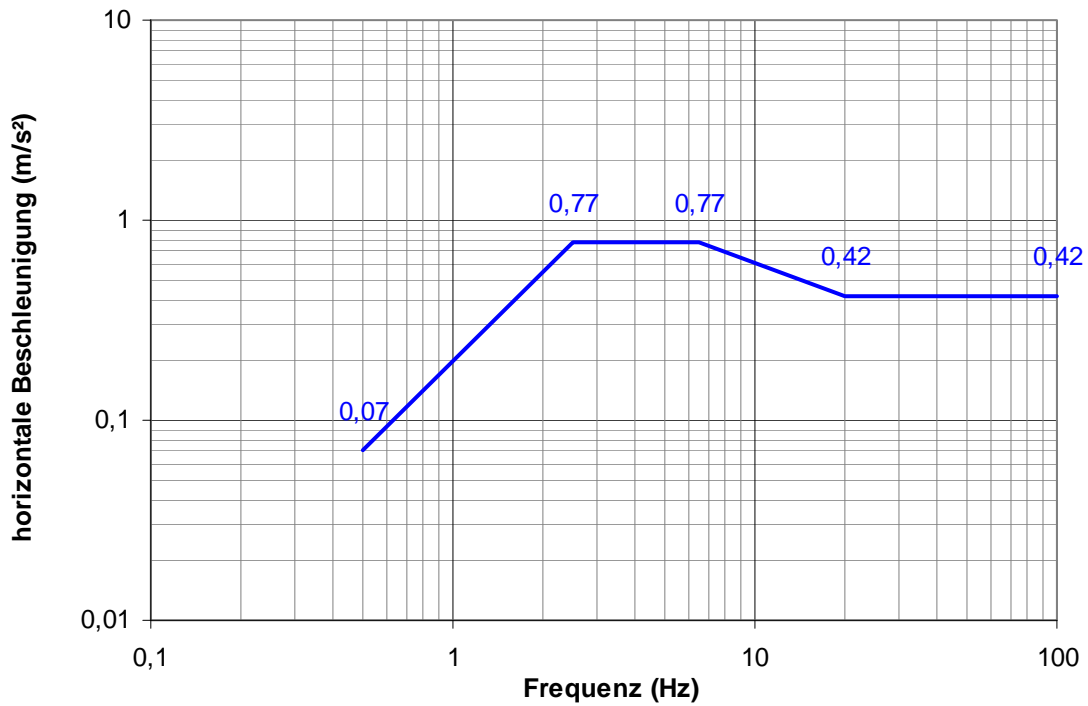


Bild 2-1 Bemessungsspektrum (Horizontalkomponente)

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

Standort	Standortintensität	Überschreitenswahrscheinlichkeit
KKU	V-VI (5,5 EMS/MSK)	$3,8 \cdot 10^{-6} / a$

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. Da nach KTA

2201.1 eine Mindestintensität von VI gefordert ist, wurde die Bemessungsintensität gegenüber der Standortintensität erhöht.

Standort	Bemessungsintensität I(EMS) / I(MSK)	Starkbebenphase [s]	Bezugshorizont
KKU	VI	4	20m unter Geländeoberkan- te

Tab. 2-2: Ingenieurseismologische Kenngrößen des Bemessungsspektrums

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.

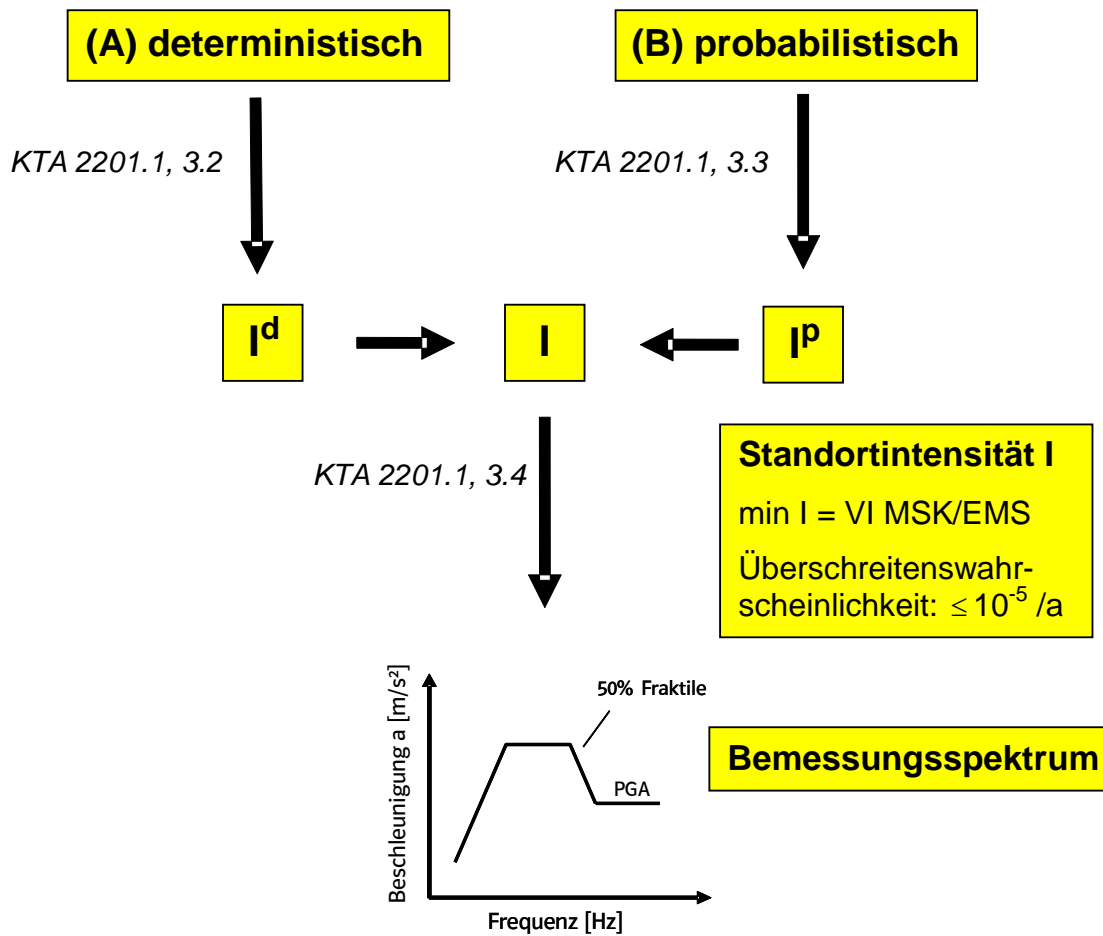


Bild 2-2: Festlegung des Bemessungserdbebens nach KTA 2201.1 (2010-11)

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 erfolgte im Rahmen der Periodischen

Sicherheitsüberprüfungen, der Errichtung des BE-Zwischenlagers und ggf. im Rahmen von Genehmigungsanträgen eine Überprüfung dieser Gutachten.

Zusätzlich sind bedingt durch Veröffentlichungen, Regelwerksänderungen (u. a. IAEA-Regeln, KTA-Regeln), Auswertungen relevanter Ereignisse wie das Erdbeben in Kaschihawasaki 2007 und durch Weiterentwicklung neuer wissenschaftlicher Methoden interne Überprüfungen der seismischen Gefährdung durchgeführt worden

Erdbeben in der Größenordnung der Standortintensität und somit auch der Bemessungsintensität sind in der Standortumgebung nach vorliegendem Kenntnisstand bisher nicht aufgetreten.

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 EVA-Spezifikation 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 gegen das Bemessungserdbeben (teilweise nur die sicherheitsrelevanten Bereiche) ausgelegt sind. Tabelle 2-4 enthält die nach einem Erdbeben zum Erreichen eines siche-

ren abgeschalteten Zustandes notwendigen und gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Systeme (teilweise nur die sicherheitsrelevanten Bereiche), die in den in Tabelle 2-3 aufgeführten Bauwerken untergebracht sind. Darüber hinaus sind weitere Hilfs- und Neben- sowie aktivitätsführende Systeme für das Bemessungserdbeben ausgelegt. Die Verfügbarkeit der Notstandssysteme ist auch nach dem Lastfall Erdbeben gegeben.

Nr.	Gebäude / Kanäle / Leitungen
1	Reaktorgebäude – Innenraum / Ringraum
2	Hilfsanlagegebäude / Konditionierungsanlagegebäude
3	Schaltanlagegebäude
4	Maschinenhaus im Bereich der Notspeisewasserpumpen und der Kabel für Nebenkühlwasserpumpen sowie Notstromkabel
5	Nebenanlagegebäude – Wasseraufbereitung und Hilfskessel im Bereich der Leitungen für das Nebenkühlwassersystem
6	Nebenanlagegebäude – Notstromdiesel und Deionatspeicher
7	Nebenanlagegebäude, Werkstatt und Lager im Bereich der Leitungen für das Nebenkühlwassersystem
8	FD-Armaturenkammer
9	Pumpenbauwerk im Bereich sicherheitstechnisch wichtige Pumpen
10	Abluftkamin (auf dem Hilfsanlagegebäude)
11	Rohrbrücke
12	Kabelkanäle
13	Notstandsgebäude (Diese Gebäude sind für den Lastfall Explosionsdruckwelle (EDW) ausgelegt, aufgrund der höheren Lasten aus diesem Lastfall gegenüber dem Bemessungserdbeben ist davon auszugehen, dass diese auch den Lasten aus dem Bemessungserdbeben standhalten.)
14	Gesichertes Gebäude

Tab. 2-3: Bauwerke, die gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind (teilweise nur die sicherheitsrelevanten Bereiche)

Nr.	System
1	Primärkreislauf
2	Druckhaltesystem
3	Volumenregelsystem
4	Not- und Nachkühlsystem
5	Beckenkühlsystem und Beckenreinigungssystem
6	Nukleares Zwischenkühlsystem
7	Nukleares Nebenkühlwassersystem
8	Gesichertes Zwischenkühlwassersystem
9	Nukleares Nebenkühlwassersystem – Rücklauf
10	Hauptspeisewassersystem
11	Notspeisesystem
12	Frischdampfsystem
13	Reaktorschutzsystem einschließlich: DE-Druckabsicherung ,Reaktorschnellabschaltssystem, Primärkreisabschluss, Gebäudeabschluss und Sekundärkreisabschluss
14	Sicherheitsrelevante Systeme und Systembereiche der Stromversorgung und Leittechnik
15	Notstromdiesel
16	Lüftungssystem im Kontrollbereich

Tab. 2-4: Systeme, die gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind (teilweise nur die sicherheitsrelevanten Bereiche)

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. Warte, Notsteuerstelle oder Teilsteuereinstelle sind für das Bemessungserdbeben ausgelegt. Es sind daher keine sicherheitsrelevanten Schadensmöglichkeiten zu erwarten.

2.1.2.3 Folgewirkungen des Erdbebens

Der Betrachtungsumfang zur Nachweisführung im Hinblick auf die Anlagensicherheit für mögliche Einwirkungskombination „Erdbeben mit Folgeereignissen“ wurde unter Berücksichtigung probabilistischer Aspekte festgelegt.

Als Folgeereignis bei Erdbeben ist die Berstdruckwelle aus dem unterstellten Versagen nicht gegen Erdbeben ausgelegter hochenergetischer Behälter (z. B. Speisewasserbehälter) relevant. Es wird sichergestellt, dass ein Versagen eines solchen hochenergetischen 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 Anlage berücksichtigt zudem, dass nach einem Erdbeben die Eigenbedarfsversorgung sichergestellt ist.

2.1.2.3.1 Nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegte Strukturen, Systeme und Komponenten

KKU befindet sich in einer schwach seismischen Zone (mit anzunehmenden horizontalen Bodenbeschleunigungen von weniger als 1 m/s^2). Zudem sind die Gebäude pfahlgegründet, so dass keine Gefahr der Bodenverflüssigung besteht (s. a. KTA 2201.2, ÄEV vom 16.02.2011). Die standortspezifischen Baugrundgutachten zeigen zudem auf, dass aufgrund der geringen Bodenbeschleunigungen des Bemessungserdbebens Bodenverflüssigungseffekte nicht zu erwarten sind.

In der Auslegung wird darüber hinaus zwischen EK I- 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 Ila-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 vorhanden. Es stehen neben den vier Notstromdieseln zwei weitere diversitäre Notstandsnotstromdiesel mit gekoppelten Notstandsspeisewasserpumpen 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 gegeben.

2.1.2.3.4 Andere Folgewirkungen

Andere Folgewirkungen brauchen bei KKW 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 KKV 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 KKV 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“
- DIN EN ISO 14001 „Umweltmanagementsystem Anforderungen“
- OHSAS 18001 „Arbeits- und Gesundheitsschutzmanagementsysteme Anforderungen“
- BMU-Leitfaden „Grundlagen zur Bewertung von Sicherheitsmanagementsystemen in Kernkraftwerken“
- IAEA Safety Guide GS-R-3.1 „The Management System for Facilities and Activities“

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

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

Die Vorgaben des Managementsystems gelten für alle relevanten Prozesse im KKW, 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 KKW und nach KTA 1202 (Anforderungen an das Prüfhandbuch) im Prüfhandbuch des KKW 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 Halterungsichtprüfungen 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 Auflagen und Bedingungen für die verschiedenen Betriebszustände verbindlich festgeschrieben, so z. B. Anforderungen an Mindestfüllstände von Dieselvorratstanks der Notstromdiesel und an andere bei Erdbeben relevante Systeme (z. B. Mindestfüllstände von Flutbehältern, Mindestverfügbarkeiten der Stromversorgung, etc.). Diese Anforderungen werden kontinuierlich überprüft, z. B. während des Wiederanfahrens nach einem Brennelementwechsel, bei Störungen, Auftreten von entsprechenden Meldungen, wie-

derkehrenden Prüfungen und z. T. mit Online-Meldungen bei Unter-/Überschreiten von dort festgelegten Werten auf der Warte versehen.

Bei Anlagenänderungen kommt ein gestuftes Verfahren zum Einsatz, welches der sicherheitstechnischen Bedeutung der Änderung Rechnung trägt und detailliert im Betriebshandbuch beschrieben ist. Wesentliche Änderungen 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 Unterweser unterschieden nach:

- Änderungen, die vor Ausführung einer Zustimmung durch die Aufsichtsbehörde bedürfen,
- Änderungen die vor Ausführung einer Anzeige an die Aufsichtsbehörde bedürfen
- Änderungen, die vom Betreiber eigenverantwortlich durchgeführt werden können.

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

Hinsichtlich der Übereinstimmung des Kernkraftwerks Unterweser 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 Verfügun-*

gen 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 KKW allein über auslegungsgemäße Maßnahmen sichergestellt, so dass keine mobilen Einrichtungen, Notfallmaßnahmen oder externe Geräte benötigt werden.

2.1.3.3 Festgestellte Abweichungen

Nach dem Betriebshandbuch werden Unregelmäßigkeiten, Störungen, Mängel und Schäden von jedem Mitarbeiter im Kraftwerk an die Schichtleitung gemeldet, welche 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 Unterweser 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. Identifizierte Befunde werden sicherheitstechnisch bewertet und entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung erfolgt anschließend dann die Wiederherstellung des spezifizierten Zustandes.

Hinsichtlich Erdbeben sind für KKW 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 für Norddeutschland und somit auch für KKW 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 für die im BE-Becken befindlichen Brennelemente ist der Einschluss der Radioaktivität auch durch den Sicherheitsbehälter und das gegen alle EVA-Einwirkungen (einschließlich Erdbeben) ausgelegte Reaktorgebäude permanent gewährleistet. Unter Berücksichtigung der geringen seismischen Gefährdung und des hohen Auslegungsstandards und der hohen Robustheit ist bei den zu erwartenden Erdbebenstärken in der Umgebung des KKW daher nicht zu erwarten, dass der Einschluss radioaktiver Stoffe gefährdet ist.

Darüber hinaus sind die inventarführenden Behälter im Hilfsanlagegebäude durch zusätzliche Wannen abgesichert, so dass austretende Stoffe konzeptgemäß aufgefangen werden können.

2.2.3 Auslegungsüberschreitendes Hochwasser infolge auslegungsüberschreitenden Erdbebens

Das Kernkraftwerk ist für ein Erdbeben mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $\leq 1 \cdot 10^{-5}$ /a (KTA 2201) und einem Hochwasser mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit 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 KKU 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

Die Anlage liegt im Tidebereich am Ästuar des Flusses Weser und ist durch zwei Barrieren gegen Hochwasser und dessen Auswirkungen geschützt.

Die erste Barriere ist der Landesschutzdeich und die zweite die sogenannte Anlagensicherheitsgrenze, d. h. der Höhenkote bis zu dem die sicherheitsrelevanten Anlageteile gegen eindringendes Wasser geschützt sind.

Für die Auslegung des Deiches ist das ermittelte Bemessungshochwasser maßgebend.

Für die Festlegung der Anlagensicherheitsgrenze ist ein unter konservativen Annahmen postulierter Deichbruch beim Eintreten des Bemessungshochwassers, der zu einer Überflutung des Anlagengeländes führt, das Auslegungskriterium.

3.1.1 Hochwasser, gegen welches die Anlage ausgelegt ist

Nachfolgend wird zunächst auf die Ermittlung des Bemessungshochwassers und anschließend auf die Ermittlung des Wasserstandes auf dem Anlagengelände nach einem postulierten Deichbruch eingegangen.

3.1.1.1 Höhe des Bemessungshochwassers

Basis für die Hochwasserauslegung ist die KTA 2207. Aufgrund der darin beschriebenen Verfahren wurde das Bemessungshochwasser für eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$ ermittelt.

Zur Bestimmung des zeitlichen Verlaufs des Bemessungshochwassers gibt es keine methodischen Vorgaben in der KTA 2207 (2004). Auf Basis von beobachteten Extremsturmfluten wurde ein mittlerer zeitlicher Verlauf bestimmt (vgl. Bild 3-1). Somit ergibt sich in der Summe eine Bemessungssturmflut mit einem Scheitelwert von 7,06 m NN und einem Verlauf, der aufgetretenen extremen Sturmflutereignissen entspricht.

Die Anlage KKU liegt im Gezeitenbereich der Nordsee. Daher kann die Dauer der genannten maximalen Wasserstände maximal wenige Stunden betragen.

Die Deichhöhe im Kraftwerksbereich beträgt +7,34 m NN bis +8,04 m NN. Durch einen Wellenaufbau von bis zu 0,75 m an der Deichkrone ist beim Bemessungshochwasser eine maximale Wellenüberlaufmenge von bis zu 0,2 l/(m*s) zu erwarten. Diese liegt weit unterhalb des Grenzwertes für Deichschäden von 10 l/(m*s).

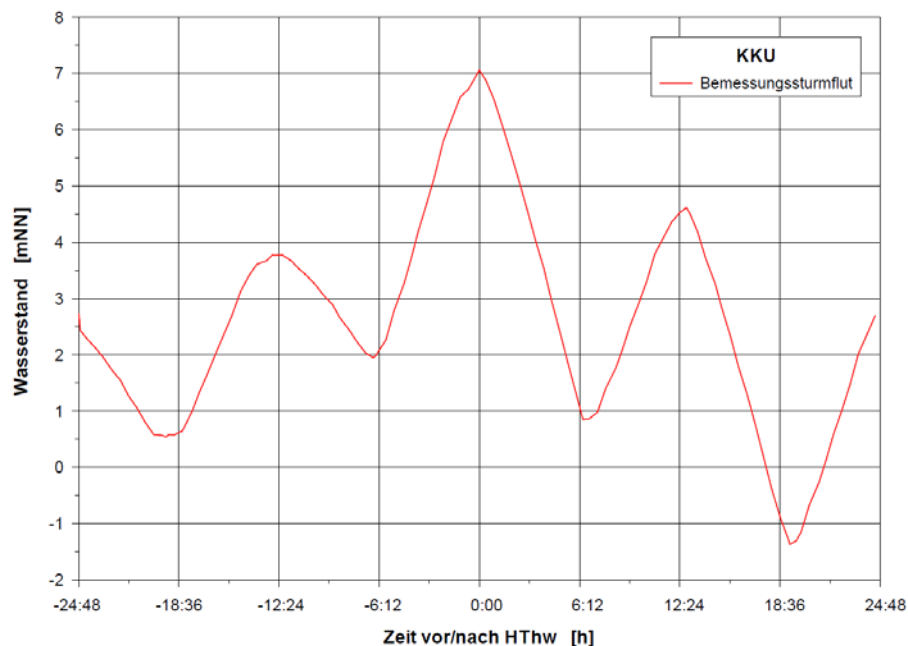


Bild 3-1 Maßgebende Sturmfluttidekurve einer Sturmflut mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von $1 \cdot 10^{-4}$ /a am Standort KKU

Ausgehend vom Bemessungshochwasser wurde ein konservativer Deichbruch im Umfeld der Kraftwerksanlage postuliert. Dabei wurden folgende konservative Annahmen getroffen:

- Der Deichbruch erfolgt bei einem Hochwasser von 5,48 m (Überschreitenswahrscheinlichkeit $1 \cdot 10^{-2}/a$) d. h. bei Flut.
- Es wird die Soll-Deichhöhe angenommen und nicht die tatsächlich vorhandene, die mindestens 0,24 m höher ist.
- Die Deichbruchbreite wird mit 200 m angenommen, einer im Küstenbereich noch nie beobachteten Bruchbreite.
- Der Deichbruch erfolgt bis auf Deichvorlandhöhe von 2,00 m NN.
- Die Bruchgeschwindigkeit wird mit unendlich angenommen, d. h. es tritt ein plötzlicher Deichbruch auf.

Der sich dann einstellende Wasserstand auf dem Anlagengelände beträgt +3,14 m NN und liegt somit 0,86m unterhalb der Anlagensicherheitsgrenze von +4,00 m NN.

3.1.1.2 Methodik bei der Festlegung des Bemessungshochwassers

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

Für Küstenstandorte, wie es beim KKW der Fall ist, wird das Bemessungshochwasser direkt aus den historischen Sturmflutwasserständen bestimmt. Bei Deichen wird zusätzlich zu dem Bemessungshochwasser der Wellenauflauf berücksichtigt.

Das Bemessungshochwasser für den Deich bei einem Sturmflutereignis mit einer Eintrittshäufigkeit von $10^{-4}/a$ (10.000-jähriges Hochwasser) wurde zu +7,06 m NN ermittelt.

Der Wasserstand auf dem Anlagengelände nach einem postulierten Deichbruch wurde auf der Basis eines digitalen Geländemodells unter den in Abschnitt 3.1.1.1 genannten konservativen Randbedingungen rechnerisch bestimmt.

3.1.1.3 Angemessenheit der Auslegung

Das standortspezifische Bemessungshochwasser wurde unter Verwendung von behördlichen Angaben 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 Bemessungshochwassers. 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 E.ON-Standorte und auch vom Standort KKU durchgeführt worden. Hierzu wurde u. a. eine Arbeitsgruppe der E.ON Kernkraft mit verschiedenen externen Experten etabliert. In allen Untersuchungen hat sich gezeigt, dass die Auslegungsgrundlagen weiterhin gültig sind.

Auf Basis der KTA 2207 (Fassung 2002) wurden in den Jahren 2004 bis 2007 neue Gutachten zum Hochwasserschutz erstellt.

Hochwasser in der Größenordnung des Bemessungshochwassers sind am Standort nach vorliegendem Kenntnisstand bisher nicht aufgetreten.

Der Abstand vom maximalen Wasserstand auf dem Anlagengelände nach einem postulierten Deichbruch im Umfeld der Anlage zur Anlagensicherheitsgrenze von +4,00 m NN beträgt +0,86 m.

3.1.2 Vorkehrungen zum Schutz der Anlage gegen Bemessungshochwasser

Die Kraftwerksanlage selbst ist gegen Hochwasser durch permanente Hochwasserschutzmaßnahmen (bauliche Maßnahmen) geschützt. Temporäre Schutzmaßnahmen sind bei Bemessungshochwasser nicht erforderlich und entsprechend nicht vorgesehen. Der Schutz der Anlage gegen Hochwasser ist durch zwei Barrieren gewährleistet, zum einen durch das Deichbauwerk und zum anderen, wenn bei einem gleichzeitig zum Bemessungshochwasser dennoch postulierten Deichbruch im Umfeld das Anlagengelände überflutet wird, durch die Anlagensicherheitsgrenze, bis zu der alle sicherheitsrelevanten Anlagenteile geschützt sind.

Zusätzlich wurde in einem weiteren Gutachten die Standsicherheit des Deiches bei dem ermittelten Bemessungshochwasser sowie auch bei Bemessungshochwasser und gleichzeitiger weiterer Einwirkungen wie z. B. Erdbeben festgestellt, sodass ein Deichbruch durch die Wasserlast auf den Deich praktisch nicht zu unterstellen ist.

Die nachfolgenden beschriebenen Ausführungen zu den Vorkehrungen zum Schutz der sicherheitsrelevanten Anlagenteile beziehen sich auf die Überflutung des Anlagengeländes nach einem postulierten Deichbruch beim 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 Überflutung des Anlagengeländes ausgelegt, so dass ein Eindringen von Wasser nach einem postuliertem Deichbruch beim Bemessungshochwasser ausgeschlossen ist.

Nr.	Gebäude / Kanäle / Leitungen
1	Reaktorgebäude – Innenraum / Ringraum
2	Hilfsanlagengebäude / Konditionierungsanlagengebäude

Nr.	Gebäude / Kanäle / Leitungen
3	Schaltanlagegebäude – (Das Gebäude wird bestimmungsgemäß entsprechend dem Überflutungswasserstand geflutet. Im Überflutungsbereich befinden sich nur Kabel. Alle weiteren elektro- und leittechnischen Einrichtungen befinden sich oberhalb 4,00 m NN)
4	Maschinenhaus im Bereich der Notspeisewasserpumpen und der Kabel für Nebenkühlwasserpumpen sowie Notstromkabel (Das Gebäude wird bestimmungsgemäß entsprechend dem Überflutungswasserstand geflutet. Alle o. g. Einrichtungen sind Überflutungssicher aufgestellt.)
5	Nebenanlagegebäude – Notstromdiesel und Deionatspeicher
6	FD-Armaturenkammer
7	Feuerwehrgebäude
8	Kühlwasserpumpenbauwerk (Auf der Flusseite Schutz bis zum Bemessungshochwasser
9	Abluftkamin (auf dem Hilfsanlagegebäude)
10	Notstandsgebäude
11	Notstandsgebäude
12	Gesichertes Gebäude

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

Ein Versagen von Systemen kann bei einer Überflutung des Anlagengeländes nach einem postulierten Deichbruch beim Bemessungshochwasser ausgeschlossen werden, wenn die Bauwerke, in denen Sie untergebracht sind, gegen Anlagenüberflutung ausgelegt sind. Die folgenden Systeme, welche zur Herstellung eines sicheren abgeschalteten Zustandes, 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 Anlagenüberflutung geschützt oder sie sind außerhalb und aufgrund ihrer Integrität gegen Hochwasser ausgelegt. Rohrleitungen, die außerhalb der Gebäude Verlaufen sind permanent mit Wasser gefüllt, so dass deren Auftrieb nicht unterstellt werden muss.

Nr.	System
1	Primärkreislauf
2	Druckhaltesystem
3	Volumenregelsystem
4	Leckageergänzungssystem
5	Not- und Nachkühlsystem und
6	Beckenkühlsystem und Beckenreinigungssystem
7	Nukleares Zwischenkühlsystem
8	Nebenkühlwassersystem
9	Gesichertes Zwischenkühlsystem
10	Hauptspeisewassersystem
11	Notspeisewassersystem
12	Frischdampfsystem
13	Notstandsspeisewassersystem
14	Notstandsnebenkühlwassersystem
15	Reaktorschutzsystem einschließlich DE-Druckabsicherung, Reaktorschnellabschaltsystem, Primärkreisabschluss, Gebäudeabschluss, Sekundärkreisabschluss
16	Stromversorgung und Leittechnik
17	Notstrom- und Notstandsdiesel
18	Sicherheitsrelevante Lüftungsanlagen(teile), Kaltwassersystem sowie weitere sicherheitsrelevante Hilfs- und Nebenanlagen

Tab. 3-3: Systeme, die gegen Anlagenüberflutung ausgelegt sind

3.1.2.2 Wesentliche Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption gegen Hochwasser

Zusammenfassend lässt sich das Schutzkonzept der Anlage und somit die Hochwasserschutzbarrieren, Hochwasserschutzmaßnahmen, deren Auslegung, die Nachweise und Auslegungsrandbedingungen wie folgt beschreiben:

- Schutz vor Hochwasser in der Weser durch das Deichbauwerk mit einer Höhe von +7,34 m NN bis +8,04 m NN mit folgenden Randbedingungen:
 - Bemessungshochwasser von +7,06 m NN,
 - Wellenauflauf von bis zu 0,75 m mit einer daraus resultierenden maximalen Wellenüberlaufmenge von bis zu 0,2 l/(m*s). Diese liegt weit unterhalb des Grenzwertes für Deichschäden von 10 l/(m*s).
- Die Anlage wird bei einem Hochwasser in der Weser von +6,00m NN und weiter steigender Tendenz vorsorglich abgefahren.
- Nachweis des Standsicherheit des Deiches für folgende Lastfälle:
 - Bemessungshochwasser von +7,06 m NN ($10^{-4}/a$) und
 - Bemessungshochwasser von +5,48 m NN ($10^{-2}/a$) in Kombination mit 40% des Beanspruchungsniveaus des Bemessungserdbebens.
- Der Deich im Kraftwerksbereich hat eine höhere Wehrhaftigkeit gegenüber den angrenzenden Deichstrecken.
- Obgleich des Nachweises der Standsicherheit wird ein Deichbruch im Umfeld der Kraftwerksanlage unter konservativen Randbedingungen (vgl. Abschnitt 3.1.1.1) postuliert, der zu einem maximalen Wasserstand auf dem Anlagengelände von 3,14 m NN führt.

- Die Anlage kann bis zu einem Wasserstand auf dem Anlagengelände von +3,00 m NN normal abgefahren werden.
- Alle sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile sind bis zur Anlagensicherheitsgrenze von +4,00 m NN geschützt. Der Abstand vom maximalen Wasserstand auf dem Anlagengelände nach einem postulierten Deichbruch im Umfeld der Anlage zur Anlagensicherheitsgrenze von +4,00 m NN beträgt +0,86 m. Einzelne sicherheitsrelevante Anlagenteile wie z. B. Batterien sind noch höher angeordnet (+8,00 m NN).

3.1.2.3 Wesentliche Vorkehrungen in der Betriebsführung der Anlage gegen Hochwasser

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

Zum Schutz gegen extreme Sturmflutwasserstände ist entsprechend KTA 2207 ein Sturmflutwasserstand mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit $10^{-4}/a$ (Bemessungshochwasser) angesetzt, bei dem zusätzlich ein entsprechend zu bestimmender Wellenaufschlag berücksichtigt wurde.

Permanenter Hochwasserschutz:

- Standfester, nachgewiesener Deich gegen Bemessungshochwasser
- Hohes Kraftwerksgelände und erhöhte Anordnung zu schützender Anlagenteile (ab einer Höhe von + 4,00 m NN). (Aufstellung der Batterien auf +8,00 m NN)
- Überflutungsgesicherte Umschließung und Isolation sicherheitstechnisch wichtiger Gebäude.
- Die nicht gegen Anlagenüberflutung ausgelegten Bauwerke Schaltanlagegebäude und Maschinenhaus werden bestimmungsgemäß geflutet, um ein Aufschwimmen zu vermeiden. Im gefluteten Bereich sind unzulässige Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen (z. B. Kabel) ausgeschlossen.
- Alle erdverlegten Rohrleitungen somit auch die Nebenkühlwasserleitungen sind ständig mit Wasser gefüllt, so dass ein Aufschwimmen von Leitungen nicht möglich

ist und somit ein Wassereintrag in den Ringraum durch Schäden am Reaktorgebäude ausgeschlossen werden kann.

- Die Auftriebssicherheit und Standsicherheit der Kabelkanäle gegen die bei Überflutung anstehende Wassersäule wurde nachgewiesen.
- Soweit Räume mit sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen unterhalb +4,00 m NN angeordnet sind und geflutet werden könnten, sind diese entsprechend ausgelegt und mit Flutungsschutztüren versehen.
- Die Anlage kann bis zu einem Wasserstand auf dem Kraftwerksgelände von +3,00 m NN auf "unterkritisch kalt" über die Betriebssysteme abgefahren werden. Das Abfahren der Anlage erfolgt gemäß Alarmordnung.
- Das Abfahren der Anlage erfolgt bereits bei einem Hochwasser vor dem Deich von + 6,00 m NN.
- Schottungen unterhalb von +4,00 m NN sind gegen Hochwasser ausgelegt (Kabelschottungen bis 5 bar (50 mWs), Rohrschottungen mindestens bis 6 mWs).

Eine ungefähre Vorhersage des zu erwartenden nächsten Hochwassers ist mittels Warteninstrumentierung möglich (Vergleich mit früheren Messungen). Erhöhte Sturmflutgefahr ist grundsätzlich gegeben bei länger anhaltenden Windgeschwindigkeiten > 10 m/s aus westlichen Richtungen und ca. 2 - 4 Tage nach Voll- oder Neumond (Zeiten siehe Tidenkalender). Bei erhöhter Sturmflutgefahr ist der Weserwasserhöhenstand (Angaben bezogen auf NN) auf Erreichen der Grenzwerte für die Auslösung von Alarmen zu beobachten. Eine Warnung vor Hochwasserereignissen erfolgt aufgrund von Verträgen mit dem BSH (Bundesamt für Seeschifffahrt und Hydrografie) automatisch ab einem zu erwartenden Hochwasser von 3,50 m NN. Die Vorwarnzeit beträgt ca. 8 bis 12 Stunden. Liegt keine Hochwasservoraussage vor, so ist diese zu erfragen bei:

- BSH/Seewetteramt Hamburg/Internet oder
- Regierungsvertretung Oldenburg, NLWKN Brake-Oldenburg oder
- Oldenburgischer Deichband II Brake.

Organisatorische und administrative Maßnahmen für eine Hochwassersituation sind im Betriebshandbuch und in den Schichtanweisungen festgeschrieben. In Abhängigkeit von den zu erwartenden Mittleren Tidenhochwässern (MThW, ca. +2,0 m NN) werden

Sturmflutvoralarm (>1,5 m MThW) und Sturmflutalarm (>3,0 m MThW) vom Schichtleiter und Katastrophenalarm „Sturmflut“ bei Deichbruchgefahr von der zuständigen Behörde ausgelöst und folgende Maßnahmen durchgeführt:

Sturmflutvoralarm

- Alarmierung interner Stellen
- Sicherung von Booten und abschwemmbaren Gegenständen im Deichvorland
- Besetzung von Deich und Kühlwasserentnahmebauwerk, Rundgänge in Kühlwasserentnahmebauwerk
- Kontrolle von HW-Schutzeinrichtungen (Flutungsschutztüren, Wandöffnungen)
- zusätzliches Personal wird in Bereitschaft versetzt (verantwortliches Schichtpersonal zur Sicherstellung der Ablösung, verantwortliches Personal zur Lenkung und Leitung der Maßnahmen)

Sturmflutalarm

- verstärkte Sicherung von Booten und abschwemmbaren Gegenständen im Deichvorland und Verstärkung der Deichwache
- Verstärkung der Deichwache
- Objektsicherungsmaßnahmen (Zaundurchgänge besetzen)
- Bei entleertem Querkanal im ZM1: Flutung des Querkanals zur Gewährleistung der Auftriebssicherheit
- Vorbereitung zum Fluten von Maschinenhaus und Schaltanlagegebäude
- Abfahren der Anlage bei Hochwasser > 6,00 m NN und Hochwasser-Anstiegsprognose (Vermeidung der Überflutung des KW-Geländes durch Überlaufen des Kraftschlussbeckens)
- Alarmierung von zusätzlichem Personal (verantwortliches Schichtpersonal zur Sicherstellung der Ablösung, verantwortliches Personal zur Lenkung und Leitung der Maßnahmen)

Sturmflutkatastrophenalarm

- Abfahren der Anlage wenn erforderlich
- materielle/personelle Unterstützung der Katastrophenabwehr
- bei Überflutung durch Deichbruch Flutungsmöglichkeit von Maschinenhaus und Schaltanlagegebäude gewährleisten

3.1.2.4 Auswirkungen der Situation außerhalb der Anlage

Bezüglich der Anlagentechnik wurden in Zusammenhang mit Hochwasser der Ausfall Hauptwärmesenke und der Notstromfall bei der Auslegung der Anlage unterstellt.

Die Zufahrt zur Anlage zur Anlage ist bei Hochwasser nicht beeinträchtigt. Tritt zum Hochwasser zusätzlich ein postulierter Deichbruch ein, können zur Zufahrt Wasserfahrzeuge notwendig sein. Die Wasserfahrzeuge sind auf der Anlage verfügbar. Zusätzlich kann auf Einrichtungen der Kreisfeuerwehr Wesermarsch zurückgegriffen werden.

Zusätzliches Personal wird alarmiert.

3.1.3 Einhaltung der geltenden Genehmigungsgrundlage

3.1.3.1 Prozess hinsichtlich erforderlicher Systeme, Komponenten und Strukturen

Zur Gewährleistung der Übereinstimmung des KKV mit der aktuellen Genehmigungsgrundlage 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 KKV 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“
- DIN EN ISO 14001 „Umweltmanagementsystem Anforderungen“
- OHSAS 18001 „Arbeits- und Gesundheitsschutzmanagementsysteme Anforderungen“
- BMU-Leitfaden „Grundlagen zur Bewertung von Sicherheitsmanagementsystemen in Kernkraftwerken“
- IAEA Safety Guide GS-R-3.1 „The Management System for Facilities and Activities“

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

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

Die Vorgaben des Managementsystems gelten für alle relevanten Prozesse im KKW, 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 KKW und nach KTA 1202 (Anforderungen an das Prüfhandbuch) im Prüfhandbuch des KKW 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.

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

Im Betriebshandbuch sind weiterhin in diversen Kapiteln sicherheitstechnisch wichtige Auflagen und Bedingungen für die verschiedenen Betriebszustände verbindlich festgeschrieben, so z. B. Anforderungen an Mindestfüllstände von Dieselvorrattanks der Notstromdiesel und an andere bei Hochwasser relevante Systeme (z. B. Mindestfüllstände von Flutbehältern, Mindestverfügbarkeiten der Stromversorgung, etc.). Diese Anforderungen werden kontinuierlich überprüft, z. B. während des Wiederanfahrens nach einem Brennelementwechsel, bei Störungen, Auftreten von entsprechenden Mel-

dungen, wiederkehrenden Prüfungen und z. T. mit Online-Meldungen bei Unter-/Überschreiten von dort festgelegten Werten auf der Warte versehen.

Bei Anlagenänderungen kommt ein gestuftes Verfahren zum Einsatz, welches der sicherheitstechnischen Bedeutung der Änderung Rechnung trägt und detailliert im Betriebshandbuch beschrieben ist. Wesentliche Änderungen, 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 Unterweser unterschieden nach:

- Änderungen, die vor Ausführung einer Zustimmung durch die Aufsichtsbehörde bedürfen,
- Änderungen die vor Ausführung einer Anzeige an die Aufsichtsbehörde bedürfen
- Änderungen, die vom Betreiber eigenverantwortlich durchgeführt werden können.

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

Hinsichtlich der Übereinstimmung des Kernkraftwerks Unterweser 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 Verfügun-*

gen 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 Hochwassers und der Anlagenüberflutung wird im KKV allein über auslegungsgemäße Maßnahmen sichergestellt, so dass keine mobilen Einrichtungen, Notfallmaßnahmen oder externe Geräte benötigt werden. Zum Transport von Personal und Material sind entsprechende Boote auf den Kraftwerksgelände vorhanden. Zusätzlich kann auf Einrichtungen der Kreisfeuerwehr Wesermarsch zurückgegriffen werden.

3.1.3.3 Festgestellte Abweichungen

Nach dem Betriebshandbuch werden Unregelmäßigkeiten, Störungen, Mängel und Schäden von jedem Mitarbeiter im Kraftwerk an die Schichtleitung gemeldet, welche 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, zul. Nichtverfügbarkeitszeiten usw.).

Gemäß der Verordnung über den Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (AtSMV) hat der Genehmigungsinhaber des Kernkraftwerkes Unterweser 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. Identifizierte Befunde werden sicherheitstechnisch bewertet und entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung erfolgt anschließend dann die Wiederherstellung des Sollzustandes.

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

3.2 Bewertung von Auslegungsreserven

Die in Kapitel 3.2 getätigten Aussagen basieren im Wesentlichen auf den noch vorhandenen Auslegungsreserven gegenüber dem Bemessungshochwasser und ingenieurmäßigen Beurteilungen.

3.2.1 Abschätzung von Auslegungsreserven gegen Überflutung

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 Bemessungshochwassers waren.

Bei der Auslegung der Bauwerke wurde eine Anlagensicherheitsgrenze (hochwasserfreie Kote der Gebäude) von +4,00 m NN festgelegt und für die gegen Hochwasser ausgelegten sicherheitstechnischen Gebäude in der Anlage ausgeführt. Das zu erwar-

tende Bemessungshochwasser nach KTA 2207 für KKV mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von 10^{-4} /a für Deichbrüche außerhalb des Kraftwerksbereichs ist +3,14 m NN. Der Abstand bzw. der Freibetrag im Vergleich zur Anlagensicherheitsgrenze von +4,00 m NN beträgt somit +0,86 m. Ein möglicher Wassereintrag in die Gebäude mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen über anschließende Rohr- und Kabelkanäle oder über benachbarte Gebäude mit tiefliegenden Eingängen ist auf Grundlage der Auslegungsgrundsätze und -randbedingungen erst oberhalb der Anlagensicherheitsgrenze von +4,00 m NN möglich, so dass erst dann die betreffenden vitalen Funktionen beeinträchtigt sein können.

Im Falle eines Hochwasserereignisses greifen organisatorische und administrative Maßnahmen. So ist angewiesen, die Anlage bei einem Hochwasser vor dem Deich von +6,00 m NN in den Zustand „unterkritisch, kalt“ abzufahren. Zudem werden bei diesem Hochwasser gemäß BHB Maßnahmen durchgeführt. Somit sind ausreichende Maßnahmen zum Funktionserhalt bzw. die Verfügbarkeit der vorhandenen Vorkehrungen gegeben. Vorsorgemaßnahmen bei absehbaren oder sich anbahnenden Ereignissen sowie Maßnahmen bei Eintritt von Ereignissen zur Ereignisbeherrschung sind vorgesehen. Damit wird sichergestellt, dass Störungen der Infrastruktur rechtzeitig entgegen gewirkt werden kann und sicherheitstechnisch relevante Maßnahmen aufgrund der zur Verfügung stehenden Zeit rechtzeitig von der Organisation veranlasst werden können.

Extreme Hochwasserereignisse am KKV sind durch die Lage am Weserästuar nur durch von der Nordsee einlaufende Sturmfluten zu erwarten. Extreme Binnenwasserabflüsse haben aufgrund des großen Abflussquerschnittes in der Unterweser keinen signifikanten Einfluss auf die Wasserstände am KKV. Alle Effekte, die bei einer Sturmflut einen signifikanten Einfluss haben (z. B. astronomische Tide, Windstau, Seegang, lokales Wellenklima, Wellenauflauf) wurden in den entsprechenden Untersuchungen sowie der Stellungnahme des Sachverständigen berücksichtigt. An dieser Stelle ist zu erwähnen, dass auch Untersuchungen zum Einfluss des Wesertunnels auf die Hochwassersicherheit des KKV vorgenommen wurden, falls ein Deichbruch auf der gegenüberliegenden Weserseite des KKV erfolgt und angenommen wird, dass Wasser durch den Wesertunnel auf die andere Weserseite strömt. Der Einfluss des Wesertun-

nels hat sich als nicht signifikant erwiesen, so dass hierdurch keine erhöhte Hochwassergefährdung gegeben ist.

Das Versagen von Staustufen (Weserwehr in Bremen), Eishochwasser und Starkniederschläge am Standort des KKW wurden bewertet. Da jedoch der Einfluss des Einzelereignisses vom Hochwasserereignis abgedeckt ist oder eine Überlagerung mit dem Hochwasserereignis nicht signifikant ist, wurden die Einflüsse nicht berücksichtigt.

Hinsichtlich eines Tsunamis in der Nordsee gibt es verschiedene wissenschaftliche Untersuchungen durch Institute und Behörden, die alle zum ungefähr gleichen Ergebnis kommen, dass es an der Deutschen Nordseeküste nur zu Wasserstandserhöhungen im Bereich von einem Meter kommen kann. Auswirkungen auf die Hochwasserschutzanlagen sind daher nicht zu unterstellen.

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.

3.2.2 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Überflutung

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

Zur Erhöhung der Robustheit der Anlage waren zum Stichtag 30.06.2011 die nachfolgend beschriebenen Maßnahmen geplant und beantragt:

- Deicherhöhung auf +10 m NN mit durch den Deich bis in ca. 20 m Tiefe getriebene Spundwände, durch die ein Deichbruch im kraftwerksnahen Bereich deterministisch ausgeschlossen wird und ein mehr als hinreichender Abstand zum Bemessungshochwasser besteht,

- Erhöhung der Anlagensicherheitsgrenze für die Notstandssysteme und weitere sicherheitsrelevante Bereiche von +4,00 m NN auf +6,00 m NN durch bei Bedarf aufbaubare Schottungen (temporärer Hochwasserschutz). Dadurch wird auch bei einer potentiellen Anlagenüberflutung ein mehr als hinreichender Abstand zu einem möglichen Wasserstand auf dem Anlagengelände erreicht.
- Erweiterung der Möglichkeiten zur Durchführung von Notfallmaßnahmen.

Mit Ausnahme der Deicherhöhung wurde für diese Maßnahmen von Seiten der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde auch die Zustimmung zur Umsetzung erteilt, eine Umsetzung ist noch nicht erfolgt.

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 Unterweser in Betracht kommen sind:

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

Aus diesen Ereignissen abzuleitende Auslegungsanforderungen wurden jeweils systemspezifisch festgelegt.

Extreme Winde

Resultieren im Wesentlichen aus Stürmen und Tornados. Die Auslegung der Gebäude entspricht den Anforderungen aus DIN 1055-4 „Lastannahmen für Bauten“. Ein Vergleich mit den aufgetretenen Windlasten am Standort zeigt, dass ausreichend Sicherheitsreserven zu den Bemessungswindlasten bestehen. Außerdem werden die Windlasten durch die vorhandene Auslegung gegen Explosionsdruckwelle abgedeckt.

Im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung wurde zusätzlich nachgewiesen, dass der Abluftkamin für die maximal auftretenden Windlasten mit ausreichender Sicherheit bemessen ist.

Extreme Temperaturen

Hohe Umgebungstemperaturen

Für das Kernkraftwerk Unterweser wurde ein Temperatur-Maximum der Luft von +37 °C bei der Auslegung berücksichtigt.

Sowohl bau- als auch energietechnisch haben hohe Lufttemperaturen für das Kraftwerk keine sicherheitsrelevanten Folgen.

Die Regelungen zur Kühlwasserentnahme und Rückgabe sind u. a. auch in Bezug auf die Temperaturen im wasserrechtlichen Erlaubnisbescheid festgelegt. Die Einhaltung der dort genannten Randbedingungen führt dazu, dass die Leistung des Kraftwerks ab einer Weserwassertemperatur von 23 °C abgesenkt werden muss.

Für das Kernkraftwerk Unterweser ist eine sichere Nachwärmeabfuhr unter Störfallbedingungen und die Funktionssicherheit der Notstromdieselanlage mindestens bis zu einer länger anhaltenden postulierten Weserwassertemperatur von 28 °C gewährleistet ist. Der Sachverhalt wurde bereits durch die Sachverständigen des TÜV-Nord bestätigt.

Niedrige Umgebungstemperaturen / Eisgang

Für das Kernkraftwerk Unterweser wurde ein Temperatur-Minimum der Luft von -31 °C bei der Auslegung berücksichtigt.

Sowohl bau- als auch energietechnisch haben niedrige Lufttemperaturen für das Kraftwerk keine sicherheitsrelevanten Folgen.

Zur Sicherstellung der Kühlwasserversorgung gibt es zwei Einrichtungen, die eine Beeinträchtigung der Rechenanlagen durch Eis verhindern. Ein mechanisches Reinigungssystem mit Abstreifbürsten gegen Verschmutzungen aller Art, und speziell gegen die Vereisung eine Auftauleitung, durch die warmes Wasser aus dem Kraftschlussbecken vor die Rechen eingeführt wird.

Weiter besteht die Möglichkeit, dass gesicherte Nebenkühlwasser im Kreislauf zu betreiben. Dabei wird das erwärmte Wasser aus dem Kraftschlussbecken an den Stirnseiten des Einlaufbauwerks wieder in den Querkanal eingespeist. Dieser Kreislaufbetrieb führt zu einer Erhöhung der Wassertemperatur im Querkanal. Damit wird der eventuell durch Eisbildung beeinträchtigte Feinrechenrost von der Rückseite her aufgetaut und kaltes Wasser strömt nach.

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 und 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 einen minimalen Wasserzulauf ermöglichen. Die Massenströme der sicherheitstechnisch wichtigen Nebenkühlwassersysteme

me werden zusätzlich permanent überwacht, um hier frühzeitig Änderungen zu detektieren. Grenzwertunterschreitungen der Massenströme werden automatisch auf der Warte signalisiert.

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

Gegen mikrobiologisch bakteriell induzierte Korrosion (MIC) wurden durch Materialauswahl, Beschichtung und wiederkehrende Prüfungen der relevanten Komponenten entsprechend wirksame Schutzmaßnahmen getroffen.

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

Blitzschlag

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

Alle Gebäude auf dem Gelände des Kernkraftwerks verfügen über Blitzableiter gemäß KTA 2206. 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 kann.

Als Schutz vor indirekten Blitzeinschlägen ist gemäß KTA 2206 ein innerer Blitzschutz vorhanden. Darunter versteht man alle Maßnahmen, die der Beeinträchtigung leitfähiger Installationen und elektrotechnischen Einrichtungen entgegenwirken.

Niedrigwasser

Da es sich bei Niedrigwasser am Standort Unterweser um kein sich plötzlich ereignendes Phänomen handelt, besteht ausreichend Zeit, die Anlage ggf. abzufahren. Entsprechende Vorwarnungen erfolgen durch das BSH. Das dann für die Sicherheitssysteme noch benötigte Kühlwasser steht in ausreichender Menge auf der Anlage 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 Unterweser liegt in einer klimatisch gemäßigten Zone, so dass extreme Wetterbedingungen sehr selten sind. Die Auslegung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile des KKW Unterweser z. B. für EVA deckt auch die Belastungen durch extreme Wetterbedingungen ab.

Die gemäß BMU-Leitfaden durchgeführte PSA hat 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 Unterweser 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 kerntechnischen Regelwerks 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) erheblich höher und damit abdeckend sind. Somit sind große Auslegungsreserven vorhanden und die Belastungen aus extremen Wetterbedingungen spielen eine untergeordnete Rolle.

4.2.2 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen extreme Wetterbedingungen

Aufgrund der großen 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 Notfallenschutzmaßnahmen 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 Unterweser verfügt über drei Netzanlüsse: den Hauptnetzanschluss (400 kV), den Reservenetzanschluss (220 kV) und den dritten erdverlegten Netzananschluss (20 kV).

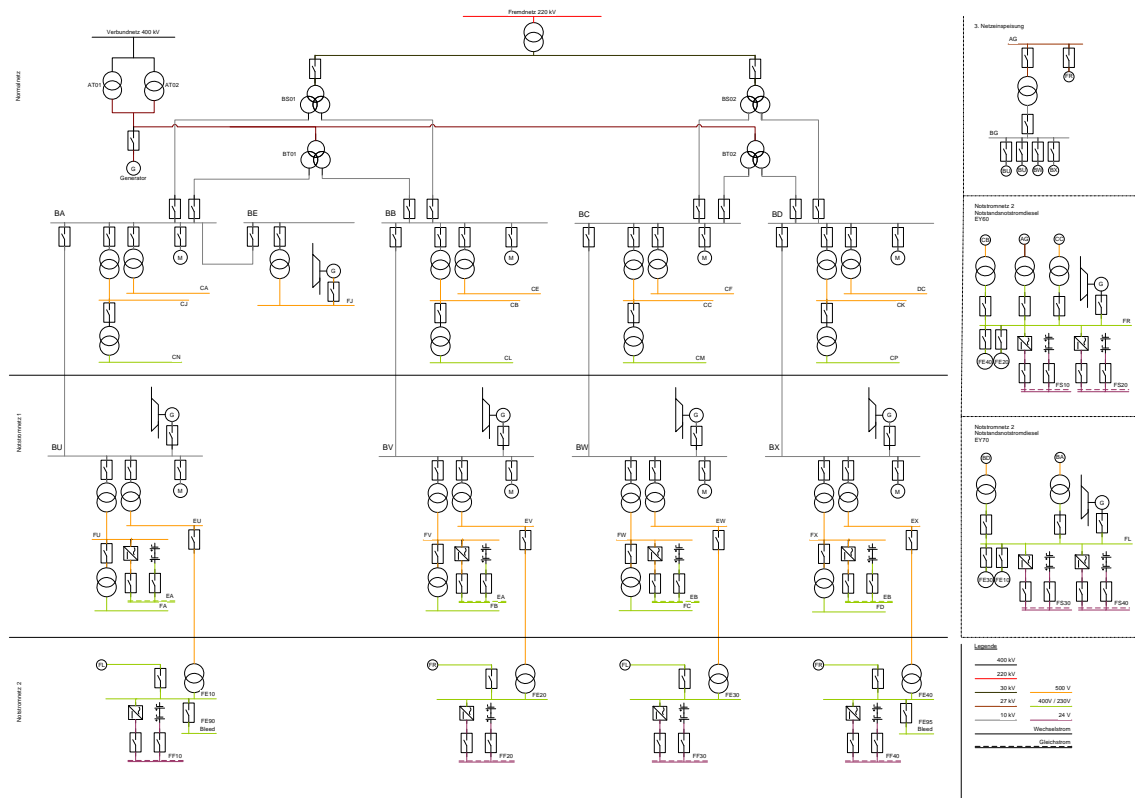


Abbildung 5.1-1: Vereinfachte Darstellung der Energieversorgung KKU:

Es stehen folgende Einrichtungen zur Verfügung:

- 2 Maschinentransformatoren zum Verbundnetz (400 kV)
- 2 Reservenetztransformatoren mit Anbindung an das 220 kV-Reservenetz
- Generator mit 2 Eigenbedarfstransformatoren (27/10 kV)
- 4 Notstromdiesel, NSDA1 (10 kV)
- 2 Notstandsnotstromdiesel, NSDA2 (380 V)
- 1 Bedarfsdiesel (500 V)

– 3. Netzeinspeisung (20 kV-Ringleitung)

Darstellung der gestaffelten Energieversorgung:

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

2. Lastabwurf auf Eigenbedarf

Der Lastabwurf auf Eigenbedarf wird durch KKV beherrscht. Hierbei wird der 400 kV-Leistungsschalter geöffnet. Der 27 kV-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 den 400 kV-Leistungsschalter 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 vom Reaktorschutzsystem gestartet und versorgen nach dem Hochlauf die Notstromredundanzen. Gleichzeitig laufen auch die Notstandsnotstromdiesel NSDA2 an.

5. Notstandsnotstromfall – Ausfall NSDA1

Der Notstandsnotstromfall wird bei Unverfügbarkeit der Notstromdiesel durch Spannungsabfall oder Frequenzabfall für einen definierten Zeitraum an den

380 V NSDA2-Netz-Schienen erkannt. Die bereits gemeinsam mit den Notstromdieseln NSDA1 gestarteten Notstandsnotstromdiesel NSDA2 werden zugeschaltet und versorgen die Notstandsnotstromredundanzen.

6. 3. Netzeinspeisung

Nach Ausfall des Haupt- und Reservenetzes sowie der Energieversorgung der NSDA1 und NSDA2 - Netze kann die Stromversorgung über den 3. Netzanschluss hergestellt werden. Hierbei können die Notstromschienen sowie die Notstandsnotstromschienen versorgt werden.

5.1.1 Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss⁵

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 Reaktorschutz gestartet.
2. Vier redundante 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 Betriebshandbuch:
 - Kontrolle der Reaktivität ,

⁵ Ausfall der gesamten externen Stromversorgung (Haupt- und Reservenetz) 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.

- 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. Der damit verbundene postulierte Komplettausfall der Drehstromversorgung tritt im KKW in dieser Form nicht ein, solange die beiden, je zwei Redundanzen zugeordneten, diversitären und gegen EVA geschützten Notstandsnotstromdieselaggregate (NSDA2) betrieben werden, über die alle vitalen Komponenten versorgt werden, die der Schutzzielerreichung Betriebsanweisung:

- 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 im Notfallhandbuch hinterlegten Prozeduren aufgeschaltet werden kann, um die Nachwärmeabfuhr aufrecht zu erhalten. Damit kann ebenfalls die Einhaltung der o. g. Schutzziele gewährleistet werden.

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 vorhandener Einrichtungen die Nachwärmeabfuhr wiederhergestellt werden kann.

5.1.1.2 Vorkehrungen für einen lang andauernden Ausfall des Haupt- und Reservenetzanschlusses 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 Volllastbetrieb der Notstromdiesel (NSDA1) und Notstandsnotstromdiesel (NSDA2) für mindestens 72 h abgesichert. Bei Teillastbetrieb der Dieselaggregate ergeben sich Zeiträume > 72 h.

Die Anforderungen an den Betrieb der Notstromdieselaggregate und der damit verbundenen Betriebsmittelvorhaltung sind der Regel KTA 3702 festgelegt.

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 KKV bevorrateten Kraftstoff- und Ölvorräte ergeben sich Betriebszeiten, die deutlich (140 h) 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 befindlichen Dieselvorräte ergänzt bzw. die Dieselvorräte der nicht verfügbaren Notstromdiesel durch Umpumpen genutzt.

Weiterhin kann die Betriebsdauer durch Umpumpen von Kraftstoff aus dem Heizkesselstank um bis zu 140 h verlängert werden.

2. Schmierölvorrat NSDA1

Die Dieselaggregate sind so ausgelegt, dass der Schmierölverbrauch über das Volumen der Ölwanne für einen 10 h-Betrieb sicher abgedeckt wird. Somit muss eine Kontrolle des Ölstandes nach 10 h durchgeführt werden; aber ein Nachfüllen ist damit nicht zwingend verbunden, d. h. die Nachfüllmaßnahmen werden anforderungsorientiert ergriffen. Erforderliche Schmierölnachfüllmengen sind mindestens für einen 72 h-Betrieb vorgehalten.

3. Kraftstoffvorrat NSDA2

Der Kraftstoff- und Ölvorrat für den Betrieb der NSDA2 ist je Strang für mindestens 24 h ausgelegt.

Die gesamten Kraftstoffvorräte beider Notstandsnotstromdiesel NSDA2 setzen sich zusammen aus dem Inhalt der zwei Betriebsbehälter. Wird als maximale Dieselbelastung konservativ der Betrieb einer Notnachkühlkette angesetzt, so ergibt sich eine minimale Betriebszeit von ca. 48 h. Es können auch die Betriebsmittelvorräte auf der Anlage genutzt werden, wodurch sich eine Betriebszeit von mindestens 200 h ergibt.

4. Schmierölvorrat NSDA2

Der Ölvorrat eines Notstandsnotstromdiesel NSDA2 setzt sich zusammen aus dem Ölvorrat in der Ölwanne und dem Ölvorrat von 208 l pro Redundanz im Notstandsnotstromgebäude. Durch den Ölwanneinhalt wird eine Autarkie von 24 h sichergestellt. Die restlichen 418 l stellen eine Betriebszeit von 72 h sicher. Damit ergibt sich eine Gesamtlaufzeit von mindestens 100 h.

Wird der Ausfall aller 4 Notstromdiesel NSDA1 unterstellt, dann können die für die NSDA1 Diesel gelagerten Schmierölvorräte von mindestens 1100 l für die Notstandsnotstromdiesel 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 Notstromdiesel NSDA1 muss der zugeordnete Nebenkühlwasserstrang zur Verfügung stehen. Die Kühlwasserversorgung der Notstandsnotstromdiesel erfolgt durch Deionatentnahme aus den Deionatbecken des Notstandspeissystems, die nach 24 h durch Wassereinspeisung aus beliebigen Quellen ergänzt werden müssen. Dies kann über das notstromgesicherte Deionatsystem oder auch mit mobilen Einrichtungen vorgenommen werden. Die Prozeduren sind im Betriebshandbuch und Notfallhandbuch geregelt.

Ein Betrieb der NSDA1 unter Berücksichtigung der additiven Batterielaufzeiten ist somit über einen Zeitraum über 72 h hinaus sichergestellt.

1. Weitergehende Maßnahmen bei intakter Infrastruktur

Für die Notstromdieselaggregate (NSDA1) 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 in dem Betriebshandbuch sind 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.

2. Weitergehende Maßnahmen bei beeinträchtiger Infrastruktur

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 (Raupefahrzeuge, geländegängige Fahrzeuge, Boote) und Räumgeräte zur Verfügung zu stellen. Die bestehenden Karenzzeiten (72 Stunden) sind gemessen an den vorgenannt dargestellten Aktionszeiten ausreichend, um mit schwerem Gerät die erforderlichen Zugänge herzustellen. Zudem werden für Hochwassersituationen auf der Anlage geeignete Transportboote vorgehalten.

Die Notstromanlagen sind gemäß geltendem Regelwerk gegen Lasten aus Erdbeben auf Funktion bei Erdbeben sowie gegen 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 Notstandsnotstromanlagen, die zusätzlich gegen Explosionsdruckwelle gesichert und gebunkert sind sowie gegen Flugzeugabsturz ausreichend räumlich getrennt von dem Notstromdieselgebäude angeordnet sind.

Der Dieselbetrieb ist bei Rauchgasen in der Verbrennungsluftzufuhr nicht beeinträchtigt, sofern sich der Brandherd zumindest wenige Meter von den Lüftungslamellen entfernt befindet. Hierzu liegt eine Herstelleraussage vor.

Zur Sicherstellung der Schutzzieleinhaltung bei einem lang andauernden Notstromfall, auch als Folgeereignis sind Vorkehrungen getroffen worden zur:

- ständigen Vorhaltung von Kraftstoff- bzw. Heizölmengen in auf den Anlagen vorhandenen Behältern (Hilfskesseltanks) und ergänzend bereit gestellten Bahntankwagen
- dauerhaften Vorhaltung möglichst hoher Füllstände in den Behältern durch Nachtanken in kurzen Abständen (große abgesicherte Vorräte)
- Bereitstellung/Vorhaltung von mobilen Pumpen und Schläuchen
- Bereitstellung/Vorhaltung von geeigneten Transportmitteln bei Folgeereignissen wie Hochwasser
- Bereitstellung/Vorhaltung von Löschsystemen, Bekämpfungseinrichtungen (Feuerwehr), wobei die vorhandenen Dieselbetriebsmittel ausreichen (siehe Ausführungen in den vorlaufenden Kapiteln) um auch lang andauernde Brandbekämpfungen zu überbrücken.

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 Notstandsnotstromdiesel besteht eine vertraglich abgesicherte 24 h-Rufbereitschaft.

Angefordertes Eigenpersonal ist aufgrund ausreichender räumlicher Nähe kurzfristig auf der Anlage verfügbar. Im Falle eingeschränkter Zugänglichkeit können diese Personen durch Krisenhilfskräfte (THW, KHG, etc.) unterstützt werden. Bei Hochwassersituationen auf dem Anlagengelände werden kraftwerkseigene Boote zur Sicherstellung der Zugänglichkeit genutzt.

Mit dem Lieferanten für Kraftstoff wurden vertragliche Regelungen getroffen, die es ermöglichen, kurzfristig die Versorgung der Notstromdiesel (NSDA 1) und Notstandsnotstromdiesel (NSDA 2) 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 (Straße oder Schiene). Eine alternative Anlieferung / Anreise per Hubschrauber / Boot ist möglich. Ein Hubschrauberlandeplatz und ein Schiffsanleger sind vorhanden.

5.1.2 Ausfall Haupt- und Reservenetzanschluss und Ausfall der normalen Reservedrehstromquelle

5.1.2.1 Vorkehrungen in der Anlagenkonzeption

Fällt die Notstromdieselanlage (NSDA1) aus, werden automatisch die Notstandsnotstromaggregate (NSDA2) zugeschaltet. Ergänzend zur Notstromdieselanlage (NSDA1) stehen 2 x 100% Notstandsnotstromaggregate (NSDA2) zur Verfügung mit gesicherten Kraftstoffvorräten für einen Betrieb von > 24 h. Danach sind gemäß Betriebshandbuch Handmaßnahmen zur Nachbetankung erforderlich. Dazu stehen auf der Anlage ausreichende Vorratsmengen für einen Betrieb von > 72 h zur Verfügung. Bzgl. Schmieröls muss, wie unter 5.1.1.2 dargestellt, verfahren werden.

Die Kühlwasserversorgung wird für 24 h über das gesicherte Deionatbecken sichergestellt. Zur Nachfüllung stehen gemäß Betriebshandbuch vorgeplante Maßnahmen über das Deionatsystem (Notstrom gesichert additiv durch Bedarfsdieselaggregat) zur Verfügung. Als Rückfalloption sind gemäß Notfallhandbuch Maßnahmen zur Nachspeisung mittels externer Pumpen (leichtem Gerät) über vorhandene Einspeisestutzen möglich.

Ein Betrieb der NSDA2 unter Berücksichtigung der additiven Batterielaufzeiten ist somit über einen Zeitraum über 72 h hinaus sichergestellt. Ein Nachtanken erfolgt gemäß den bestehenden Prozeduren bzw. ersatzweise mit externer Unterstützung, wenn

schweres Gerät gemäß zu betrachtendem Szenario nach 72 h die Anlage wieder erreicht.

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

5.1.2.2 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 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 KKV der Nachweis für die vierfach redundanten 24 V- und vierfach redundanten 220 V-Batterien des Notstromversorgungsnetzes (NSDA1) erbracht, dass die Batterien mindestens 2-3 Stunden verfügbar sind. Durch die Pufferung der vierfach redundanten 24 V- Batterien des Notstandsnotstromsystems über die Notstandsnotstromdiesel (NSDA2) ergibt sich eine Versorgungsdauer über die Batterieanlage 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 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 aufgrund des Gebäudeabschlusses berücksichtigt.

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

Gemäß der RSK-Empfehlung wurde für KKV der Nachweis für die Batterien erbracht, dass vierfach redundanten 24 V-Batterien der Notstromversorgung mindestens 2 bis 3 Stunden und die vierfach redundanten 220 V-Batterien der Notstromversorgung und vierfach redundanten 24 V-Batterien der Notstandsnotstromsysteme mindestens 3 Stunden verfügbar sind.

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

Bei Ausfall der externen Netzversorgung (Haupt- und Reservenetz), der Notstromversorgung NSDA1 und der Notstandsnotstromdiesel 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.

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 vorhandener Einrichtungen die Nachwärmeabfuhr hergestellt 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 Abblase- und Sicherheitsventil-Stationen und aus dem Bereich der Systemabgrenzungen und der Gebäude- und Lüftungsabschlüsse.

Damit ist in einer ersten Phase nach Beginn des Zustandes die Nachwärmeabfuhr gesichert. Die entsprechenden Vorgehensweisen sind in den Notfallhandbüchern hinterlegt.

Folgende Notfallmaßnahmen sind zur Beherrschung der Situation vorgesehen:

- Notfallhandbuch Aufschaltung des notwendigen Umfangs der EB-Versorgung auf Drittnetzanschluss Notfallhandbuch
- Notfallhandbuch Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDE) Notfallhandbuch

- Notfallhandbuch : Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (PDE)
Notfallhandbuch
- Notfallhandbuch : Abschaltung von Gleichspannungsschaltanlagen zur
Vermeidung von Tiefentladungen der Batterieanlagen Notfallhandbuch
- Nutzung des Bedarfsdiesels.

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 EB-Versorgung einschließlich der Notstromdiesel und der Notstandsnotstromdiesel 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 Unverfügbarkeit der EB-Versorgung einschließlich der Notstromdiesel und der Notstandsnotstromdiesel oder Erreichen 4v4 DE-Füllstände < min mit SDE und parallel mit den vorbereitenden Maßnahmen für PDE begonnen. Gelingt die SDE-Maßnahme, ist bei einer DE-Bespeisung mit einer mobilen Pumpe aus den Notstandsspeisebecken oder aus externen Quellen und der Wärmeabfuhr über einen offenen FD-Abblasepfad die Abfuhr der Nachzerfallsleistung langfristig sichergestellt. Die Vorräte in den Notstandsspeisebecken können jederzeit auch mit mobilen Pumpen ergänzt werden.

Das Einleitungskriterium für Durchführung der PDE ist der RDB-Füllstand < min. 3 und 4v4 DE-Füllstände < min oder die Brennelementaustrittstemperatur > 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 KKV geplante Notfallmaßnahmen (sekundärseitiges Feed & Bleed) einzuleiten, die eine alternative Bespeisung der Dampferzeuger ermöglichen. Durch Anschluss von zusätzlichen Pumpen, die am Notstandsgebäude 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 Pumpen können handelsübliche auf dem Kraftwerksgelände vorgehaltene Feuerwehrpumpen, mobil oder in Fahrzeugen, verwendet werden.

Zur Einleitung und Durchführung dieser Maßnahmen ist der Zugang zu den Notstandsgebäuden 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, besondere Transportmittel sind nicht zwingend erforderlich. Im Falle unterstellter Hochwassersituationen können die vorgehaltenen Boote verwendet werden.

BE-Beckenkühlung

Die Nachzerfallsleistung der im BE-Becken eingelagerten Brennelemente kann in diesem Fall auf Basis der Notfallmaßnahme „Bereitstellung einer Ersatzkühlung für die verkürzte Nachkühlkette mittels Feuerlöschsystem bei vollständigem Verlust des Neben Kühlwassers“ abgeführt werden. Hierbei wird die Beckenkühlung nach der Herstellung entsprechend vorgesehener Rohrleitungsverbindungen mit dem Feuerlöschsystem (2 Diesel und eine E-Pumpe) oder mobilen Feuerlöschpumpen gewährleistet.

Zudem kann die Nachzerfallsleistung der im BE-Becken eingelagerten Brennelemente auch durch Verdampfungskühlung innerhalb des Sicherheitsbehälters abgeführt werden. Zur Ergänzung der Verdampfungsverluste steht unter Berücksichtigung der maximal zulässigen Nachzerfallsleistung 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 am BE-Becken notwendig.

Neben Notfallmaßnahmen und den Maßnahmen zur Wiederherstellung der Notstromerzeuger NSDA1 und Notstandsnotstromerzeuger 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.

Geräte am Standort

Grundsätzlich werden Vorkehrungen getroffen, die darauf abzielen, die Gleich- und Wechselstromversorgung aufrecht zu erhalten, um damit die vitalen Komponenten betreiben zu können. Parallel dazu existieren Prozeduren und Einrichtungen, um das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“ einzuhalten. Dazu zählen:

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

Externes Gerät

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

Nahegelegene Kraftwerke

Das KKW verfügt über drei Netzanschlüsse. Der Hauptnetzanschluss (400 kV), der Reservenetzanschluss (220 kV) und den dritten erdverlegten Netzanschluss (20 kV). Im Falle eines großflächigen Netzausfalls, dem Ausfall der Notstrom- und Notstandsdiesel ist die Wiederversorgung der E.ON Kernkraftwerke 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:

- von stabilen Netzinseln
- 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 (z. B. auch in das 20 kV Netz an dem auch der 3. Netzanschluss angeschlossen ist).

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.

Elektrische Anschlüsse des 3. Netzanschlusses und zum Bedarfsdiesel sind bereits ausgeführt und müssen 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 in der RSK-SÜ von 1989 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 einer ersten Phase 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 kann der Verlust der Drehstromversorgung für einen Zeitraum größer 2h überbrückt werden.

Über den Bedarfsdiesel werden die vitalen Funktionen der Überwachung des Anlagenzustandes aufrechterhalten.

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), Notstandsnotstromdiesel (NSDA2) und des Bedarfsdiesels 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.

Optimierungsmaßnahmen wurden identifiziert, die Maßnahmen zum Einsatz von zusätzlichen mobilen Dieselaggregaten (zusätzliche Einspeisepunkte), die ein Nachladen der Batterien ermöglichen, sind beantragt, zugestimmt aber noch nicht umgesetzt.

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 an das Nebenkühlwasser abgegeben.

Das gesamte Kühlwasser wird über den Kühlwasserentnahmekanal und das Kühlwasserpumpenbauwerk der Weser entnommen. Nach den Reinigungsstufen wird das Kühlwasser den Hauptkühlwasserpumpen, den nuklearen Nebenkühlwasserpumpen und der Notstandsnebenkühlwasserpumpe zugeleitet. Das nukleare Nebenkühlwassersystem führt über die entsprechenden Zwischenkühler die anfallende Wärme aus dem gesicherten Zwischenkühlsystem und dem nuklearen Zwischenkühlsystem ab. Das Haupt- und Nebenkühlwasser wird nach den Verbrauchern in den zwei Kraftschlussbecken zusammengeführt. Vom Kraftschlussbecken wird das Wasser über die Kühlwasserrückgabeleitung und Kühlwasserrückgabebauwerk zurück in die Weser geführt.

Von einem Ausfall des Vorfluters bzw. des Pumpenbauwerks sind unmittelbar die Sicherheitsteileinrichtungen „Nukleares Nebenkühlwasser“ sowie „Notstands-Nebenkühlwasser“ betroffen. Der Ausfall der nuklearen Nebenkühlwassersysteme zieht folgende unmittelbare bzw. mittelbare sicherheitstechnisch relevante System-Nichtverfügbarkeiten nach sich:

- gesicherte Nebenkühlwasserkreise mit den Folgeauswirkungen auf Notstromdiesel und Notspeisepumpen
- Nukleare Zwischenkühlkreise mit den Folgeauswirkungen auf Lagerbeckenkühlsystem und Kühlung des Reaktors über die Not- und Nachkühlssysteme.

Gleichzeitig bedingt der Ausfall des Notstands-Nebenkühlwassers die Unverfügbarkeit der verkürzten Kühlkette zur Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken. Diese Einrichtung stellt bereits eine Diversität zur Kühlung des Brennelementlagerbeckens durch die Nachkühlketten über die nuklearen Zwischenkühlkreise dar.

5.2.1 Auslegung der Anlage gegen den Verlust der gesicherten Nebenkühlwasserversorgung

Auslegung der Anlage:

Nichtverfügbarkeit des gesicherten Zwischenkühlwassers

Nachfolgend werden die Maßnahmen beschrieben, welche den Ausfall des gesicherten Zwischenkühlwassersystems kompensieren.

Maßnahme 1: Betrieb der Notstandssysteme

Der Ausfall des gesicherten Zwischenkühlwassers wird durch die Notstandssysteme Notstandnotstromanlage sowie die Notstandspeisesysteme auslegungsgemäß für mindestens 24 h kompensiert.

Die nachfolgend beschriebenen Maßnahmen zielen auf die Wiederherstellung einer elektrischen Energieversorgung sowie Sicherstellung der Bespeisung der Dampferzeuger mit Hilfe der Notstands- bzw. Notspeisepumpen ab. Es werden die Möglichkeiten des Betriebs von Notstromdieselanlagen ohne Nebenkühlwassersysteme aufgezeigt. Neben der Bereitstellung elektrischer Energie über Dieselgeneratoren setzen die Maßnahmen auch die Verteilung der Energie über die elektrische Schaltanlage voraus.

Maßnahme 2: Aufschalten des luftgekühlten Bedarfsdiesels auf eine Notstromschiene

Durch den Wegfall der gesicherten Zwischenkühlwasserkreise kann keine Versorgung der Notstromschienen über die Notstromanlagen erfolgen. Zur Versorgung einer Notstromschiene bzw. einer Notstandstromschiene kann der Bedarfsdiesel herangezogen werden, der über ein luftgekühltes, d. h. vom Nebenkühlwasser unabhängiges Motorkühlwassersystem verfügt.

Maßnahme 3: (beantragt, zugestimmt aber noch nicht umgesetzt) Aufschalten eines luftgekühlten mobilen Notfalldiesels (0,4 kV, 800 kW) auf eine Notstandstromschiene

Auch im Fall der Unverfügbarkeit der Notstand-Dieselanlage kann auf einen luftgekühlten Notfalldiesel zurückgegriffen werden, der die Stromversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme, wie beispielsweise des Zusatzboriersystems, gewährleistet.

Maßnahme 4: (beantragt, zugestimmt aber noch nicht umgesetzt) Aufschalten eines luftgekühlten mobilen Notfalldiesels (10 kV, 1,5 MW) auf eine Notstromschiene

Nach Durchführung der Notfallmaßnahme zur Aufschaltung eines mobilen luftgekühlten Notfalldiesels auf eine geeignete Notstromschiene wird der Entfall des zugehörigen Notstromdiesels kompensiert und die Verfügbarkeit der von dieser Notstromschiene versorgten Komponenten hinsichtlich ihrer elektrischen Energieversorgung wieder hergestellt.

Es handelt sich bei den Maßnahmen 2, 3 und 4 im Sinne einer gestaffelten Vorgehensweise bereits um die 3. Ebene an Vorsorgemaßnahmen, die nach dem Versagen der auslegungsgemäßen Sicherheitsteileinrichtungen (nicht verfügbar aufgrund unterstelltem Entfall Nebenkühlwasser) und dem darauffolgenden Versagen der diversitären Notstandssysteme (unabhängig vom Nebenkühlwasser) zum Tragen kommen.

5.2.2 Verlust des gesicherten Nebenkühlwassers

5.2.2.1 Verfügbarkeit einer alternativen Wärmesenke

Wie in Kap. 5.2.1 beschrieben, besteht mit Maßnahme 1, Betrieb der Notstandssysteme, für eine Weile eine alternative Wärmesenke mittels der DE-Bespeisung mit Hilfe der Notstandsspeisesysteme.

Um das aufgeworfene Szenario langfristig verfahrenstechnisch zu beherrschen sind Notfallmaßnahmen, gestaffelt in ihrer Ausführung, vorgesehen, welche

- die Kühlung und die Integrität der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente sicherstellen und
- der Wiederherstellung einer Nachkühlkette zur Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis unabhängig von den Dampferzeugern dienen.

Notfallmaßnahmen zur Sicherstellung der Kühlung und der Integrität der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente

Die Maßnahmen 5 und 6 stellen im Sinne einer Staffelung die dritte Maßnahmenebene dar, die nach dem Versagen der auslegungsgemäßen Sicherheitsteileinrichtungen (nuklearen Nebenkühlwassersysteme unverfügbar) und dem darauffolgenden Versagen der diversitären Notstandssysteme zum Tragen kommen.

Maßnahme 5: Beherrschung des gleichzeitigen Ausfalls des Nuklearen Nebenkühlwassers und des Notstandsnebenkühlwassers

„Bereitstellung einer Ersatzkühlung für die verkürzte Nachkühlkette mittels Feuerlöschsystem bei vollständigem Verlust des Nebenkühlwassers“.

Es wird im Reaktorgebäuderingraum eine Verbindung zwischen dem Nuklearen Zwischenkühlkreislauf und dem Feuerlöschsystem hergestellt. Damit kann die Kühlwasserversorgung des BE-Becken-Doppelkühlers erfolgen.

Über den Beckenkühler kann mit der Beckenkühlpumpe oder der Notstandsbeckenkühlpumpe wahlweise die Wärme aus dem Primärkreislauf oder dem Brennelementbecken abgeführt werden.

Wenn die Feuerlösch tanks leer sind oder die Feuerlöschpumpen ausgefallen sind, wird mit Hilfe von mobilen Feuerlöschpumpen KKU-eigene oder von umliegenden Feuerwehren entweder Löschwasser aus dem Hydranten des KKU (Trinkwasser), Wasser aus Löschteichen oder Flusswasser in die Hydranten des Feuerlöschsystems auf dem Kraftwerksgelände eingespeist.

Alternativ steht der Löschponton „KBM Zirk“ zur Verfügung, der auch bei Hochwassersituationen einsetzbar ist.

Maßnahme 6: Bespeisung des BE-Lagerbeckens mit Hilfe der Deionatpumpen oder alternativ aus dem Feuerlöschsystem

Durch die direkte Bespeisung des BE-Lagerbeckens mit Deionat kann sowohl ein Wasserverlust aufgrund von Leckagen ergänzt werden als auch die Kühlung (Verdunstung) des Lagerbeckens ohne verfügbaren Kühlkreislauf sichergestellt werden.

Die Notfallmaßnahmen zur Versorgung der Lagerbeckenkühlung bzw. zur Lagerbeckenbespeisung sind allein durch Handmaßnahmen durchführbar und erfordern auch keine elektrische Versorgung.

Der Personalaufwand zur Durchführung der Maßnahmen beläuft sich auf maximal 2 Personen, die von der diensthabenden Fahrschicht gestellt werden können. Die erforderlichen Komponenten sind vor Ort vorhanden, so dass auf keine weitere Infrastruktur bzw. Unterstützung von außen zurückgegriffen werden muss.

Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung einer Nachkühlkette zur Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis

Maßnahme 5 stellt sicher, dass der Lagerbeckenkühler nach Ausfall des Neben- bzw. Zwischenkühlwassersystems und gleichzeitigem Ausfall des Notstandnebenkühlwassersystems verfahrenstechnisch weiterhin zur Wärmeabfuhr zur Verfügung steht. Durch den Anschluss des Löschwassersystems an den Brennelementlagerbeckenkühler steht eine von den Nebenkühlwassersystemen unabhängige Wärmesenke zur Verfügung, die auch zur Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis genutzt werden kann.

Maßnahme 7: Notstandskernkühlung mit Notstandbeckenkühlsystem

Das Notstandbeckenkühlsystem kann auf den Loop 10 aufgeschaltet werden, so dass eine Verwendung als Notstandskernkühlsystem möglich ist (vgl. Systembeschreibung Notstandbeckenkühlsystem).

Durch Maßnahme 7 ist in Verbindung mit Maßnahme 5 eine von Vorfluter bzw. Pumpenbauwerk unabhängige Möglichkeit der Nachwärmeabfuhr/Kernkühlung gegeben.

Maßnahme 8: Notfallbespeisung des BE-Lagerbeckens

Durch den Einbau von Schlauchverbindungen an den Lagerbeckenkühler wird eine Verbindung zu dem Feuerlöschsystem mit den Feuerlöschpumpen hergestellt. Auf diesem Wege kann Wasser in das Lagerbecken nachgespeist werden.

Wenn die Feuerlösch tanks leer sind oder die Feuerlöschpumpen ausgefallen sind, wird mit Hilfe von mobilen Feuerlöschpumpen, KKW-eigene oder von umliegenden Feuerwehren, entweder Löschwasser aus dem Hydranten des KKW (Trinkwasser), Wasser aus

Löschteichen oder Flusswasser in die Hydranten des Feuerlöschsystems auf dem Kraftwerksgeländes eingespeist.

Möglichkeiten der Dampferzeugerbespeisung

Bei einem Ausfall des Notspeisesystems ist die Bespeisung der Dampferzeuger durch die Notstandssysteme im Hochdruckbereich sichergestellt. Diese Maßnahme bildet die Grundlage für die 10 h–Autarkie der Anlage. Innerhalb dieses Zeitraums verbleibt die Anlage sicher in dem Zustand „unterkritisch heiß“.

Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung

Unter der Annahme, dass außer den Nebenkühlwassersystemen auch beide Notstandspeisesysteme mit den Notstandsnotstromdieseln nicht verfügbar sind, muss die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor zunächst über ein gezieltes Druckentlasten der Dampferzeuger über die FD-Abblaseventile erfolgen. Gleichzeitig wird die Einspeisung von Deionat aus den Deionatbecken der Notstandsgebäude mit Hilfe einer mobilen Feuerlöschpumpe über die Notstandspeiseleitung in die Dampferzeuger vorbereitet.

Nach Druckentlastung mindestens eines DE beginnt im DE ein Teil des Inventars aus dem Speisewasserleitungssystem in die ausgedampften DE zu strömen. Anschließend erfolgt die Ersatzbespeisung bei niedrigem Druck mit der mobilen Feuerlöschpumpe aus dem Notstandsgebäude.

Schlägt diese Art der Bespeisung fehl, können die Speisewasserleitungen durchgeschaltet und alternativ das Inventar des zuvor aufgelasteten Speisewasserbehälters in die Dampferzeuger eingespeist werden.

Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung

Nach vollständigem Ausfall der sekundärseitigen Wärmesenke bzw. nach Misslingen der sekundärseitigen Druckentlastung und Bespeisung besteht noch die Möglichkeit der Notfallmaßnahme der primärseitigen Druckentlastung. Durch Öffnen aller Druckhal-

terventile wird der Primärdruck soweit abgesenkt, dass die Notkühlsysteme – soweit sie zur Verfügung stehen – den Primärkreis wieder auffüllen können. Dadurch kann die Kernkühlung entweder langfristig sichergestellt werden oder, falls keine aktiven Sicherheitseinspeisesysteme zur Verfügung stehen, zumindest die Kernaufheizung mit folgender Kernschmelze verzögert werden.

Ausfall während Nichtleistungsbetrieb

1. Geschlossener Primärkreis:

Bei geschlossenem Primärkreis sind auch bei Betrieb des Nachkühlsystems immer noch mindestens ein Dampferzeuger betriebsbereit. Damit sind alle Maßnahmen anwendbar, die für den Leistungsbetrieb gelten.

2. RDB-Deckel nicht mehr verspannt

In diesem Zustand kann sich kein wesentlicher Überdruck mehr im RDB aufbauen, so dass die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger nicht mehr möglich ist. Näheres wird in einem BHB-Kapitel behandelt. Dabei werden u. a. Karenzzeiten durch Kühlmittelergänzung in den RKL geschaffen.

3. Offener Primärkreis

Es gelten die gleichen Bedingungen, wie sie für die BE-Beckenkühlung beschrieben sind, d. h. unabhängig vom Füllungsgrad des Reaktorraumes sind entsprechende Maßnahmen durchführbar.

Wärmeabfuhr unter Verwendung des Reaktorsicherheitsbehälter-Ventingsystems

Ist die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken bzw. dem Primärkreislauf weder über eine verfügbare Nachkühlkette, über Dampferzeuger noch über Notfallmaßnahmen unter Verwendung des Lagerbeckenkühlers möglich, so wird der aus dem Brennelementlagerbecken austretende Dampf an den kühlen Wandungen des Reaktorsicherheitsbehälters kondensieren und darüber Wärme abführen. Als langfristige Maßnahme wäre der Einsatz des Reaktorsicherheitsbehälter-Venting-Systems zur ge-

zielten Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters und der damit einhergehenden Wärmeabfuhr denkbar.

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

Wie bei Maßnahme 1 bereits beschrieben wird der Ausfall des gesicherten Zwischenkühlwassers durch die Notstandssysteme mit Notstandnotstromanlage sowie die Notstandsspeisesysteme auslegungsgemäß für mindestens 24 h kompensiert. Durch einleitende Notfallmaßnahmen kann das Zeitfenster beliebig verlängert werden. (Nachspeisung von Deionat, Löschwasser oder auch Flusswasser sowie Ergänzung der Betriebsmittel erforderlich, siehe Kap. 5.1).

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 bis einschließlich Maßnahme 8 keine externen Mittel notwendig, d. h. zur langfristigen Gewährleistung einer Wärmesenke sind alle notwendigen Systeme und Komponenten vor Ort.

Zusätzlich können aber auch Feuerwehren aus den Nachbarorten zur Unterstützung bereitgestellt werden.

Eine zusätzliche externe Absicherung bietet die Möglichkeit der Zuschaltung der 3. Netzeinspeisung um die elektrische Versorgung von Notstromverbrauchern wiederherzustellen.

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 nuklearen Nebenkühlwassers

Zur Erhöhung der Robustheit der Anlage war zum Stichtag 30.06.2011 die nachfolgend beschriebene Maßnahme geplant aber noch nicht umgesetzt t:

Maßnahme 9: Externe Bespeisung von Strängen des nuklearen Nebenkühlwassers VE über Saugbagger (Spülschiff)

Auf diese Weise kann eine VE-seitige Bespeisung des nuklearen Zwischenkühlers und des gesicherten Zwischenkühlers bereitgestellt werden.

Entsprechend der Schlussfolgerung in Kap. 5.2.4 sind ansonsten außer den in Kap. 5.3.3 genannten Maßnahmen zunächst weder weitere beantragt noch umgesetzt.

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 KKW noch die Notstandsdiesel (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 Notstandsstromversorgung hingewiesen werden. Würden sowohl die Nichtverfügbarkeit der NSDA2-Notstromversorgung als auch der 3. Netzeinspeisung unterstellt, so stünden die Notfallmaßnahmen sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen und bei dessen Versagen primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen zur Verfügung.

5.3.1 Zeiten bis zum Verlust der normalen Wärmeabfuhr aus dem Kern

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 beginnend ab einem Druck von < 18 bar 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 aus den Deionatbecken bzw. Deionatbehältern erfolgen.

Mit Hilfe der Notfallmaßnahme SDE ist es möglich die sekundärseitige Wärmeabfuhr langfristig wiederherzustellen, den Kern ausreichend zu kühlen und damit das Kernschmelzen zu verhindern. Dies gilt selbst dann, wenn das Primärsystem weitgehend entleert ist.

Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen

Gelingt nur die DE-Druckentlastung, nicht jedoch die Bespeisung, so kann zumindest der Einsatzzeitpunkt für die Notfallmaßnahme „primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen“ stark verzögert werden, so dass die Chancen für eine Wiederherstellung der auslegungsgemäß vorgesehenen Systeme zur DE-Bespeisung vergrößert werden.

Sind keine aktiven Kühlsysteme vorhanden infolge der Nichtverfügbarkeit der Eigenbedarfsversorgung, des Notstromnetzes NSDA1-NETZ und zusätzlich auch des Notstandsstromnetzes NSDA2, und wird darüber hinaus auch die sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung nicht wirksam, dann stehen alle 4 Druckspeicher zum Auffüllen des Primärkreises zur Verfügung. Die Druckspeicher alleine können die Kernaufheizung verzögern. Diese Zeit kann genutzt werden, um die Zuschaltung der 3. Netzeinspeisung oder die Zuschaltung der EB-Schienen zu erreichen.

5.3.2 Externe Maßnahmen zur Vermeidung von BE-Schäden

Einrichtungen

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.

Um den Ausfall der gesamten Drehstromversorgung zu kompensieren, besteht die Möglichkeit der Zuschaltung der 3. Netzeinspeisung sowie der im Kapitel 5.2.1 beschriebenen Maßnahmen 3 und 4 (siehe auch Kap.5.1.3.2), um die elektrische Versorgung von Notstromverbrauchern wiederherzustellen.

Im Rahmen der Notfallmaßnahme „Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen“ speist eine mobile Pumpe über die Leitung des Notstandspeisesystems in die Dampferzeuger ein. Längerfristig ist hierfür 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.

Personalbedarf

Der Personalbedarf für erforderliche Maßnahmen wird von der Schicht autark abgedeckt. Zusätzliches Personal steht in Form von Bereitschaften (Hauptbereitschaft stellvertretend für die Techn. Leitung und Fachbereitschaften) jederzeit zu Verfügung. Darüber hinaus besteht die Möglichkeit den Krisenstab einzuberufen und zusätzliches Personal zu alarmieren.

5.3.3 Maßnahmen zur Erhöhung der Robustheit der Anlage gegen Verlust des nuklearen Nebenkühlwassers mit Station Blackout

Die hier insgesamt beschriebenen Optionen sowohl des sekundärseitigen oder primärseitigen Druckentlastens und Bespeisens, oder auch der zuvor zu ergreifenden Möglichkeiten wie der Einsatz des Notstromnetzes 2 oder die 3. Netzeinspeisung, die alle dem Ziel der Nachwärmeabfuhr dienen, zeigen das hohe Maß der technischen Absicherung zur Gewährleistung des Schutzziels hinsichtlich der Wärmeabfuhr.

Dennoch sind auch im Hinblick auf den Station Blackout weitere Notfallmaßnahmen zur Dampferzeugerbespeisung beantragt worden.

Niederdruckeinspeisung in das Notstandspeisesystem über das Notstandsgebäude, sekundärseitiges „Bleed and Feed“

Diese Notfallmaßnahme ist erforderlich, wenn die beschriebenen Maßnahmen zum sekundärseitigen Druckentlasten und Bespeisen der Dampferzeuger unwirksam geblieben sind.

Durch die beantragte Schaffung von Ansaug- und Einspeisemöglichkeiten in das Notstandspeisesystem wird es ermöglicht, dass über eine Feuerlöschpumpe (Benzinbetrieben) Deionat- bzw. Wasservorräte angesaugt werden und auf der Druckseite der Notstands-Notspeisepumpe eingespeist werden können.

Neu für diese Maßnahme ist, dass sie nun bei erschwerten Umgebungsbedingungen d. h., bei extremen Hochwasserlagen bis + 6 m NN und bei einer möglichen Aktivitätsfreisetzung in der Umgebung durchführbar ist.

Bespeisung der Dampferzeuger über Leitungen des Notspeisesystems im ND-Bereich

Diese Notfallmaßnahme ist erforderlich, wenn die beschriebenen Maßnahmen zum sekundärseitigen Druckentlasten und Bespeisen der Dampferzeuger unwirksam geblieben sind.

Um eine zusätzliche Möglichkeit der Bespeisung der Dampferzeuger über die Rohrleitungen des Notspeisesystems im Niederdruckbereich zu ermöglichen, ist vorgesehen, eine überflutungssichere Anschlussmöglichkeit im Bereich der Druckseite der Notspeisepumpen im Maschinenhaus zu installieren.

Durch die Schaffung einer Einspeisemöglichkeit in das Notspeisewassersystem wird es ermöglicht, dass über eine Feuerlöschpumpe die externen Wasservorräte angesaugt werden und auf der Druckseite der Notspeisewasserpumpe eingespeist werden können.

Diese Maßnahme kann im mitigativen Bereich nach der Freisetzung von Aktivität umgesetzt werden, da die erforderlichen Arbeiten geschützt innerhalb des Maschinenhauses umgesetzt werden können. Zudem ist die Maßnahme präventiv wirksam im Fall ei-

nes Netzausfalls und Ausfalls der Notrom- und Notstandsdiesel, da die Bespeisung der Dampferzeuger allein durch die Feuerlöschpumpe, ohne zusätzliche Fremdenergie erfolgen kann.

6 Management schwerer Unfälle

6.1 Organisation und Vorkehrungen des Genehmigungsinhabers zur Beherrschung von Unfällen

Die anlageninterne Notfallschutzplanung des Kernkraftwerkes Unterweser (KKU) 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 Sicherheitsebene 4 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 KKU 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 KKV über die erforderliche Organisationsstruktur und hält die notwendigen technischen, organisatorischen und personellen Ressourcen vor.

KKV 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 KKV verpflichtet, bei einem Ereignis mit radioaktiven Freisetzungen im Nahbereich um die Anlage und im höchstbetroffenem Sektor Messungen und Probenahmen durchzuführen und die Ergebnisse an die Behörde weiterzuleiten.

Zu den organisatorischen Voraussetzungen gehört ein betrieblicher Krisenstab, der neben dem Einsatzleiter mindestens Mitglieder für die Funktionen Betrieb, M-Technik, E-Technik, Strahlenschutz sowie Kommunikation enthält.

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 Kernkraftwerke untereinander.

Alarmierungspläne und Übergang auf die Notfallorganisation sind im Betriebshandbuch festgelegt. Die Notfallorganisation selbst und einzelne zu ergreifende technische Maß-

nahmen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Störfälle werden in einer separaten Unterlage, dem Notfallhandbuch, beschrieben.

Ein betreiberübergreifender Erfahrungsaustausch erfolgt im VGB-Arbeitskreis „Notfallschutzkoordinatoren“.

6.1.1.1 Personal und Schichtorganisation im Normalbetrieb

In der Warten-Schichtordnung des KKV ist für den Leistungs- wie auch für den Nichtleistungsbetrieb eine Mindestbesetzung sowohl für die Schicht, als auch für die Warte festgelegt.

6.1.1.2 Planungen zur Verstärkung der Kraftwerksorganisation für das Notfallmanagement

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

Bei einem Notfall im KKV gilt die Notfallorganisation. Sie besteht aus dem Krisenstab und den Einsatzeinheiten.

Die Bildung der KKV-Notfallorganisation erfolgt abhängig von den Kriterien für die Empfehlung externer Alarme gemäß BHB.

Über ein Alarmierungsverfahren ist die Besetzung sämtlicher Funktionen der Notfallorganisation vorgesehen. Im Notfall werden zum Aufbau der Notfallorganisation zunächst der Einsatzleiter, die Mitglieder des Krisenstabes, die sachkundige Verbindungsperson und die Leiter der Einsatzeinheiten alarmiert. Das erforderliche Personal der Einsatzeinheiten wird situationsbezogen sofort mitalarmiert bzw. aufgabenbezogen später

nachalarmiert. Aufgabe des Krisenstabs ist es, frühzeitig weiteres Personal anzufordern und das verfügbare Personal entsprechend den zu erwartenden Bedingungen und Gefährdungen geeignet auf- und einzuteilen. Hierzu gehört neben der Berücksichtigung radiologischer Randbedingungen auch die Sicherstellung der Ablösung, um die dauerhafte Besetzung der einzelnen Positionen im Krisenstab und in den Einsatzeinheiten abzusichern. Für Tätigkeiten unter Berücksichtigung erhöhter Strahlenexposition ist ggf. Personal von anderen Anlagen bzw. Fremdpersonal anzufordern.

Es besteht ein Bereitschaftssystem für wesentliche Funktionsträger der Notfallorganisation. Sofern die Situation vom Bereitschaftshabenden selbst erkannt wird, kommt dieser unaufgefordert zum Kraftwerk. Für andere Alarmierungsketten steht ein motorisierter Melder zur Verfügung.

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

6.1.1.3 Maßnahmen für optimalen Personaleinsatz

Im Bedarfsfall können von anderen Standorten der E.ON Kernkraft GmbH weitere Einsatzkräfte und Equipment zur Unterstützung herangezogen werden.

Mögliche personelle Engpässe können ggf. durch eine angepasste Personal- und Schichtplanung aufgefangen werden.

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.

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

Mit dem Anlagenhersteller AREVA besteht ein Vertrag zur Unterstützung im Krisenfall (Hersteller-Krisenstab).

Des Weiteren können für Aufgaben der Umgebungsüberwachung die Kerntechnische Hilfsdienst GmbH (KHG) angefordert werden. Zur Erfüllung der Verpflichtungen des § 53 StrlSchV hat jede kerntechnische Anlage eine einzelvertragliche Regelung mit der KHG zur Erfüllung von Aufgaben des innerbetrieblichen Notfallschutzes.

Die KHG unterstützt den Betreiber der kerntechnischen Anlage mit 23 Personen Stammpersonal und ca. 140 Personen ausgebildetem Fremdpersonal unter Nutzung bei KHG vorhandenen Gerätes bezüglich Aufgabenstellungen aus den Bereichen:

- Infrastruktur
- Kommunikation zwischen KHG und Betreiber-Einsatzleitung
- Transport der Geräte und Einrichtungen
- Elektrizitätsversorgung der eingesetzten Kräfte
- Strahlenschutz
- Strahlenschutzüberwachung von Einsatzpersonal
- Strahlenschutzmessungen innerhalb und außerhalb der Anlage
- Ausrüsten von Einsatzpersonal mit Atemschutzgerät und Schutzkleidung
- Dekontamination von Einsatzpersonal, Geräten und Räumen
- Abluftfilterung mit mobilen Anlagen
- Übernahme von leicht radioaktivem Abwasser
- Fernhantierungstechnik
- Inspektion und Arbeiten an Orten hoher Dosisleistung mit fernbedienten Manipulatorfahrzeugen
- Bergen von stark radioaktivem Material.

Mit der Kreisfeuerwehr Wesermarsch, verantwortlich vertreten durch den Kreisbrandmeister, besteht die Vereinbarung, dass bei der Anforderung durch das KKW Kernkraftwerk Unterweser im Fall einer extremen Überflutung unter dem Stichwort „Hochwassereinsatz KKW“ der Löschponton "KBM Zirk" mit der höchsten Einsatzpriorität durch eine Einsatzgruppe der Kreisfeuerwehr zum KKW verbracht wird. Die Einsatzgruppe setzt sich zusammen aus:

- Wechselladerfahrzeug Löschponton
- Versorgerfahrzeug Kraftstoff
- Feuerlöschboot Einheit Frieschenmoor.

Die Vorgehensweise ist in der Alarmausrückordnung (AAO) der Werkfeuerwehr KKV, die bei der Feuerwehreinsatzleitstelle des Landkreis Wesermarsch hinterlegt ist, beschrieben. Diese Regelung ist mit den Verantwortlichen abgestimmt.

Kurzfristige Hilfsmöglichkeiten sind in dem im Auftrag des BMU von der GRS betreuten Katalog „Hilfsmöglichkeiten bei kerntechnischen Unfällen“, zu dessen Zugriff das KKV 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 Notfallhandbuches sowie in Notfallübungen sichergestellt.

Mindestens einmal jährlich wird eine behördlich geforderte betriebsinterne Notfallübung durchgeführt. Bei den Übungen 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.

Erkenntnisse aus diesen Übungen und daraus abgeleitete Optimierungsmöglichkeiten werden priorisiert und umgesetzt und gezielt in die Notfallunterlagen und das Schulungsprogramm eingearbeitet. Eine kontinuierliche Verbesserung der Notfallschutzorganisation und eine behördliche Überwachung sind somit sichergestellt.

6.1.2 Nutzung vorhandener Ausrüstung

Die Notfallmaßnahmen für das KKV kommen zum Einsatz falls erkannt wird, dass die auslegungsgemäßen Maßnahmen nicht mehr für eine Störfallbeherrschung ausreichend sind. Dies ist der Fall, wenn die Schutzziele mit den Maßnahmen des ereignisorientierten oder schutzzielorientierten BHBs nicht eingehalten werden können.

Bei der Durchführung von Maßnahmen des Notfallhandbuches wird grundsätzlich zustandsorientiert vorgegangen und stellt somit eine kontinuierliche Fortsetzung des Schutzziel-BHBs dar.

6.1.2.1 Nutzung externer mobiler Geräte

Mobile Feuerlöschpumpen und Schlauchverbindungen sind mehrfach an unterschiedlichen Lagerorten vorhanden.

Alternativ zu den auf der Anlage vorhandenen Pumpen können handelsübliche Feuerlöschpumpen, z. B. von Feuerwehren oder Katastrophenschutz verwendet werden. Diese sind innerhalb der Karenzzeiten 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 geregelt ist.

Für diese Vorgänge werden in Abhängigkeit möglicher Zerstörungen der Infrastruktur situations- und zeitabhängig von der Notfallorganisation Maßnahmen zur langfristigen Sicherstellung des Notstrombetriebes ergriffen.

Eine alternative Anlieferung, Anreise per Hubschrauber oder eigenem Boot ist möglich. Ein Hubschrauberlandeplatz und ein Schiffsanleger sind 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 Anlagenzustands 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.

Eine wesentliche Grundlage für die Erarbeitung der radiologischen Lage stellt das Messprogramm Störfall/Unfall gemäß Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) dar. Eine über die Anforderungen der REI hinausgehende Umgebungsüberwachung wird im Einzelfall entschieden. Dies hängt von den jeweiligen Randbedingungen auf der Anlage ab.

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

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

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

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

Eine bautechnische Trennung relevanter Brandlasten von Einrichtungen mit größerem Aktivitätsinventar und den Erhalt dieser Trennung aufgrund der Erdbebenauslegung gewährleistet eine Begrenzung einer möglichen Aktivitätsfreisetzung infolge eines Brandes.

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 zur Verfügung.

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

Zur reibungslosen Planung, Abstimmung und Durchführung von Maßnahmen im Notfall ist die enge Zusammenarbeit zwischen dem KKV 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 KKV eingeschalteten Firmen und Organisationen
- Öffentlichkeit und Informationsmedien.

Die Kooperations- und Kommunikationsbeziehungen sind im Notfallhandbuch beschrieben.

Zurzeit erfolgt die Kommunikation per Fax und telefonisch.

Die Pflicht zur Information der Öffentlichkeit hat die zuständige Katastrophenschutzbehörde. Die ergänzende Information der Öffentlichkeit durch das KKV wird durch die

EKK-Zentrale in Hannover sichergestellt. Diese gibt Presseerklärungen heraus, veranlasst die Freischaltung von vorbereitenden Internetseiten und schaltet ein beauftragtes Call Center frei. Das KKW liefert die benötigten Daten und Informationen an den Unternehmenskrisenstab in der EKK-Zentrale.

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

Auf der Anlage sind ein Unimog mit Schneeschild sowie ein Schlepper verfügbar. Weitere technische Hilfeleistung wird im Notfall über die Katastrophenschutzbehörde z. B. beim technischen Hilfswerk angefordert.

Grundsätzlich bestehen zu den Gebäuden mehrere Zugangsmöglichkeiten, so dass die Möglichkeit des Zugangs zu Gebäuden auch bei plötzlich eintretenden, lokal begrenzten Ereignissen (Flugzeugabsturz, Trümmerbildung) gegeben bleibt. Zur Sicherstellung des Winterdienstes und damit zur Beherrschung von Schneemassen wird in den Wintermonaten ein Bereitschaftsdienst eingerichtet.

Zusätzlich besteht die Möglichkeit der Anforderung schwerer Räum- und Bergungsgesellschaften von diversen Baufirmen/Krandidiensten aus der näheren Umgebung.

Das Betriebshandbuch und Notfallhandbuch beinhalten 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 und andere Kernkraftwerke.

6.1.3.2 Verlust von Kommunikationseinrichtungen oder –systemen

Mit den Satellitentelefonen können alle bekannten Nummern des Fest- oder Mobilnetzes angerufen werden oder es kann Kontakt zu anderen Satellitengeräten aufgenommen werden. Bei Ausfall des Telefon- und Stromnetzes im Umfeld des Kernkraftwerkes kann so die Verbindung aufrechterhalten werden zu:

- behördlichen Einrichtungen (Polizei, KatS-Behörde), verfügen über eigene Satellitengeräte
- EKK Zentrale (Unternehmenskrisenstab UKS), verfügt über eigene Satellitengeräte
- Netzleitstelle, verfügt über eigene Satellitengeräte
- AREVA-Krisenstab, Rund-um-die-Uhr-Rufbereitschaft, verfügt über eigene Satellitengeräte
- Kerntechnischer Hilfsdienst GmbH (KHG), Rund-um-die-Uhr-Rufbereitschaft, verfügt über eigene Satellitengeräte.

Kommunikation zur Netzleitstelle:

Seitens des Netzbetreibers TenneT ist zusätzlich eine (8h) „schwarzfallfeste“ Telefonverbindung zwischen den Netzleitstellen und der Warte KKV und anderen deutschen Kernkraftwerken eingerichtet.

Weiterhin ist die Netzleitstelle Lehrte mit eigenen Inmarsat- und Iridium-Telefonen ausgerüstet, deren Telefonnummern in einer Schichtinformation hinterlegt sind.

Funkgeräte:

Bei Bedarf kann für den Kontakt zur Katastrophenschutzbehörde/Feuerwehr-Leitzentrale zusätzlich/alternativ zu den Satellitentelefonen kurzfristig auf terrestrische Funkgeräte (4 m-Band) zugegriffen werden. In der Ausweichstelle in Huntorf stehen Festnetztelefone und Faxgeräte zur Verfügung. Weiterhin können, autark von der öffentlichen Versorgung, ein mobiles „Inmarsat“- und ein Iridium-Telefongerät eingesetzt werden.

6.1.3.3 Erschwerende radiologische Randbedingungen

Eine Beeinflussung durch erhöhte Dosisleistung der Einsatzräume muss 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.

Der Aufenthalt in der Warte muss Aufgrund der geringen Exposition durch Direktstrahlung vom Reaktorgebäude her nicht beschränkt werden jedoch führt die beim Venting von den Druckentlastungsfiltern ausgehende Strahlung zu einer Ortsdosisleistung von 10 mSv/h. Entsprechende Abschirmmaßnahmen sind hier notwendig.

Die Wartebereiche und die Krisenstabräume 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. Die Ausführung ist in einer innerbetrieblichen Anweisung geregelt.

Sollte im Rahmen der Bewertung festgestellt werden, dass die Einsatzräume der Notfallorganisation aus Dosisgründen nicht mehr zur Verfügung stehen, ist die dafür vorgesehene Ausweichstelle in Huntorf zu nutzen bzw. als Ersatz für die Kraftwerkswarte die Notsteuerstelle zu besetzen.

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

Das Eindringen von gesundheitsgefährdenden Gasen in die genannten Gebäude wird durch einen Lüftungsabschluss verhindert. Ausgelöst wird der Lüftungsabschluss durch Gasmessstellen, die im Zuluftkanal des Schaltanlagegebäudes angebracht sind.

Das Eindringen brennbarer Gase und Dämpfe in Gebäude, in denen sich Systeme befinden, die nach einer Explosion auf dem Kraftwerksgelände zur Abfuhr der Nachwärme gebraucht werden, wird verhindert.

Das Eindringen von explosiven Gasen in Gebäude und Kanäle, die einer Explosionsdruckwelle standhalten müssen, wird verhindert.

Für nicht naturbedingte Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, Wrackteile) muss unterstellt werden, dass die Kraftwerkswarte nicht mehr uneingeschränkt zur Verfügung steht. 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

Für nicht naturbedingte Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, Wrackteile) muss unterstellt werden, dass die Räume der Notfallschutzorganisation nicht mehr uneingeschränkt zur Verfügung stehen.

Der Krisenstab kann im Falle einer notwendigen Anlagenräumung auf die Einsatzstelle Huntorf ausweichen. Der Einsatzraum in Huntorf befindet sich auf dem Gelände des Druckluftspeicherkraftwerkes, ist 27 km vom KKW entfernt und auf direktem Landweg erreichbar. Die Ausweichstelle in Huntorf ist auf Grund der Entfernung als hinreichend benutzbar anzusehen.

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

Alle Notfalleinrichtungen sind beim Bemessungserdbeben verfügbar. Relevante Notfallmaßnahmen sind auch bei Hochwasser verfügbar und durchführbar.

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 primärseitiges bleed & feed sind auch im Fall eines Netzausfalls und Ausfalls der Notrom- und Notstandsdiesel durchführbar.

6.1.3.8 Potenzial für den Ausfall von Instrumentierungen

Die Störfallinstrumentierung ist gemäß KTA eine Einrichtung, die vor, während und nach einem Störfall oder einem Ereignis, das zu einer erhöhten Freisetzung radioaktiver Stoffe führen kann, die Informationen über den Zustand der Anlage erfasst, anzeigt und aufzeichnet. Sie ist gegliedert in die Störfallanzeige und in die Störfallaufzeichnung, vgl. auch KTA 3501.

Diese zur Bestimmung des schutzzielorientierten Zustandes der Anlage erforderlichen Messstellen sind im Betriebshandbuch des KKU tabellarisch erfasst.

Ebenfalls aus dieser Tabelle ersichtlich ist die Auslegung dieser Messstellen auf EVI und EVA und die Messwertdarstellung auf der Warte, dem SOBIS/ÜRA sowie der Notsteuerstelle (NSS).

Darüber hinaus sind weitere Messungen vorhanden bzw. können verfügbar gemacht werden, die sich nicht im unmittelbaren Bereich der Kernschmelze befinden.

Es existieren alternative Wege, um Informationen über den Anlagenzustand und den Zustand der Brennelemente zu erlangen. Welche Möglichkeiten konkret mit welchem Ziel genutzt werden sollen, wird im Rahmen der Erstellung der Krisenstab-Tools (SAMG's: Severe Accident Management Guidelines) aktuell ausgearbeitet.

Für deutsche Druckwasserreaktoren im Allgemeinen und insbesondere auch anlagen-spezifisch für KKW wurden im Rahmen der Erstellung der PSA der Stufe 2 für das relevante Spektrum auslösender Ereignisse abdeckende integrale Unfallablaufanalysen durchgeführt. Diese Analysen bieten selbst bei totalem Ausfall der Instrumentierung einen Anhaltspunkt für den aktuell erwarteten Zustand der Anlage.

Hierzu wird primär der Rückgriff auf die Instrumentierung der Warte und der Notsteuerstelle vorgesehen. Ebenfalls berücksichtigt werden dabei auch Vorort-Instrumente, die auch ohne Spannungsversorgung arbeiten. Weiterhin können im Rahmen der Krisenstab-Tools Rechenhilfen zur Abschätzung des Anlagenzustandes aus verfügbaren Messgrößen und anderen Informationen wie z. B. Massen- und Energiebilanzen enthalten sein.

Mit den Daten der oben beschriebenen Messsonden kann man den Zustand des Kerns beurteilen. Als Hilfsmittel dient ein Programm, das aufgrund der Messdaten eine Quelltermmittlung und Expositionsprognose ermöglicht. Das Rechenprogramm (CAIRE, Brenk Systemplanung) wird zurzeit angepasst.

Mit dem Abschnitt „Schutzzielkontrolle“ des BHB besteht für das KKW eine detaillierte Betrachtung der Verfügbarkeit von vitaler Anlageninstrumentierung auch unter den Randbedingungen von Störfällen mit Einwirkung von Innen und von Außen. Ersatzweise bzw. zusätzlich zum Umfang der in diesem Kapitel charakterisierten Messeinrichtungen kann auch sofern verfügbar auf weitere betriebliche Instrumentierungen zurückgegriffen werden, wie z. B. Temperaturmessstellen der Ermüdungsüberwachung.

6.1.3.9 Potenzielle Auswirkungen durch Nachbarblock

Das Kernkraftwerk Unterweser ist eine Einzelblockanlage, in der Nachbarschaft befindet sich keine weitere kerntechnische Anlage.

6.1.4 Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Organisation für das Notfallmanagement

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

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 und Versorgungen auch ohne kurzfristige Unterstützung von außen umzusetzen oder es sind alternative Reserven vorhanden, so dass rechtzeitig externe Unterstützung sichergestellt werden kann.

Im Notfallhandbuch des KKW sind die einzuleitenden Maßnahmen so beschrieben, dass bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen situationsgerecht ein flexibles Handeln des 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 (NHB, 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 KKW 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. Zum Stichtag 30.06.2011 war der geplante Fertigstellungstermin der SAMG für KKW das 1. Halbjahr 2012.

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

Es existiert ein Notfallhandbuch, in welchem Notfallmaßnahmen im Bereich der Sicherheitsebene 4 zur Verhinderung von Kernschäden bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen beschrieben sind. Diese Notfallmaßnahmen sind nach Schutzziele gegliedert und beschreiben u. a. Maßnahmen zur Kernkühlung, Herstellung der Nebenkühlwasserversorgung, DE- Bespeisung, Wiederherstellung der Energieversorgung und zur Wiederinbetriebnahme ausgefallener Systeme.

Wegen der Vielschichtigkeit denkbarer Ausfallereignisse in technischen Systemen ist eine generelle Abgrenzung von Randbedingungen für eine Wiederinbetriebnahme nicht im Einzelnen darstellbar. Im Rahmen der derzeit in der Erstellung befindlichen Krisenstab-Tools (SAMGs) werden auch Maßnahmen zur manuellen Wiederherstellung zerstörter Systeme ausgearbeitet. Dabei werden die nachfolgend skizzierten Haupt-Strategien zugrunde gelegt:

- manuelle Wiederherstellung zerstörter Systeme
- Primär- und Sekundärseitiges Feed and Bleed
- Kühlmittleinspeisung in den (teilweise) zerstörten Kern
- Einsatz von Umluftkühlern, Wasserstoffrekombinatoren und der gefilterten Druckentlastung des RSB (Reaktorsicherheitsbehälter-Venting).

Prioritäten für die Durchführung dieser Strategien werden dabei vorgegeben. Ebenfalls werden Bedingungen für die Einleitung der einzelnen Aktionen sowie Kriterien für deren Unterbrechung, Beendigung oder den Wechsel zu einer anderen Aktion spezifiziert. Berücksichtigt werden dabei mögliche gegenläufige Effekte der einzelnen Maßnahmen wie z. B. Druckspitzen, Wasserstofferzeugung, -deflagration und -detonation, Rekritikalität oder Dampfexplosionen.

Die dabei zugrunde gelegten Randbedingungen werden spezifiziert und die Regelungen für die Wiederinbetriebnahme eines zuvor ausgefallenen Systems mit hohem Detaillierungsgrad ausgewiesen. Gemäß der Krisenstab-Tools werden schnelle Entscheidungen durch die technische Unterstützung des Hersteller-Krisenstabes und der KHG GmbH ermöglicht.

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). Aufgrund der damit verbundenen längeren Karenzzeiten für die Maßnahmen besteht eine zusätzliche Erfolgswahrscheinlichkeit für eine Rückhaltung im RDB. Dies wurde in der PSA der Stufe 2 für KKV erkannt und berücksichtigt und wird in den zusätzlich zum Notfallhandbuch in den ggf. später auszuarbeitenden SAMG weitergehend betrachtet.

6.2.3 Mitigative Maßnahmen nach Versagen des Reaktordruckbehälters

Die weitergehenden vorhandenen Notfallmaßnahmen nach einem möglichen Versagen des Reaktordruckbehälters dienen der Einhaltung des Schutzzieles „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ (hier genauer Integritätserhalt des Reaktorsicherheitsbehälters).

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

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

Im Notfallhandbuch des KKW werden verschiedene Maßnahmen beschrieben, um den Druck im RKL zu reduzieren und Kühlmittel einzuspeisen.

6.3.1.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Die Vorkehrungen in der Betriebsführung werden unter 6.3.1.1 mit behandelt.

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

Eine mögliche Gefährdung der RSB-Integrität infolge von durch H₂-Ansammlungen verursachten H₂-Deflagrationen oder H₂-Detonationen sind für den auslegungsgemäßen Betrieb der Anlage, für die auslegungsgemäße Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen und für auslegungsüberschreitende Störfälle betrachtet worden. Zur Minderung dieser Gefährdung wurde im RSB ein System passiver autokatalytischer Rekombinatoren (PAR) installiert. Es handelt sich um ein selbsttätig arbeitendes, passives System, zu dessen Betrieb keine Notfallmaßnahme durchzuführen ist. Aufgrund der Passivität des Systems ist eine Aktivitätsfreisetzung am Standort für die Durchführung nicht relevant. Die Rekombinatoren sind hinsichtlich Integrität und Standsicherheit nach

EVA-Ereignissen ausgelegt, so dass der Wasserstoffabbau auch bei zerstörter Infrastruktur möglich ist.

Im Rahmen der PSA wurden mit einem dem für die Analyse schwerer Störfälle konzipierten Rechenprogramm anlagenspezifische Analysen unter Berücksichtigung des passiven Wasserstoffabbausystems durchgeführt. Dabei wurde auch die H₂-Freisetzung durch Zirkon-Wasser-Reaktion und Schmelze-Beton-Wechselwirkung sowie die Freisetzung von CO und CO₂ aus der Schmelze berücksichtigt. Detonative oder deflagrative Gemische treten bei den betrachteten Szenarien nicht auf, die Rekombinatoren arbeiten, bis kein O₂ zur Rekombination mehr im RSB vorhanden ist.

Ferner wurde im Rahmen der PSA gezeigt, dass eine Freisetzung von H₂-reicher Atmosphäre in die umgebenden Gebäude, solange ein Schmelzeangriff auf die RSB-Stahlschale vermieden wird, sehr unwahrscheinlich ist.

Der ggf. aus dem RSB in den Ringraum übergetretene Wasserstoff kann mit den betrieblichen Lüftungsanlagen abgeführt werden.

6.3.2.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Zum Stichtag 30.06.2011 war geplant für KKV Krisenstab-Tools (SAMGs) auszuarbeiten, die entsprechende Maßnahmen vorsehen. Zum Stichtag 30.06.2011 war der geplante Fertigstellungstermin der SAMG für KKV das 1. Halbjahr 2012.

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. Aufgrund der Auslegung der Gebäude kann die Notfallmaßnahme auch bei bzw. nach Einwirkung von außen (EVA – Erdbeben, Hochwasser) durchgeführt werden.

Die erforderliche Personalstärke wird grundsätzlich durch Einhaltung der Schichtmindestbesetzung, geregelt im BHB sichergestellt.

Die Aerosol- (Schwebstoff-)Filter zur Filterung von Feststoffpartikeln sind als Metallfaservlies-Filter ausgebildet, die nachgeschalteten Jodsorptionsfilter dienen der Abscheidung von radioaktivem gasförmigen Jod und gasförmigen Jodverbindungen aus der RSB-Atmosphäre.

Elementares Jod und organisch gebundenes Jod werden zusammenfassend als gasförmiges Jod bezeichnet.

Das Aerosolfilter besteht einem Vorfilter und einem nach geschalteten Hauptfilter der Klasse S. Das Vorfilter filtert die mit dem Dampf mitgetragenen Feststoffpartikel aus. Damit wird die Standzeit des Feinfilters verlängert.

Das Jodfilter wird dem Aerosolfilter nachgeschaltet. Es ist geeignet, aus dem Entladungsdampfstrom gasförmiges Jod 127 und 131 auszufiltern. (RSK-Vorgabe: Mindestabscheidegrad 90 %). Das Jodsorptionsfilter ist integraler Bestandteil des Entlastungsfilters. Die Funktion des Filters ist nachgewiesen mit einem Abscheidegrad > 99%. Dabei wurde auch der Anfahrzustand mit möglichem Kondensatniederschlag berücksichtigt.

6.3.3.2 Betriebliche und organisatorische Vorkehrungen

Die betrieblichen und organisatorischen Vorkehrungen werden ebenfalls unter 6.3.3.1 beschrieben.

6.3.4 Vermeidung von Rekritikalität

6.3.4.1 Anlagentechnische Vorkehrungen

Die im Notfallhandbuch und in diesem Bericht beschriebenen Prozeduren und Maßnahmen sind zur Erreichung des Schutzziels Kontrolle der Reaktivität (hier genauer 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.

Das Kompaktlager im KKW besteht aus boriertem Stahl, das Bor ist homogen im Stahl verteilt. Unter Beibehaltung der geometrischen Anordnung ist die Unterkritikalität auch bei Zuspiesen von Deionat als Bestandteil der Notfallmaßnahmen sichergestellt.

Ein Borsäureverlust aufgrund Verdampfungskühlung ist sicherheitstechnisch nicht relevant.

6.3.4.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

Im BHB sind im Zuge der schutzzielorientierten Störfallbehandlung diversitäre Maßnahmen vorgesehen, die eine ständige Unterkritikalität im Reaktorkühlkreislauf sicherstellen.

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 Schmelze sind unter 6.2.2 mit behandelt.

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

Nach dem Durchschmelzen des RDB gelangt die Schmelze von der Reaktorgrube in den Sumpfbereich. Dort kann sie auf dem Sumpfboden durch eine Wasserüberdeckung gekühlt werden. Es sind Notfallmaßnahmen zur Bedeckung der Schmelze im NHB beschrieben.

Weitere Strategien, um die Schmelze mit Wasser zu bedecken, werden im Rahmen der Erstellung der SAMGs ausgearbeitet.

Ein Durchschmelzen des RDB geht in jedem Fall mit einem deutlichen Anstieg von Druck, Temperatur und Aktivität im RSB einher und ist daher mit der vorhandenen Instrumentierung mit hoher Sicherheit zu detektieren. Eine fundierte Untersuchung zur Detektion relevanter Vorgänge bei Unfallabläufen wird im Rahmen der Erstellung der SAMG erfolgen.

Im Rahmen der PSA für die Anlage KKU wurden Betrachtungen zum Versagen des RSB als Folge der Erosion von Betonstrukturen durch die Schmelze angestellt. In der Reaktorgrube wird sich nach dem Durchschmelzen des RDB keine kühlbare Konfiguration herstellen lassen. Im Reaktorgebäude-Sumpf ist die Schmelze nach einer entsprechenden flächigen Ausbreitung und Wasserüberdeckung kühlbar. Falls die Schmelze durch Beton-Erosion und Aufschmelzen der Stahlhülle bis in den Bereich unterhalb der Stahlhülle vordringt, kann sie langfristig das Fundament erodieren. Dabei werden voraussichtlich keine radioaktiven Stoffe direkt in die Atmosphäre gelangen. Falls die

Schmelze im Sumpfbereich in die Entwässerungsschächte oder in die Kühlspinne eintritt, wird eine Schmelze-Beton-Wechselwirkung an diesen Stellen weiter voranschreiten (keine Kühlbarkeit) und ebenfalls langfristig das Fundament erodieren.

Im Rahmen des Reviews der PSA der Stufe 2 von anderen EKK-DWR-Anlagen wurde die Annahme, dass es infolge der Penetration der Stahlhülle nur zu einer geringen Leckage entlang der Stahlhülle in den Ringraum kommt, akzeptiert. Bei derartig geringen Leckagen kommt es zu einer hohen Rückhaltung im Reaktorgebäude-Ringraum.

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 RSB) können aufgrund der konservativen 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 Sicherheitsbehälters ist im Abschnitt 6.2.1 beschrieben.

6.3.6.2 Vorkehrungen in der Betriebsführung

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

6.3.7 Erforderliche Instrumentierung zum Schutz der Containmentintegrität

Für die Überwachung des Schutzziels sind die folgenden Parameter ausschlaggebend:

- Druck im Sicherheitsbehälter
- Temperatur des Sicherheitsbehälters
- H₂-Konzentration im Sicherheitsbehälter
- BE- Austrittstemperatur.

Die Ausführungen unter 6.1.3.8 gelten analog hinsichtlich der tabellarischen Darstellung im BHB, sowie der sich in Erstellung befindlichen Krisenstab-Tools.

6.3.8 Notfallmanagement bei gleichzeitiger Kernschmelze in mehreren Blöcken am Standort

Das Kernkraftwerk Unterweser ist eine Einzelblockanlage, in der Nachbarschaft befindet sich keine weitere kerntechnische Anlage

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 Raumbereichen und Reparaturmaßnahmen. Entsprechende Aussagen werden im Rahmen der 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.

6.3.10 Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheitsbehälterintegrität bei schweren Unfällen

Aufgrund der robusten und konservativen Auslegung des Sicherheitsbehälters ist mit einem Integritätsverlust des Sicherheitseinschlusses erst deutlich (Größenordnung doppelter Auslegungsdruck) oberhalb des RSB-Auslegungsdrucks zu rechnen. Zusätzlich wird der Druckanstieg durch das große freie Volumen und die große Wärmekapazität der Strukturen und Komponenten innerhalb des RSB erheblich verzögert. Damit ergibt sich eine hohe Erfolgswahrscheinlichkeit für die Maßnahme der gefilterten Druckentlastung, die ein Versagen des RSB vermeidet. Dies wird durch die Ergebnisse der PSA 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 RSB in Richtung Reaktorgebäude-Ringraum versagen, erfolgt bei begrenzten RSB-Leckagen und intakter Ringraumabsaugung eine gefilterte Freisetzung über den Kamin. Allerdings ist die Kapazität dieser Filter begrenzt. Eine zusätzliche Rück-

haltung 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 Hilfsanlagegebäude 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 Hilfsanlagegebäude zu rechnen.

6.4.1.2 Vorkehrungen der Betriebsführung

Die Zuschaltung der Bedarfsfilteranlage ist ein betrieblicher Vorgang, der im BHB beschrieben ist.

6.4.2 Notfallmaßnahmen nach Freilegung der Brennelementköpfe im Brennelementlagerbecken

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

Die sich im Lagerbecken befindlichen Brennelemente sind im Normalbetrieb von einer etwa 8 m hohen Wasserschicht überdeckt. Je nach unterstelltem Szenario kann eine einsetzende Verdampfung im Lagerbecken unterstellt werden, die zu einem Füllstandsabsinken und damit zu einer Verschlechterung der Abschirmwirkung führt. Das Notfallhandbuch beschreibt Maßnahmen, um den Füllstand im Lagerbecken wieder anzuheben.

6.4.2.3 Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung nach schweren Brennelementschäden im Brennelementlagerbecken

Das BE-Lagerbecken befindet sich innerhalb des gegen hohe Drücke ausgelegten Sicherheitsbehälters und damit innerhalb des gegen EVA ausgelegten Reaktorgebäudes. Durch die Kühlmittelüberdeckung sowie durch Maßnahmen zur Kühlmittelnachspeisung in das BE-Lagerbecken wird eine Radionuklidfreisetzung in den Sicherheitsbehälter äußerst zuverlässig vermieden.

Im KMV-Störfall bzw. bei Aktivitätsanstieg im Sicherheitsbehälter wird durch den Gebäudeabschluss des Sicherheitsbehälters eine Aktivitätsfreisetzung an die Umgebung verhindert. Die Notfallmaßnahmen sind identisch mit denen für die Aktivitätsfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter, siehe Ausführungen im Kapitel 6.4.1.

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 Brennelement-Lagerbecken 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 Kap. 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 wird die Wartenluft gefiltert.

Mit Hilfe der Notfallmaßnahme ist es möglich, einen Aktivitätseintrag in den genannten Raumbereich durch eine gerichtete Strömung von innen nach außen zu verhindern. Die Abscheidegrade der Filter sind unter Kap. 6.3.3.1 aufgeführt.

6.4.3 Schlussfolgerungen für die Angemessenheit der Vorkehrungen zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung

Wie unter Kap. 6.3.10 beschrieben, kann aufgrund der hohen Robustheit des Sicherheitsbehälters 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 Sicherheitsbehälters befindet, gelten die vorstehend genannten Ausführungen analog.

Die Nutzbarkeit der Hauptwarte kann durch Notfallmaßnahmen zur Filterung der Wartenluft sichergestellt werden.