
Sachstandsbericht

**Maßnahmen und Ein-
richtungen des anlagen-
internen Notfallschutzes**

KTA-GS-81

Stand November 2014

GESCHÄFTSSTELLE DES KERNTÉCHNISCHEN AUSSCHUSSES (KTA)
beim BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ
Postfach 10 01 49
38201 Salzgitter

Telefon: 03018/333-1621
Telefax: 03018/333-1625
Email: groos@bfs.de

Inhaltsverzeichnis

1	Auftrag	1
2	Einleitung, Begriffe, Definitionen	2
	Begriffserläuterungen.....	3
3	Vorgaben der Sicherheitsanforderungen	5
4	Weitere Empfehlungen etc. (RSK/SSK, KTA, ...)	12
	4.1 RSK- und SSK-Empfehlungen und –Stellungnahmen.....	12
	4.2 Anforderungen im KTA-Regelwerk	14
	4.3 Empfehlungen nach Fukushima	14
5	Einordnung der Notfallmaßnahmen in das Sicherheitskonzept für deutsche Kernkraftwerke	20
6	Entwicklung des Notfallschutzes in Deutschland	22
7	Vorgehensweise zur Ableitung von Maßnahmen des Anlageninternen Notfallschutzes.....	23
	7.1 Bisherige Vorgehensweise	23
	7.2 Vorgehensweise nach SiAnf.....	25
8	Beispiele für die Umsetzung von Notfallschutzmaßnahmen	31
	8.1 Allgemeines.....	31
	8.2 Beispiele.....	31
9	Zusammenfassung und Fazit.....	37
10	Literatur.....	38

1 Auftrag

Der Unterausschuss Programm und Grundsatzfragen (UA-PG) hatte auf seiner 38. Sitzung am 18. September 2012 über die Notwendigkeit eines KTA-Sachstandsberichts zu „Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes“ beraten und beschloss einstimmig, beim KTA den Antrag zu stellen, diesen Sachstandsbericht durch eine Arbeitsgruppe erstellen zu lassen.

Dieser Bericht wurde nach dem Erscheinen

- der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“/R1/ des BMU und der zugehörigen „Interpretationen“/R2/ des BMUB
- der „Fukushima-Empfehlung“ der RSK

notwendig. Der Sachstandsbericht sollte aufsetzen auf dem schon existierenden Sachstandsbericht KTA-GS-66 „Grundlagenpapier - Zusammenstellung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen und die Prüfung ihrer Regelung im KTA“ aus dem Jahr 1997.

Es sollte dabei geprüft werden, ob die Notwendigkeit für weitergehende Anforderungen besteht. Im Falle der Feststellung einer solchen Notwendigkeit sollte eine Empfehlung erarbeitet werden, ob diese

- a) im Rahmen von bestehenden KTA-Regeln oder
 - b) im Rahmen eines neuen KTA-Regelvorhabens
- ins KTA-Regelwerk eingebracht werden sollen.

Auf seiner 39. Sitzung am 12. November 2012 beauftragte der UA-PG eine Arbeitsgruppe, den Sachstandsbericht zu erarbeiten. Als Mitglieder der Arbeitsgruppe „Notfallschutz“ wurden benannt:

- Noack (RWE-Power)
- Riekert (TÜV NORD Systec)
- Sassen (Westinghouse)
- Schwarz (EnBW Kernkraft) (Obmann)
- Sonnenkalb (GRS)
- Verstegen (GRS)
- Wendenkampf (AREVA)
- Wildermann (UM BW)

Der Kerntechnische Ausschuss nahm den Beschlussvorschlag des UA-PG auf seiner 67. Sitzung am 13. November 2012 in Mannheim einstimmig zustimmend zur Kenntnis.

Nach Erstvorlage des Sachstandsberichts auf der 68. Sitzung des KTA am 19.11.2013 beschloss der KTA (Beschluss Nr. 68/4.1.1/1), keine KTA-Regel zur Konkretisierung/Ausgestaltung der im vorliegenden Sachstandsbericht dargestellten Sachverhalte zu erstellen. Der KTA beschloss außerdem, den vorliegenden Sachstandsbericht in einen Fraktionsumlauf zu geben. Er beauftragte den UA-PG und das Arbeitsgremium mit der Überarbeitung und bat darum, den überarbeiteten Sachstandsbericht auf seiner 69. Sitzung am 11.11.2014 erneut vorzulegen.

Die vorliegende Fassung des Sachstandsberichts wurde am 11. 11.2014 vom KTA auf seiner 69.Sitzung zustimmend zur Kenntnis genommen.

2 Einleitung, Begriffe, Definitionen

Die Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke wird durch ein gestaffeltes Sicherheitskonzept gewährleistet. Das gestaffelte Sicherheitskonzept umfasst entsprechend der Definition in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /R1/ 4 Sicherheitsebenen:

- Sicherheitsebene 1: Normalbetrieb
- Sicherheitsebene 2: anomaler Betrieb
- Sicherheitsebene 3: Störfall
- Sicherheitsebene 4: sehr seltene Ereignisse (Sicherheitsebene 4a)
Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen (Sicherheitsebene 4b)
Unfall mit schweren Brennelementschäden (Sicherheitsebene 4c)

Für die Sicherheitsebenen 1 bis 4a sind in den Sicherheitsanforderungen /R1/ und den KTA-Regeln konkrete Anforderungen festgelegt, um durch eine entsprechende Auslegung der Kernkraftwerke einen umfassenden und zuverlässigen Schutz vor den im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffen zu erreichen.

Darüber hinaus sind in angemessenem Umfang für Anlagenzustände, die wegen ihrer geringen Eintrittshäufigkeit den Sicherheitsebenen 1 bis 4a nicht zugeordnet werden, weitere Maßnahmen und Einrichtungen zur Feststellung und Begrenzung der Folgen solcher Zustände vorzusehen. Deshalb sind im gestaffelten Sicherheitskonzept ergänzend auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes vorzuhalten und zu planen /R1/.

Der anlageninterne Notfallschutz ist damit ein integraler Bestandteil des gestaffelten Sicherheitskonzeptes. Seine Bedeutung wurde unterstrichen durch die Ereignisse in Fukushima. Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hat in Auswertung der Ereignisse in ihrer Stellungnahme „Ausfall der primären Wärmesenke“ /R3/ und der Empfehlung „Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke“ /R4/ Empfehlungen für zusätzliche Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes zur weiteren Erhöhung der Robustheit der deutschen Kernkraftwerke im auslegungsüberschreitenden Bereich formuliert, insbesondere im Hinblick auf Einwirkungen von außen.

Gleichwohl ist festzustellen, dass im deutschen kerntechnischen Regelwerk für den anlageninternen Notfallschutz nur übergeordnete Anforderungen enthalten sind. In diesem Sachstandsbericht wird geprüft, ob die Notwendigkeit für weitergehende Anforderungen im KTA-Regelwerk besteht. Es werden dabei sowohl Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes im präventiven Bereich zum Vermeiden schwerer Brennelementschäden (Sicherheitsebene 4b) als auch im mitigativen Bereich (Sicherheitsebene 4c) betrachtet. Notfallmaßnahmen im mitigativen Bereich, d.h. bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden, haben das Ziel, die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich zu erhalten, Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung auszuschließen oder zu begrenzen und einen langfristig kontrollierbaren Anlagenzustand zu erreichen. Abgeleitete Anforderungen gelten für anlagenübergreifend realisierte Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes (z. B. auf der Basis von RSK-Empfehlungen aus den 1980er Jahren), aber auch für solche, die anlagenspezifisch für spezielle Ereignisabläufe im auslegungsüberschreitenden Bereich entwickelt wurden. Nicht Gegenstand dieses Berichtes sind Auslegungsmerkmale von Einrichtungen, mit denen Anforderungen aus den Sicherheitsebenen 4b und 4c abgedeckt werden (beispielsweise die Kapazität der Batterien zur Gewährleistung einer gesicherten Gleichstromversorgung).

In dem Sachstandsbericht wird zunächst ein Überblick über die bestehenden Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz in den Sicherheitsanforderungen (Kap. 3) und in den Empfehlungen von RSK und Strahlenschutzkommission (SSK) sowie den KTA-Regeln (Kap. 4) gegeben. Im Kapitel 5 wird dann eine Einordnung der Notfallschutzmaßnahmen in das Sicherheitskonzept für deutsche Kernkraftwerke vorgenommen. Kapitel 6 gibt einen kurzen Abriss der Entwicklung des Notfallschutzes in Deutschland von Beginn der 80-iger Jahre bis zur Veröffentlichung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke im Januar 2013. Den Schwerpunkt dieses Sachstandsberichts bildet das Kapitel 7, in dem die Anforderungen an den Notfallschutz, die in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ an verschiedenen Stellen zu finden sind, zusammenfassend dargestellt werden. Im Kapitel 8 werden Randbedingungen für die Umsetzung von Notfallmaßnahmen dargelegt. Kapitel 9 enthält die Zusammenfassung und das Fazit.

Begriffserläuterungen

Anlageninterner Notfallschutz /R1/: Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 4b und 4c.

Hinweis:

Der anlageninterne Notfallschutz umfasst die Gesamtheit aller Maßnahmen – Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen –, die in einem Kernkraftwerk ergriffen werden, um auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe, d.h. nicht in der Auslegung vorhergesehene bzw. nicht auslegungsgemäß beherrschbare Anlagenzustände oder Ereignisabläufe möglichst frühzeitig zu erkennen, zu kontrollieren und in ihren möglichen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage wirksam zu begrenzen. Der anlageninterne Notfallschutz stützt sich auf eigens dafür vorgesehene Maßnahmen und Einrichtungen, inklusive nicht fest installierter (mobiler) Einrichtungen (siehe Notfallmaßnahmen), sowie auf die flexible Nutzung aller verfügbaren Sicherheits- und Betriebssysteme und der Notstandseinrichtungen ab (siehe Handlungsempfehlungen).

Auslösendes Ereignis /S5/: Für den Leistungsbetrieb werden Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die eine Anforderung von Einrichtungen des Sicherheitssystems auslösen, als "auslösende Ereignisse" bezeichnet. Im Nichtleistungsbetrieb werden solche Ereignisse als „auslösend“ bezeichnet, bei denen die Systemfunktionen zur Brennelementkühlung nicht im erforderlichen Umfang verfügbar bzw. bei denen die Systemfunktionen zur Reaktivitätskontrolle nicht ausreichend wirksam sind.

Freisetzung, früh /S5/: Als „früh“ bezeichnet man eine Freisetzung, wenn wegen des raschen Ereignisablaufes schadenseindämmende Maßnahmen des Katastrophenschutzes erst nach der Freisetzung und daher mit verminderter Wirkung zum Einsatz kommen können. Eine Freisetzung innerhalb von wenigen Stunden nach Eintreten des auslösenden Ereignisses wird in der Regel als „früh“ anzusehen sein.

Hinweis:

Das Merkmal „früh“ ist anlagen- und standortspezifisch zu konkretisieren. International werden beispielsweise 10 Stunden als Konkretisierung diskutiert.

Freisetzung, große /S5/: Eine Freisetzung wird dann als „groß“ bezeichnet, wenn sie Wirkungen in der Umgebung der Anlage zur Folge haben kann, die räumlich umfangreiche und zeitlich langandauernde Maßnahmen des Katastrophenschutzes erfordern.

Hinweis:

Das Merkmal „groß“ ist anlagen- und standortspezifisch zu konkretisieren. International werden beispielsweise 10^{16} Bq für I und Cs diskutiert.

Handlungsempfehlungen /R1/: Vorgehensweise des anlageninternen Notfallschutzes, die zum Einsatz kommen kann, wenn für Ereignisabläufe bzw. Anlagenzustände keine Notfallmaßnahmen vorgeplant wurden oder diese Notfallmaßnahmen nicht wie geplant wirksam werden.

Hinweis:

Handlungsempfehlungen beschreiben die über vorgeplante Notfallmaßnahmen hinausgehenden möglichen Vorgehensweisen im anlageninternen Notfallschutz, über deren Einsatz der Notfallstab situationsbedingt entscheidet. Handlungsempfehlungen beschreiben die Nutzung aller verfügbaren Maßnahmen und Einrichtungen einer Anlage im auslegungsüberschreitenden Bereich und dienen als Unterstützung für die Entscheidungsfindung des anlageninternen Notfallstabs in Notfallsituationen. Sie werden i. d. R. in einem speziellen Handbuch dokumentiert, wobei Rückgriffe und Verweise auf BHB oder NHB möglich sind. In den Handlungsempfehlungen sollen positive und negative Konsequenzen der in Frage kommenden Maßnahmen gegenübergestellt werden, um die Entscheidungsfindung zu unterstützen. Die prinzipielle Eignung der in den Handlungsempfehlungen beschriebenen Maßnahmen ist für die bei der Planung zugrunde gelegten Phänomene und Anlagenzustände zu zeigen.

Notfallmaßnahmen /R1/: spezielle vorgeplante Maßnahmen und/oder Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes im präventiven und/oder mitigativen Bereich.

Hinweis:

Prozeduren im Notfallhandbuch beschreiben die Nutzung dieser speziellen Maßnahmen und Einrichtungen einer Anlage im auslegungsüberschreitenden Bereich. Alle für Notfallmaßnahmen vorgesehenen Einrichtungen und Komponenten sind so konzipiert, dass sie unter den im Ereignisablauf zu erwartenden Beanspruchungen und Umgebungsbedingungen wirksam betrieben werden können. Die Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen ist für die bei der Planung zugrunde gelegten Ereignisabläufe und Phänomene nachgewiesen.

Sicherheitseinrichtung /R1/: Einrichtung des Sicherheitssystems, die der Beherrschung von Störfällen dient.

Sicherheitsfunktion /R1/: In den SiAnf wird dieser Begriff als „Funktionale Verknüpfung von Maßnahmen und Einrichtungen zur Erfüllung sicherheitstechnischer Aufgaben“ definiert. Dies bedeutet, dass die zur Erfüllung der Schutzziele benötigten Funktionen in einer systematischen Darstellung in Sicherheitsfunktionen unterteilt werden, wobei jedem Schutzziel mehrere Sicherheitsfunktionen zugeordnet sind. Jeder dieser Sicherheitsfunktionen sind wieder mehrere Systemfunktionen zugeordnet.

Beispiel:

Schutzziel Kernkühlung - Sicherheitsfunktion DE Bespeisung – Systemfunktion Notbespeisung

Hinweis:

Dies ist beispielsweise in den SÜ nach §19 AtG umgesetzt /S5/.

Sicherheitssystem /S5, S6/: Das Sicherheitssystem ist die Gesamtheit aller Einrichtungen einer Reaktoranlage, die die Aufgabe haben, die Anlage vor unzulässigen Beanspruchungen zu schützen und bei auftretenden Störfällen deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Anlage und die Umgebung in vorgegebenen Grenzen zu halten.

Versorgungseinrichtung/-system /R1/: System zur Bereitstellung von z. B. elektrischer Energie, Deionat, Hilfsdampf, Kühlwasser, Wärme, Kälte, Druckluft oder anderen technischen Gasen bzw. Schmiermitteln.

Hinweis:

In den SiAnf wird diesbezüglich auch der Begriff Versorgungsfunktion verwendet, der die Funktion/Aufgabe von Versorgungssystem/-einrichtung beinhaltet.

3 Vorgaben der Sicherheitsanforderungen

In der folgenden tabellarischen Übersicht sind die in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Stand 22.11.2012“ (SiAnf) /R1/ enthaltenen Anforderungen/Vorgaben¹ für den Bereich Notfallschutz komplett aufgeführt, ergänzt jeweils um die zusätzlichen Anforderungen aus Interpretation I-7 der „Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012 vom 29. November 2013“ /R2/. Die Spalten 1 und 2 enthalten die jeweiligen Fundstellen/Kapitel in den SiAnf, die Spalte 3 enthält Stichworte zur inhaltlichen Orientierung, Spalte 4 gibt die jeweils relevanten Absätze der „Interpretationen“ an.

SiAnf-Nr.	Überschrift	Inhalt	zugehörige Abs. in Interpretation I-7
1	Organisatorische Anforderungen		
1 (3)	Integriertes Managementsystem	<ul style="list-style-type: none"> - Prozesse für Planung und Implementierung Notfallschutz - Qualifikation und Schulung Personal 	
2	Technisches Sicherheitskonzept		
2.1	Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen		
2.1 (1)		<ul style="list-style-type: none"> - Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes auf SE 4b und 4c - SE 4b: Ereignisse mit Mehrfachversagen von SE - SE 4c: Unfälle mit schweren BE-Schäden 	
2.1 (2)		<ul style="list-style-type: none"> - SE 4c: Maßnahmen zur Unterstützung des anlagenexternen Notfallschutzes 	
2.1 (3a)		<ul style="list-style-type: none"> - SE 4b: präventive Maßnahmen, so dass keine schweren BE-Schäden auftreten 	
2.1 (3b)		<ul style="list-style-type: none"> - SE 4c: mitigative Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Integrität SB so lange wie möglich, Begrenzung von Freisetzungen, Erreichen eines langfristig kontrollierbaren Zustands 	

¹ Die Sicherheitsanforderungen enthalten grundsätzliche und übergeordnete sicherheitstechnische Anforderungen im Rahmen des untergesetzlichen Regelwerks, welche der Konkretisierung der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage nach § 7 Absatz 2 Nr. 3 des Atomgesetzes (AtG) sowie von Anforderungen nach § 7d AtG dienen.

SiAnf-Nr.	Überschrift	Inhalt	zugehörige Abs. in Interpretation I-7
2.1 (4)		<ul style="list-style-type: none"> - alle Anlagenzustände des Leistungs- und Nicht-Leistungsbetriebs - repräsentativ abdeckende Anlagenparameter berücksichtigen 	
2.1 (9)		<ul style="list-style-type: none"> - Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes für breites Spektrum von Ereignissen (SE 4b, 4c) planen 	<p>Abschnitt 2 Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c</p> <p>Abschnitt 3 Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes</p> <p>Abschnitt 4 Anforderungen an Handlungsempfehlungen</p>
2.1 (10)		<ul style="list-style-type: none"> - Maßnahmen und Einrichtungen der SE 1 – 3 können für SE 4 genutzt werden 	<p>Abschnitt 2 Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c</p> <p>Abschnitt 3 Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes</p> <p>Abschnitt 4 Anforderungen an Handlungsempfehlungen</p>
2.1 (11)		<ul style="list-style-type: none"> - Maßnahmen und Einrichtungen der SE 4b/c nicht für Nachweisführung auf SE 1- 4a nutzen 	
2.1 (12)		<ul style="list-style-type: none"> - Unverfügbarkeiten von Maßnahmen und Einrichtungen begrenzen 	
2.1 (13)		<ul style="list-style-type: none"> - Für Maßnahmen und Einrichtungen der SE 4b/c gelten abgestufte Anforderung hinsichtlich Qualität und Zuverlässigkeit 	<p>Abschnitt 2 Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c</p> <p>Abschnitt 3 Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes</p> <p>Abschnitt 4 Anforderungen an Handlungsempfehlungen</p>
2.2	Barrierenkonzept		
2.2 (1)		<ul style="list-style-type: none"> - Barrieren so auslegen, dass radiologische Sicherheitsziele (vgl. 2.5) eingehalten werden 	
2.2 (6)		<ul style="list-style-type: none"> - Ziele der Maßnahmen der SE 4b: Rückhaltung des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns und Aufrechterhaltung einer weiteren Barriere 	
2.2 (7)		<ul style="list-style-type: none"> - Ziele der Maßnahmen der SE 4c: Verweis auf 2.1 (3b) 	
2.3	Schutzzielkonzept		

SiAnf-Nr.	Überschrift	Inhalt	zugehörige Abs. in Interpretation I-7
2.3 (3)		- Ziel der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes auf SE 4b: langfristig Wiederherstellung der Schutzziele	
2.3 (4)		- Ziele der Maßnahmen der SE 4c: Verweis auf 2.1 (3b)	
2.5	Radiologische Sicherheitsziele		
2.5 (1)		SE 4: <ul style="list-style-type: none"> - bei Planung von Tätigkeiten Vorgaben der StrlSchV zugrunde legen - Überwachung der Freisetzung sicherstellen - radiologische Auswirkung so gering wie möglich halten - frühe oder große Freisetzungen verhindern oder deren Auswirkungen begrenzen 	
3	Technische Anforderungen		
3.1	Übergeordnete Anforderungen		
3.1 (4)		- Sicherheitsklassifizierung: Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes sind von abgestufter sicherheitstechnischer Bedeutung und entsprechend zu klassifizieren	
3.1 (10)	Anlageninterner Notfallschutz	- präventive und mitigative Notfallmaßnahmen sowie Handlungsempfehlungen - Einrichtungen rückwirkungsfrei - Maßnahmen und Einrichtungen festinstalliert oder mobil - flexible Nutzung von Sicherheitssystemen, Betriebssystemen und Notstandseinrichtungen	Abschnitt 3 Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Nummer 3 (6)
3.1 (11)		- Notfallschutz soll auch bei EVA, EVI und Notstandsfällen wirksam bleiben, sofern erforderlich	Abschnitt 5 Anforderungen im Hinblick auf Einwirkungen von innen und außen sowie Notstandsfälle

SiAnf-Nr.	Überschrift	Inhalt	zugehörige Abs. in Interpretation I-7
3.1 (13)	Anforderung an die ergonomische Gestaltung der Voraussetzungen für zuverlässiges Handeln des Personals	<ul style="list-style-type: none"> - SE 4b/c: ergonomische Gesichtspunkte in Bezug auf Durchführbarkeit, Zugänglichkeit und StrSch berücksichtigen - bezieht sich auf Gestaltung der Arbeitsplätze, Arbeitsmittel, Wege 	
3.3	Anforderungen an die Einrichtungen zur Kühlung der Brennelemente im Reaktorkern		
3.3 (5)		- diversitäre EVA-feste Wärmesenke	
3.4	Anforderungen an die Druckführende Umschließung und die drucktragende Wandung von Komponenten der Äußeren Systeme		
3.4 (5b)		- Einrichtungen zur primärseitigen Druckentlastung	
3.6	Anforderungen an den Sicherheitseinschluss		
3.6 (8)		SE 4c: <ul style="list-style-type: none"> - Druckentlastung SB - Gefährliche Verbrennungsvorgänge im SB vermeiden 	Abschnitt 6 Anforderungen an die gefilterte Druckentlastung
3.7	Anforderungen an die Leittechnik		
3.7 (8)		- Instrumentierung SE 4b/c: Anlagenzustand, Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen, Auswirkungen auf Umgebung	Abschnitt 7 Anforderungen an das Probenahmesystem
3.7 (9)		SE 4b/c: <ul style="list-style-type: none"> - Maßnahmen dürfen leittechnisch Vorrang haben - Eingriffe in Leittechnik erlaubt 	Abschnitt 3 Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Nummer 3 (8)
3.8	Anforderung an Warten		
3.8 (5)		- Alarmierungseinrichtungen und Kommunikationsmittel für Verhaltensanweisungen	Abschnitt 8 Anforderungen an die Notfallorganisation Nummer 8 (1)

SiAnf-Nr.	Überschrift	Inhalt	zugehörige Abs. in Interpretation I-7
3.8 (7)		<ul style="list-style-type: none"> - geeignete Ausstattung Notfallstabsräume - Zugänglichkeit und Nutzbarkeit von Warte und Notfallstabsräumen 	Abschnitt 8 Anforderungen an die Notfallorganisation Nummer 8 (1)
3.9	Anforderungen an die elektrische Energieversorgung		
3.9 (2)		<ul style="list-style-type: none"> - „Notstrom-Netzanschluss“ (= mobiler Diesel) 	
3.9 (4)		<ul style="list-style-type: none"> - Energieversorgung für Notfallschutzmaßnahmen 10 h ohne externe Hilfe - Wiederherstellung der Energieversorgung nach Ausfall durch Notfallschutzmaßnahmen - Ersatzmaßnahmen bei längerer Nichtverfügbarkeit der Netze spätestens nach 3 Tagen 	
3.10	Anforderungen an die Handhabung und Lagerung der BE		
3.10 (4)		<ul style="list-style-type: none"> - diversitäre EVA-feste Wärmesenke 	
3.11	Anforderungen an den StrlSch		
3.11 (1)		<p>alle SE:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Strahlenschutzüberwachung Anlage 	
3.11 (3)		<p>alle SE:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Strahlenschutzüberwachung Umgebung 	
3.11 (6)		<ul style="list-style-type: none"> - anlageninterner Notfallschutz: - Maßnahmen zur Reduzierung der radiologischen Auswirkungen 	
4	Zu berücksichtigende Betriebszustände und Ereignisse		
4.3	Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen		
4.3 (1)		<ul style="list-style-type: none"> - Ermittlung repräsentativer Ereignisabläufe 	
4.3 (2)		<ul style="list-style-type: none"> - Mindestumfang der zu betrachtenden Ereignisse 	

SiAnf-Nr.	Überschrift	Inhalt	zugehörige Abs. in Interpretation I-7
4.3 (3)		- Mindestumfang der zu betrachtenden Ereignisse für BE-Beckenkühlung	
4.3 (4)		- Vorgehensweise zur Ermittlung der Ereignisabläufe (postulierter Mehrfachausfall von Sicherheitseinrichtungen)	
4.4	Unfälle mit schweren BE-Schäden		
4.4 (1)		- Ereignisspektrum, das alle relevanten Phänomene berücksichtigt	
4.4 (2)		- Handlungsempfehlungen für den Notfallstab vorhalten	
5	Anforderungen an die Nachweisführung		
5 (1)		- Verweis auf Anhang 5	
5 (2)		- Methoden der Nachweisführung	
6	Anforderungen an das Betriebsreglement		
6 (1)		d) Schriftliche Anweisungen für Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen e) Anzahl, Qualifikation, Verfügbarkeit Personal h) organisatorische Voraussetzungen Notfallschutz	Abschnitt 8 Anforderungen an die Notfallorganisation Nummer 8 (2)
6 (2)		- Verfügbarkeit der Anweisungen auf Warte und Notsteuerstelle	Abschnitt 8 Anforderungen an die Notfallorganisation Nummer 8 (2)
6 (3)		- Verfahren zur Aktualisierung von Unterlagen	Abschnitt 8 Anforderungen an die Notfallorganisation Nummer 8 (2)
Anhang 5	Anforderungen an die Nachweisführung und die Doku		
A5/3	Grundlegende Anforderungen an die deterministische Analyse von Ereignissen und Zuständen		
A5/3 (2)		e) Unsicherheiten Analyseergebnis bewerten	
A5/3.1	Validierung von Analyseverfahren		

SiAnf-Nr.	Überschrift	Inhalt	zugehörige Abs. in Interpretation I-7
A5/3.1.1	Zielsetzung		
A5/3.1.1 (2)		- Validierung von Berechnungsverfahren erforderlich	
A5/3.1.1 (3)		- Vorgehensweise bei Validierung	
A5/3.2	Festlegung zu Anfangs- und Randbedingungen sowie zum Umfang der Nachweisführung		
A5/3.2.1	Sicherheitsebenen übergreifende Anforderungen		
A5/3.2.1 (1)		c) Standsicherheit baulicher Anlagenteile: Einwirkungen auf SE 4b/c realistisch ansetzen	
A5/3.2.1 (2)		c) Integrität und Standsicherheit von Komponenten: Einwirkungen auf SE 4b/c realistisch ansetzen	
A5/3.2.1 (6)		- SE 4b/c: Analysen zur Wirksamkeit der Maßnahmen bis zum Erreichen des dafür relevanten Zustands	Abschnitt 9 Anforderungen an Analysen zur Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes
A5/3.2.6	SE 4b/c		
A5/3.2.6 (1)		- realistische Modelle - realistische Anfangs- und Randbedingungen	

4 Weitere Empfehlungen etc. (RSK/SSK, KTA, ...)

In diesem Kapitel wird ein Überblick über die bestehenden Empfehlungen und Stellungnahmen von RSK und SSK zum anlageninternen Notfallschutz sowie die entsprechenden Anforderungen des KTA-Regelwerkes gegeben-

4.1 RSK- und SSK-Empfehlungen und –Stellungnahmen

- RSK-Empfehlung vom 17.12.1986 (218. Sitzung):
Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland
im Zusammenhang mit:
RSK-Empfehlung vom 23.11.1988 (238. Sitzung):
Abschlussbericht über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl, Block 4 am 26.04.1986 hat die RSK im Rahmen einer Sicherheitsüberprüfung der deutschen Kernkraftwerke erstmals Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes gefordert. Die ersten Anforderungen wurden in der Empfehlung vom 17.12.1986 formuliert. Dazu zählten:

- Sicherstellung des Reaktorsicherheitsbehälter – Abschlusses
- Ausstattung von Warte und Notsteuerstelle im Hinblick auf den anlageninternen Notfallschutz
- Druckentlastung von DWR Sicherheitsbehältern über Schwebstofffilter bei Kernschmelzunfällen
- Inertisierung des Sicherheitsbehälters von SWR

Die Ergebnisse der Beratungen mit zusätzlichen Anforderungen und Verweis auf die Beschlüsse zu den einzelnen Aspekten wurden im Abschlussbericht vom 23.11.1988 zusammengefasst. Die Anforderungen umfassen ein breites Spektrum von Notfallmaßnahmen und bilden die Basis für die meisten der heute anlagenübergreifend realisierten Maßnahmen.

- RSK-Empfehlung vom 17.12.1986 (218. Sitzung), RSK-Empfehlung vom 24.06.1987 (222. Sitzung), RSK-Empfehlung vom 21.10.1987 (226. Sitzung), RSK-Empfehlung vom 23.11.1988 (238. Sitzung), RSK-Stellungnahme vom 24.06.1991 (263. Sitzung)
Gefilterte Druckentlastung von DWR und SWR Containments und Auslegung der Filtersysteme
- RSK-Empfehlung vom 21.10.1987 (226. Sitzung):
Grundlegende Anforderungen, Organisation und Notfallhandbuch (Accident Management Manual)
Ergänzende Einspeisung in den Reaktordruckbehälter (SWR)
Elektrische Energieversorgung
- RSK-Empfehlung vom 22.06.1988 (233. Sitzung):
Primär- und sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung bei Druckwasserreaktoren, Vermeidung von HD-Kernschmelzen
- RSK-Sitzung am 17.07.1989 (245. Sitzung), RSK-Sitzung am 20.02.1991 (259. Sitzung), RSK-Sitzung am 24.06.1991 (263. Sitzung),:
Möglichkeiten zur diversitären Druckbegrenzung des Reaktordruckbehälters bei Siedewasserreaktoren

- RSK-Empfehlung vom 09.12.1992 (273. Sitzung):
 Behandlung Auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe für die in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor
 Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Notfallschutz

In dem Positionspapier werden grundsätzliche Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz formuliert, beispielsweise zur Bewertung der Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen.
- RSK-Empfehlung vom 20.04.1994 (284. Sitzung):
 Existierende Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland
 Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen
 fortgeschrieben mit
 RSK-Empfehlung vom 17.12.1997 (314. Sitzung):
 Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter von bestehenden Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen
 und mit
 RSK-Stellungnahme vom 03.09.2009 (419. Sitzung):
 Gefährdung des Sicherheitsbehälters von DWR durch Wasserstoffreaktionen infolge der Zünderwirkung von passiven autokatalytischen Rekombinatoren.

In der Stellungnahme von 1994 befasste sich die RSK mit unterschiedlichen Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen. Die RSK empfiehlt als Maßnahme des anlageninternen Notfallschutzes den Einbau katalytischer Rekombinatoren. Die Anforderungen werden konkretisiert in der Empfehlung von 1998. In der Stellungnahme von 2009 werden die Rekombinatoren als geeignete Maßnahme bestätigt und zusätzliche Analysen für einen speziellen Ereignisablauf empfohlen.
- RSK-Empfehlung vom 28.09.2005 (386. Sitzung):
 Gestaffeltes Sicherheitskonzept

In dieser RSK-Empfehlung werden grundsätzliche Anforderungen bezüglich der Sicherheitsebenen 4b und 4c als integrale Bestandteile des gestaffelten Sicherheitskonzeptes formuliert.
- Gemeinsame Empfehlung der RSK (429. Sitzung am 14.10.2010) und SSK (244. Sitzung am 03.11.2010):
 Rahmenempfehlungen für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch die Betreiber von Kernkraftwerken

Die Rahmenempfehlung formuliert übergeordnete Anforderungen an die anlageninterne Notfallschutzplanung der Betreiber von Kernkraftwerken. Die Schwerpunkte liegen auf der Notfallorganisation, der Kommunikation im Notfall, der technischen und räumlichen Ausstattung der Notfallorganisation und den Übungen.

Hinweis:

Informationen zum Notfallschutz wurden 1996 durch den KTA gesammelt:
 Sachstandsbericht KTA-GS-66 „Grundlagenpapier - Zusammenstellung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen und die Prüfung ihrer Regelung im KTA“ (1996, Revision 1997)

4.2 Anforderungen im KTA-Regelwerk

Die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) haben die Aufgabe, sicherheitstechnische Anforderungen anzugeben, bei deren Einhaltung die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage (§ 7 Absatz 2 Nr. 3 Atomgesetz - AtG -) getroffen ist, um die im AtG und in der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) festgelegten sowie in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (SiAnf) und den „Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ weiter konkretisierten Schutzziele zu erreichen. Daher sind die Einrichtungen und Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes bislang grundsätzlich nicht Gegenstand des KTA-Regelwerkes. Enthalten sind sehr vereinzelt Auslegungsmerkmale von Einrichtungen, die zur Erfüllung von Anforderungen der Sicherheitsebene 4b dienen (beispielsweise zur Batteriekapazität), die aber nicht in den Betrachtungsumfang dieses Sachstandsberichtes fallen (z. B. KTA 3502, KTA 3701).

Es gibt darüber hinaus eine KTA-Regel, die sich explizit mit dem anlageninternen Notfallschutz befasst:

- KTA 1203, Fassung 2009-11
Anforderungen an das Notfallhandbuch

In der KTA-Regel sind Anforderungen an den Inhalt und die Gestaltung des Notfallhandbuches festgelegt.

4.3 Empfehlungen nach Fukushima

Unmittelbar nach dem Erdbeben und dem Reaktorunfall in Fukushima wurde die RSK vom BMU beauftragt, eine Überprüfung der Sicherheit der in Betrieb befindlichen deutschen KKW im Licht der japanischen Ereignisse durchzuführen. Dabei sollten die über die bisher ange-setzten Auslegungsanforderungen hinausgehenden Einwirkungen von außen eingehalten werden. Die Ergebnisse der RSK-Beratungen mit Bezug zum Thema Notfallschutz wurden in den drei folgenden Berichten veröffentlicht.

- RSK-Stellungnahme „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“, in der 437. RSK-Sitzung am 11. – 14.05.2011

In der Stellungnahme kommt die RSK zu folgendem Fazit:

"Aus den Erkenntnissen zu Fukushima im Hinblick auf die Auslegung dieser Anlagen ergibt sich, dass hinsichtlich der Stromversorgung und der Berücksichtigung externer Überflutungsereignisse für deutsche Anlagen eine höhere Vorsorge festzustellen ist. Darüber hinaus hat die RSK die Robustheit deutscher Anlagen für weitere wichtige Bewertungsthemen überprüft. Die Bewertung der Kernkraftwerke bei den ausgesuchten Einwirkungen zeigt, dass abhängig von den betrachteten Themenfeldern über alle Anlagen kein durchgehendes Ergebnis in Abhängigkeit von Bauart, Alter der Anlage oder Generation auszuweisen ist. Die bestehenden anlagenspezifischen Auslegungsunterschiede entsprechend dem aktuellen Genehmigungsstand wurden von der RSK nur partiell berücksichtigt. Bei Anlagen mit ursprünglich weniger robuster Auslegung wurden zur Sicherstellung vitaler Funktionen teilweise unabhängige Notstandssysteme nachgerüstet. Bei der hier angelegten Bewertung der Robustheit führt dies punktuell zum Ausweisen hoher Robustheitsgrade. Die RSK hat aus den Ergebnissen der anlagenspezifischen Überprüfung erste Empfehlungen für weitere Analysen und Maßnahmen abgeleitet."

- RSK-Stellungnahme vom 05.04.2012 (446. Sitzung):
Ausfall der primären Wärmesenke /R3/

In der RSK-Stellungnahme empfiehlt die RSK die Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr aus der Anlage und dem Brennelementlagerbecken bei Ausfall der Primären Wärmesenke aufgrund von Ausfallursachen im Bereich der Kühlwasserentnahmen und Kühlwasserrückführungen durch eine diversitäre Wärmesenke. Die hierfür benötigten Einrichtungen müssen mindestens den Anforderungen an Notfallmaßnahmen genügen.

- RSK-Empfehlung vom 26./27.09.2012 (450. Sitzung):
Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke /R4/

In dieser Empfehlung verfolgt die RSK zwei Ansätze. Zum einen sollen bei auslegungsüberschreitenden externen und internen Einwirkungen die vitalen Sicherheitsfunktionen vorrangig durch vorhandene Sicherheits- oder Notstandseinrichtungen erfüllt werden. Dabei besteht die Möglichkeit, falls ab einer bestimmten Einwirkungsgröße die Funktionsfähigkeit der erforderlichen Einrichtungen nicht mehr angenommen werden kann, die entsprechenden Ausfälle durch geeignete Notfallmaßnahmen zu kompensieren, um die vitalen Sicherheitsfunktionen abzusichern.

Zum anderen sollen unabhängig von der Frage einwirkungsbedingter Ausfälle auch auslegungsüberschreitende, übergreifend postulierte Ausfälle in Sicherheits- oder Notstandseinrichtungen betrachtet werden. Auf dieser Basis werden konkretisierte Anforderungen zur Weiterentwicklung des Notfallschutzkonzeptes formuliert.

Zusätzlich hat die GRS eine Weiterleitungsnachricht (WLN) zu den Folgerungen aus dem Unfall in Fukushima für deutsche KKW erstellt. In den Empfehlungen werden Maßnahmen angesprochen, die die Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse weiter verbessern sollen.

Die genannten Untersuchungen und die daraus resultierenden Empfehlungen sind in den nationalen Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima eingeflossen /S7/. Die nachfolgende Tabelle 4.1 ist /S7/ entnommen und enthält den Stand vom April 2014.

Einige Empfehlungen der RSK und der Weiterleitungsnachricht sind inhaltlich stark miteinander verknüpft. Diese werden dennoch separat aufgeführt. Die Formulierung der einzelnen Empfehlungen wurde angepasst, um die Verständlichkeit im Rahmen der tabellarischen Aufstellung zu gewährleisten.

Tabelle 4.1: Empfehlung und Vorschläge des nationalen Aktionsplans für Kernkraftwerke

Nr.	Empfehlung/Vorschlag	Quelle
N-1	Es muss sichergestellt werden, dass bei einem Station-Blackout die Anlage in einem abgeschalteten Zustand unterkritisch gehalten und die Nachwärme für mindestens 10 Stunden mit den auf der Anlage verfügbaren Mitteln und dem Anlagenpersonal sicher abgeführt werden kann. Hierfür ist die erforderliche Stromversorgung (z. B. Batterien) sowie die Stromversorgung der Störfallinstrumentierung und der notwendigen Beleuchtung sicherzustellen.	Weiterleitungsnachricht 02/2012
N-2	Für einen Station-Blackout sind Notfallmaßnahmen vorzusehen, mit denen innerhalb von 10 Stunden und mittels eines zusätzlichen Notstromaggregates eine Drehstromversorgung hergestellt werden kann. Das Notstromaggregat muss in der Lage sein, die Systeme zu versorgen, die zum Abfahren der Anlage und zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelementlagerbecken benötigt werden. Sofern diese Systeme auf weitere Betriebs- und Hilfsmittel angewiesen sind, ist deren Verfügbarkeit ebenfalls sicherzustellen. Zum Anschluss des Notstromaggregates müssen zwei räumlich getrennte Einspeisepunkte vorhanden sein, derart, dass möglichst einer der Einspeisepunkte auch bei auslegungsüberschreitenden Einwirkungen verfügbar bleibt. Auch das Notstromaggregat muss bei auslegungsüberschreitenden Einwirkungen insbesondere durch Erbeben und Überflutung und bei Zerstörungen der anlageninternen und externen Infrastruktur zum Einsatz gebracht werden können. Die Versorgung mit Betriebsmedien für das Notstromaggregat und alle notwendigen Systeme ist dementsprechend sicherzustellen und benötigte Werkzeuge und Anschlusskabel sind vorzuhalten.	Weiterleitungsnachricht 02/2012
N-3	Es muss eine hinsichtlich ihrer Spannungsversorgung und benötigten Hilfssysteme eigenständige Nebenkühlwasserversorgung auf dem Anlagengelände verfügbar sein. Diese muss von der auslegungsgemäß vorhandenen Kühlwasserentnahme unabhängig sein und sowohl die Nachwärme als auch die entstehende Abwärme notwendiger Systeme (z. B. Diesel) müssen mit ihrer Hilfe langfristig abgeführt werden können. Die Verfügbarkeit ist bei auslegungsgemäßen naturbedingten Einwirkungen sicher zu stellen.	Weiterleitungsnachricht 02/2012
N-4	Als Notfallmaßnahme ist eine gegen auslegungsüberschreitende Einwirkungen gesicherte, ihren Aufgaben entsprechende mobile und von der Energieversorgung des Kraftwerkes unabhängige Pumpe vorzuhalten. Zum Anschluss dieser Pumpe müssen zwei räumlich ausreichend weit getrennte Anschlussstutzen an jeweils verschiedenen Redundanzen des gesicherten Zwischenkühlkreises vorhanden sein. Letztere müssen für die Kernkühlung einschließlich der Brennelementlagerbeckenkühlung nutzbar sein.	Weiterleitungsnachricht 02/2012
N-5	Für die DWR-Anlagen sollte die Möglichkeit einer von den aktiven Notkühleinrichtungen unabhängigen Bespeisung des Reaktordruckbehälters mit boriiertem Wasser unter Berücksichtigung der bestehenden Sicherheitstechnischen Auslegung geschaffen werden. Dabei ist insbesondere auf Rückwirkungsfreiheit zu achten.	Weiterleitungsnachricht 02/2012

Nr.	Empfehlung/Vorschlag	Quelle
N-6	Das System zur gefilterten Sicherheitsbehälter (SHB)-Druckentlastung ist so auszuführen, dass es unter den bei Notfällen anzunehmenden Randbedingungen, wie beispielsweise bei Station-Blackout mit zusätzlichem Verlust der Gleichstromversorgung und auch unter ungünstigen radiologischen Bedingungen, betrieben werden kann. Im Zusammenhang mit dem Druckentlastungsvorgang stehende potentielle H ₂ -Verbrennungsvorgänge müssen auch in den Ventingleitungen und gegebenenfalls in den Sammelräumen für die Fortluft oder anderer Bereiche des Reaktorgebäudes ausgeschlossen werden können. Es sind wirksame Vorkehrungen gegen direkte Auswirkungen auf einen Nachbarblock z. B. durch den Übertrag von H ₂ oder Radionukliden über gemeinsam genutzte Systeme und Leitungen vorzusehen. Ein langfristiger Betrieb des gefilterten SHB-Druckentlastungssystems ist vorzusehen. Für den Fall, dass die SHB-Druckentlastung fernbetätigt wird, müssen Fehlanregungen sicher verhindert werden. Bei ausschließlicher Handbetätigung vor Ort ist die Zugänglichkeit der Einrichtungen sicherzustellen.	Weiterleitungsnachricht 02/2012
N-7	Werden Brennelemente in Abklingbecken außerhalb des Sicherheitsbehälters, aber innerhalb des Reaktorgebäudes gelagert, sollte geprüft werden, ob eine Aufkonzentration von H ₂ in diesem Bereich des Gebäudes möglich ist. Gegebenenfalls sollten zur Vermeidung von Wasserstoffansammlungen, welche die Bildung eines zündfähigen Gemischs zur Folge haben können, in diesem Bereich vorzugsweise passiv wirkende Einrichtungen (z. B. katalytische Rekombinatoren) vorgesehen werden, damit ihre Funktion auch bei einem länger als 10 Stunden andauernden Station-Blackout gegeben ist.	Weiterleitungsnachricht 02/2012
N-8	Es sollten Einrichtungen als Notfallmaßnahme zur Kühlung der Brennelementelagerbecken fest installiert werden, so dass im Anforderungsfall keine Notwendigkeit besteht, gefährdete Räume zu betreten. Fehlbedienung oder Fehlauflösung sollten ausgeschlossen sein.	Weiterleitungsnachricht 02/2012
N-9	Für anlageninterne Notfallmaßnahmen, für die eine Einleitung der Maßnahme durch Schalthandlungen von der Warte vorgesehen ist, muss die Möglichkeit geschaffen werden, diese auch von der Notsteuerstelle aus einzuleiten. Gegebenenfalls sind Erweiterungen der Funktionen in der Notsteuerstelle vorzunehmen und die für die Einleitung der Maßnahmen erforderlichen Informationen dort zu hinterlegen.	Weiterleitungsnachricht 02/2012
N-10	Auf der Ausweichstelle für den Krisenstab sind Kommunikationsmittel vorzuhalten, die im Notfall eine Kommunikation zur Notsteuerstelle gleichwertig wie zur Warte ermöglichen.	Weiterleitungsnachricht 02/2012
N-11	Es sind Hilfsmittel vorzuhalten, um z. B. nach Einwirkungen von außen den Zugang zu Gebäuden wieder herzustellen. Wenn diese Hilfsmittel außerhalb der Anlage stationiert werden, ist sicherzustellen, dass diese auch in Krisenfällen mit Beeinträchtigung der Infrastruktur auch außerhalb der Anlage, die Anlage in der jeweils für einzelne Maßnahmen notwendigen Zeit erreichen. Bei der Organisation des Notfallschutzes sollte auch berücksichtigt werden, dass die Zugänglichkeit der Anlage nach äußeren Einwirkungen zumindest kurzfristig unterbrochen sein kann.	Weiterleitungsnachricht 02/2012
N-12	Maßnahmen zur Überprüfung und ggf. Verbesserung der Zuverlässigkeit der Primären Wärmesenke im Hinblick auf Blockaden des Kühlwasserzulaufs, zur Stärkung der Zuverlässigkeit der Primären Wärmesenke im Hinblick auf den Eintritt von seltenen Einwirkungen von Außen und zur Beherrschung des Ausfalls der Primären Wärmesenke.	RSK-Stellungnahme – Ausfall der Primären Wärmesenke

Nr.	Empfehlung/Vorschlag	Quelle
N-13	<p>Zur Absicherung der vitalen Sicherheitsfunktionen bei auslegungsüberschreitenden Einwirkungen von außen oder innen sollte eine systematische Analyse durchgeführt werden.</p> <p>Dazu sind die sind Auslegungsreserven in den vorhandenen Sicherheits- oder Notstandseinrichtungen dahingehend zu bewerten, ob und ab wann bei erhöhten (auslegungsüberschreitenden) Annahmen zu externen und internen Einwirkungen die benötigte Sicherheitsfunktion gefährdet sein kann. Hierzu sind die Kriterien aus der RSK Sicherheitsüberprüfung für mindestens Robustheitslevel 1 bzw. Robustheitsschutzgrad 2 für zivilisatorische Einwirkungen heranzuziehen.</p> <p>Auf dieser Basis ist zu bewerten, ob eine Erhöhung der Robustheit durch angemessene Maßnahmen zur Ertüchtigung vorhandener Sicherheits- oder Notstandseinrichtungen oder durch vorhandene oder zusätzliche Notfallmaßnahmen möglich ist. Mit diesen Notfallmaßnahmen können dann auch geeignete Notfallmaßnahmen zur Kompensation von ggf. auftretenden Ausfällen in den sicherheitstechnischen Hilfsfunktionen abgeleitet werden.</p>	Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 1
N-14	<p><u>Konkretisierung der Empfehlung N-13 zu Erdbeben</u></p> <p>Die Robustheit gegenüber auslegungsüberschreitenden Erdbebeneinwirkungen soll bewertet werden. Hierzu sind die Kriterien aus der RSK Sicherheitsüberprüfung für mindestens Robustheitslevel 1 heranzuziehen. Für Anlagen mit Erdbeben-PSA sollen dafür die HCLPF-Werte der für die vitalen Funktionen erforderlichen Bauwerke betrachtet werden. Für Anlagen ohne Erdbeben-PSA sollen Übertragbarkeitsbetrachtungen durchgeführt werden.</p> <p>Die Überlagerung kurzzeitiger, während des Nichtleistungsbetriebes anstehender Betriebszustände mit einem Erdbeben ist über die bisherigen Regelwerksvorgaben hinaus zu betrachten. Es ist zu zeigen, dass dies nicht zu erheblichen Auswirkungen in der Umgebung führt.</p> <p>Für Anlagen, die sich dauerhaft im Nichtleistungsbetrieb befinden, ist der Robustheitsnachweis für länger andauernde Zustände auch bei auslegungsüberschreitenden Erdbeben zu führen.</p> <p>Sollte standortspezifisch bei entsprechender Robustheit ein PGA-Wert < 0,1 g ermittelt werden, empfiehlt die RSK die in der Auslegung vorhandenen Reserven für einen angenommenen PGA-Wert von 0,1 g zu ermitteln.</p>	<p>Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 1</p> <p>Stellungnahme der RSK zum „Mindestwert von 0,1g (PGA)“</p>
N-15	<p><u>Konkretisierung der Empfehlung N-13 zu Hochwasser</u></p> <p>Sofern ein Pegelstand, bei dem eine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen zu besorgen ist, nicht aufgrund der standortspezifischen Gegebenheiten ausgeschlossen werden kann, sind die Kriterien aus der RSK Sicherheitsüberprüfung für mindestens Level 1 heranzuziehen. Alternativ kann standortspezifisch begründet dargelegt werden, dass eine postulierte Abflussmenge, die durch Extrapolation vorhandener probabilistischer Kurven auf eine Eintrittshäufigkeit von 10E-5/a ermittelt wird, nicht zum Verlust vitaler Sicherheitsfunktionen führt. Für Tidestandorte gilt eine analoge Vorgehensweise.</p> <p>Die Auftriebssicherheit von Kanälen und Gebäuden ist dabei zu berücksichtigen.</p>	Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 1
N-16	<p><u>Konkretisierung der Empfehlung N-13 zu Ringraum-Überflutung</u></p> <p>Es soll geklärt werden, welchen Einfluss eine auslegungsüberschreitende Ringraumüberflutung mit einer Überflutungshöhe von 2 m auf der unteren Ringraumebene auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen hat, insbesondere bzgl. Messumformern und weiteren elektrischen und leittechnischen Einrichtungen. Zudem ist darzustellen, welche Maßnahmen je nach Betriebsphase im Einzelnen gesichert zur Verfügung stehen, um unzulässige Ausfälle zu vermeiden.</p>	Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 1

Nr.	Empfehlung/Vorschlag	Quelle
N-17	<p><u>Konkretisierung der Empfehlung N-13 zu Lastabsturz</u> Es wird empfohlen, die Auswirkungen des Absturzes eines Brennelement-Transportbehälters in das Brennelement-Lagerbecken, die Auswirkungen des Absturzes von Lasten in den RDB oder auf die im Nichtleistungsbetrieb vorhandene Verbindung von RDB und BE-Lagerbecken und evtl. unzulässige Rückwirkungen auf die Druckführende Umschließung oder redundanzübergreifende Schäden zu analysieren.</p>	Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 1
N-18	<p>Es soll geklärt werden, ob die sicherheitstechnische Zielsetzung der Notfallmaßnahmen auch bei bzw. nach naturbedingten Bemessungseinwirkungen von außen (EVA) erreicht werden kann. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu berücksichtigen: anzunehmende Einschränkungen der Zugänglichkeit des Kraftwerksgeländes und von Kraftwerksgebäuden, die Funktionsfähigkeit der Notfallmaßnahmen und die Verfügbarkeit der Ausweichstelle.</p>	Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 2
N-19	<p>Es ist zu zeigen, dass die für die vitalen Sicherheitsfunktionen benötigte Drehstromversorgung selbst dann gegeben ist, wenn bis zu einer Woche keine Netzanbindung verfügbar ist. Bei einem unterstellten Station Blackout sollen die erforderlichen vitalen Sicherheitsfunktionen erhalten bleiben oder rechtzeitig vor Erreichen von „cliff-edge“ Effekten wiederhergestellt werden können. (bis zu 10 h Gleichstromversorgung ohne Drehstromanbindung, EVA-geschützte standardisierte Einspeisepunkte außerhalb der Gebäude und EVA-geschützter mobiler Notstromgenerator für mind. eine Nachkühlredundanz.)</p>	Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 2
N-20	<p>Überprüfung des Notfallschutzkonzepts im Hinblick auf Einspeisemöglichkeiten zur Kühlung der Brennelemente und zur Sicherstellung der Unterkritikalität unter den Aspekten EVA-geschützte Lagerung mobilen Geräts und von Chemikalien, Gewährleistung einer EVA-sicheren Wasserentnahmestelle und Einspeisemöglichkeiten in Dampferzeuger, Reaktorkühlsystem, ggf. Kondensationskammer und Sicherheitsbehälter ohne das ein Betreten von Bereichen mit hohem Gefährdungspotential erforderlich ist.</p>	Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 2
N-21	<p>Die Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung sind so abzusichern, dass die Druckentlastung auch bei bzw. nach naturbedingten Bemessungs-EVA und bei Station Blackout wiederholt durchgeführt werden kann. Zudem ist die Wirksamkeit der Einrichtungen zum Wasserstoffabbau im Sicherheitsbehälter entsprechend abzusichern.</p>	Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 2
N-22	<p>Stärkere Berücksichtigung der Nasslagerung von Brennelementen im Rahmen des Notfallschutzkonzepts unter Beachtung der Aspekte Wassereinspeisemöglichkeiten in das BE-Lagerbecken ohne das ein Betreten von Bereichen mit hohem Gefährdungspotential erforderlich ist und Absicherung der Verdampfungskühlung (Nachweise für Brennelement-Lagerbecken, Flutraum, Absetzbecken, Flutkompensator auf Siedetemperatur)</p>	Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 2
N-23	<p>Kurzfristige Einführung der Severe Accident Management Guidelines (SAMG).</p>	Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke – Teil 2

5 Einordnung der Notfallmaßnahmen in das Sicherheitskonzept für deutsche Kernkraftwerke

Bei der Auslegung von Kernkraftwerken wird der Ansatz verfolgt, Fehler und Ausfälle zu vermeiden oder, sollte das nicht möglich sein, die Folgen von Fehlern und Ausfällen zu beherrschen. Vor diesem Hintergrund können Einrichtungen und Maßnahmen in Kernkraftwerken verschiedenen Sicherheitsebenen zugeordnet werden.

In einem ersten Schritt werden Maßnahmen getroffen, um Fehler und Ausfälle möglichst unwahrscheinlich zu machen. Dies geschieht u. a. durch hohe und überwachte Qualität von Einrichtungen sowie durch geprüftes und regelmäßig geschultes Personal. (Sicherheitsebene 1).

In einem zweiten Schritt werden dennoch zu erwartende Fehler und Ausfälle (Störungen) unterstellt und Gegenmaßnahmen zur Kompensation oder Beherrschung dieser Fehler und Ausfälle festgelegt. Mit diesen Maßnahmen sollen die Auswirkungen von Störungen begrenzt und es soll das Auftreten von Störfällen vermieden werden (Sicherheitsebene 2)

Die auslegungsgemäße Beherrschung von darüber hinaus zu unterstellenden Störfällen erfolgt durch Sicherheitssysteme, die entweder kurzfristig benötigt werden und deshalb automatisch gestartet oder zur langfristigen Beherrschung von Hand aktiviert werden (Sicherheitsebene 3). Die Abläufe sind in der Regel im ereignisorientierten BHB niedergeschrieben.

Da nicht alle Ereignisabläufe sicher vorhergesagt werden können, wurde eine schutzzielorientierte Ereignisbeherrschung eingeführt. Die hier vorgesehenen Maßnahmen kommen dann zum Einsatz, wenn der Störfallablauf vom vorhergesehenen Ablauf abweicht oder wenn nicht eindeutig auf einen bestimmten Störfall geschlossen werden kann und dadurch Schutzziele gefährdet werden können.

Hier wird schutzzielorientiert auf mehrere Möglichkeiten verwiesen, durch die die Anlagenparameter wieder in einen Bereich innerhalb von im BHB festgelegten Schutzzielkriterien zurückgeführt werden können.

Mit den Maßnahmen und Einrichtungen dieser Sicherheitsebenen muss ein umfassender und zuverlässiger Schutz vor den im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffen erreicht werden.

Sind auch diese Maßnahmen nicht erfolgreich, erfolgt bei festgelegten Kriterien der Übergang zu Notfallmaßnahmen (Sicherheitsebene 4). Das ist u. a. dann der Fall, wenn es zum Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen gekommen ist.

Man unterscheidet präventive und mitigative Notfallmaßnahmen.

Ziel der präventiven Notfallmaßnahmen ist es, schwere Kernschäden zu verhindern und die Kühlung des Reaktorkerns zu erhalten oder wieder herzustellen selbst dann, wenn erste Kernschäden bereits eingetreten sind.

Maßnahmen, die der verbesserten Störfallbeherrschung oder einem sinnvollen Übergang in den sicheren Anlagenzustand dienen, gehören nicht dazu.

Zur Vorbereitung (Planung) von Notfallmaßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden war es erforderlich, das Verhalten der Anlage jenseits der Auslegung sowie die in der Anlage verfügbaren Reserven im Detail zu kennen. Da die auftretenden Phänomene im Reaktorkern und im Primärkreis grundsätzlich bis zum Eintreten schwerer Kernschäden nicht wesentlich anders sind, als im Auslegungsbereich, konnten für die Planung von Notfallmaßnahmen zur

Verhinderung schwerer Kernschäden daher die für den Auslegungsbereich verwendeten Rechencodes und Analyseverfahren einschließlich der PSA der Stufe 1 angewendet werden. Auch sind Anforderungen an Systeme und Einrichtungen, die bei präventiven Notfallmaßnahmen benutzt werden sollen, noch gut beschreibbar. Allerdings sind im Unterschied zur Auslegung von Systemen auf den vorgelagerten Sicherheitsebenen bei der Auslegung keine konservativen, sondern wirklichkeitsnahe Annahmen und Randbedingungen zugrunde zu legen. Bei der Bewertung von Komponenten und Systemen, die zum anlageninternen Notfallschutz herangezogen werden, sind allgemein gültige ingenieurwissenschaftliche Prinzipien zugrunde gelegt worden.

Auslegungsüberschreitende Ereignisse und Zustände können im Detail sehr unterschiedlich sein; Notfallmaßnahmen müssen daher schutzzielorientiert ein möglichst breites Spektrum von Ereignissen, Zuständen und Phänomenen abdecken /S1/.

Da in diesen Fällen die Maßnahmen zur Störfallbeherrschung zum Zeitpunkt des Eintritts eines Notfalls nicht wirksam waren, werden in dieser Situation alle Maßnahmen und Einrichtungen herangezogen, soweit sie im vorangegangenen Störfallablauf nicht beeinträchtigt wurden. Sie sind als wirksam anzunehmen. Dazu gehören auch betriebliche Einrichtungen.

Unabhängig davon sind Einrichtungen und Maßnahmen vorhanden, die ausschließlich zur Durchführung von Notfallmaßnahmen genutzt werden.

Besondere Anforderungen an die Ausführung von Notfallmaßnahmen, z. B. hinsichtlich Redundanz oder Diversität, gibt es nicht.

Zusätzlich wurden spezielle mitigative Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes implementiert, um bei Unfällen mit schweren Kernschäden die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich zu erhalten, die radioaktiven Stoffe so weit wie möglich zurückzuhalten und einen langfristig kontrollierbaren Anlagenzustand zu erreichen.

Die für Ereignisabläufe im auslegungsüberschreitenden Bereich relevanten Phänomene wurden als umso komplexer und die Kenntnislücken als umso größer angesehen, je weiter sich ein Ereignisablauf vom Bereich der Auslegungsstörfälle bzw. dem Bereich, in dem Maßnahmen zur Verhinderung von Kernschäden möglich sind, entfernt. Mitigative Notfallmaßnahmen zielen auf einen Bereich, in dem die technisch-wissenschaftlichen Kenntnisse naturgemäß bisher weniger durch Betriebserfahrungen gekennzeichnet waren, sondern oft durch Experimente erforscht wurden. Die Vorausberechnung der genauen Ereignisabläufe war wegen der schwierigen Übertragung relativ klein skalierten Experimente auf die Reaktorgeometrie mit Unsicherheiten behaftet. Aufgrund der niedrigen Eintrittshäufigkeit solcher Unfallsituationen und der teils begrenzten Anwendbarkeit von Rechencodes wurde eine erheblich geringere Nachweistiefe für die Wirksamkeit von Systemen und Einrichtungen zur Schadenseindämmung als ausreichend angesehen, verglichen z. B. mit Maßnahmen für Auslegungsstörfälle oder für präventive Notfallmaßnahmen.

Es wird davon ausgegangen, dass die mitigativen Notfallmaßnahmen erst nach einer Zeit erforderlich werden, innerhalb derer der Notfallstab im Kraftwerk in Funktion ist, der über die entsprechenden Maßnahmen entscheidet. Insofern sind die vorgesehenen mitigativen Notfallmaßnahmen nicht im Verantwortungsbereich der Schicht angesiedelt.

6 Entwicklung des Notfallschutzes in Deutschland

Beginnend in den 80er Jahren nach dem Unfall in TMI-2 wurde in Deutschland ein anlageninternes Notfallschutzkonzept entwickelt. Ausgangspunkt damals waren neben den zahlreichen neuen Erkenntnissen aus der Reaktorsicherheitsforschung zu auslegungüberschreitenden Ereignissen, Zuständen und Phänomenen die Ergebnisse der Störfallanalysen und Untersuchungen zur "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke - Phase B" /S8/. Sie zeigten einerseits das Potential der Betriebssysteme und Sicherheitseinrichtungen als auch der Betriebsmannschaft zur Beherrschung von auslegungüberschreitenden Ereignissen aufgrund von Sicherheitsreserven auf, andererseits aber auch Möglichkeiten von punktuellen Verbesserungen der Anlagen. Ziel des Notfallschutzes war es, auslegungsgemäß nicht vorgesehene bzw. nicht beherrschte Anlagenzustände möglichst frühzeitig zu erkennen, zu kontrollieren und in ihren möglichen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage wirksam zu begrenzen. Die Betreiber der deutschen Anlagen verpflichteten sich, die in der RSK diesbezüglich diskutierten und anschließend empfohlenen Notfallmaßnahmen, Hardwareertüchtigungen und Hardwarenachrüstungen zeitnah umzusetzen.

Die Grundlagen des sogenannten „Anlageninternen Notfallschutzes“ wurden bereits 1992 auf der 273. RSK-Sitzung am 09.12.1992 verabschiedet /S1/. Die deutsche Vorgehensweise setzte dabei bisher (i. W. vor Fukushima) schwerpunktmäßig auf präventive Notfallmaßnahmen (insbesondere Maßnahmen zur Druckentlastung und Bespeisung des RDB (SWR) oder des DE (DWR) und zur Wiederherstellung oder Erhaltung der Spannungsversorgung) ergänzt mit ausgewählten mitigativen Notfallmaßnahmen (insb. Verhinderung des RSB-Versagens durch Wasserstoffgegenmaßnahmen /S2/, /S3/ und eine gefilterte RSB-Druckentlastung /S4/), die alle i. d. R. mit Hardwareertüchtigungen bzw. Hardwarenachrüstungen verbunden sind. Es wurde auf die ausschließliche Erstellung von Handlungsempfehlungen ohne maßgebliche Anlagenänderungen, wie durch die amerikanischen Betreiberorganisationen in deren SAMG-Konzepten umgesetzt, verzichtet. Die zu ergreifenden Notfallmaßnahmen wurden jeweils im Einzelnen in der RSK beraten. Begründet wurde die Notwendigkeit i. d. R. mit probabilistischen Aussagen (u. a. Risikostudie Phase B) oder dem Hinweis auf bekannte Phänomene bei Unfallabläufen (z. B. Wasserstoffproblematik in TMI). Die Auswahl und die abschließende Empfehlung zur Umsetzung der zu ergreifenden Notfallmaßnahmen erfolgten zumeist basierend auf deterministischen Analysen und ingenieurmäßigen Bewertungen zur Eignung und Wirksamkeit der Maßnahmen. Die Betreiber berichteten dabei fortlaufend über den Stand der Umsetzung in der RSK.

In den weltweit betriebenen Anlagen wurden bereits frühzeitig verschiedene Konzepte der Handlungsempfehlungen (dort SAMG-Konzept genannt) umgesetzt, die zumeist auf Konzepte der amerikanischen Betreiberorganisationen (insbesondere WOG SAMG, CEOG SAMG, B&WOG SAMG, BWROG SAMG) zurückgehen. Diese unterscheiden sich nicht nur bezüglich SWR und DWR sondern auch inhaltlich z.B. in der Tiefe der Umsetzung.

In Deutschland wurden in den letzten zehn Jahren weitere Untersuchungen zum mitigativen Bereich durchgeführt, z. B. bei PSA Level 2 und zur Entwicklung von SAMGs.

Diese u.a. in /S1/ - /S4/ niedergeschriebene und in Deutschland praktizierte prinzipielle Vorgehensweise bei der Konzipierung von Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes wurden in den Ende 2012 veröffentlichten Sicherheitsanforderungen an KKW /R1/ inhaltlich aufgegriffen und verankert und ergänzt z.B. um Anforderungen an die Erstellung von Handlungsempfehlungen sowie Maßnahmen zur externen Bespeisung von BE-Lagerbecken. Im Weiteren wird erläutert, welches Konzept zur Ableitung von Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen des Anlageninternen Notfallschutzes zur Umsetzung der grundsätzlichen Anforderungen aus /R1/ dort gedanklich verankert ist.

7 Vorgehensweise zur Ableitung von Maßnahmen des Anlageninternen Notfallschutzes

7.1 Bisherige Vorgehensweise

Aus der Erkenntnis heraus, dass auch Ereignisse außerhalb der Auslegung zu betrachten sind, entstanden einerseits Forderungen nach der Einführung von einzelnen Notfallmaßnahmen und andererseits Entwicklungen zum Notfallschutz auf Betreiberseite und in weiteren Institutionen (z. B. GRS, KIT, AREVA NP). So wurde von der RSK als Folge der Erkenntnisse aus der Risikostudie B /S8/ z.B. gefordert, eine Druckentlastungsmöglichkeit des Primärkreislaufs bei den DWR zu schaffen. Zur Festlegung von Randbedingungen wurden dazu Ereignisabläufe postuliert. Als Referenzfall für den Ausfall der sekundärseitigen Wärmesenke diente der „vollständige Ausfall der DE-Bespeisung“. Um ergänzend auch den Ausfall der Energieversorgung zu berücksichtigen, definierte die RSK das Ereignis „Station Black Out“. Da unter diesem Ereignis allgemein der Ausfall des einzigen vorhandenen Notstromnetzes verstanden wird, in Deutschland aber viele Anlagen über ein 2. Notstromnetz verfügen, erweiterte die RSK die Definition des Station Black Out auf den Ausfall aller Notstromnetze. Für die Dauer des Ausfalls definierte die RSK 2 h (siehe 226. RSK-Sitzung am 21.10.1987 und 238. RSK-Sitzung am 23.11.1988).

Als Grundlage für die Entwicklung insbesondere der präventiven Notfallmaßnahmen wurden also konkrete Hinweise auf risikodominierende Ereignissequenzen überlagert mit verschärfenden Postulaten festgelegt.

Im weiteren Verlauf der Entwicklung wurden ebenfalls vorzugsweise Hinweise aus anlagen-spezifischen probabilistischen Sicherheitsanalysen herangezogen, überlagert mit Postulaten. Die wichtigsten Postulate für DWR waren zu der Zeit:

Postulierte Ereignisse

- Vollständiger Ausfall Speisewasserversorgung
- Station Black Out (Ausfall des D1- und D2- Netzes, Dauer 2 h; Verfügbarkeit der unterbrechungslosen Stromversorgung für 2 h)
- Ausfall 100 K/h Abfahren bei kleinem KMV
- Verstopfen der Sumpfsiebe bei KMV

Diese Ereignisse wurden nur in sich betrachtet, Überlagerungen mit anderen auslösenden Ereignissen fanden nicht statt.

Im weiteren Verlauf der Entwicklung wurden für die mitigativen Notfallmaßnahmen Hinweise aus probabilistischen Sicherheitsanalysen (Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters) zusammen mit Erkenntnissen über dominierende Phänomene bei Unfällen (Wasserstoffentstehung / –verbrennung) herangezogen.

Aus diesen Betrachtungen und Postulaten resultierten folgende Notfallmaßnahmen:

Präventiv

1. Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (DWR)
2. Alternative Bespeisungsmöglichkeiten des RDB (SWR)
3. Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (DWR)
4. Diversitäre Druckbegrenzung des RDB (SWR)
5. HD-Sumpfansaugung (DWR)
6. Drittnetzeinspeisung (Notstromnetzanschluss)

Mitigativ

1. Gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters
2. Unfallprobenahme
3. H₂ Abbau durch passive Rekombinatoren (DWR und SWR-72)
4. Inertisierung des Sicherheitsbehälters (SWR-69 und KoKa SWR-72)
5. Filterung der Wartenzuluft

Nach dem Unfall in Fukushima wurde die Philosophie des Notfallschutzes weiter gefasst. U. a. wurden die folgenden Postulate erweitert bzw. neu definiert:

- Die geforderte Dauer der Verfügbarkeit der unterbrechungslosen Stromversorgung wurde auf 10 h erweitert, wobei mobile Stromerzeugungsanlagen kreditiert werden können.
- Die Dauer der Unverfügbarkeit des externen Netzes wurde auf 7 d verlängert.
- Die Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen, von denen Kredit genommen werden soll, ist auch unter den mit dem jeweiligen Ereignisablauf in kausalem Zusammenhang stehenden erschwerten externen Bedingungen sicherzustellen.
- Es wird eine diversitäre Wärmesenke gefordert.
- Die Funktionsfähigkeit einer Notnackkühlkette bei Station Black Out wird gefordert.
- Es wird eine Berücksichtigung des Ausfalles aller Einrichtungen zur Lagerbeckenkühlung gefordert.

Aus diesen Betrachtungen resultierten folgende Notfallmaßnahmen, die in Abhängigkeit von der Situation in den einzelnen Anlagen umgesetzt und ggf. noch um weitere Maßnahmen ergänzt wurden:

1. Versorgung der Notstromanlagen für Notstandssysteme mit mobilen Dieselaggregaten
2. Externe Bespeisung des BE Beckens
3. Nachrüstung einer alternativen Bespeisungsmöglichkeit des Zwischenkühlsystems

7.2 Vorgehensweise nach SiAnf

7.2.1 Übergeordnete Anforderungen aus den SiAnf

In den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /R1/ erfolgt die Zuordnung von Sicherheitsanforderungen zu allen vier Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts (SiAnf. 2.1(1)). Insbesondere erfolgt eine Integration des auslegungüberschreitenden Bereichs (4. Sicherheitsebene) in das Sicherheitskonzept mit dem Ziel der Beherrschung von Ereignissen mit (postuliertem) Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen (Ebene 4b) und Minderung der Auswirkung von Unfällen mit schweren Brennelementschäden in Reaktorkern und/oder BE-Becken (Ebene 4c, SiAnf. 2.1 (3a) + (3b)). Dabei sind Anlagenzustände des Leistungs- und Nichtleistungsbetriebs zu berücksichtigen (SiAnf 2.1 (4)).

Die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes – Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen (SiAnf. 3.1 (10)) – sind so zu planen, dass sie, wie bereits in /S2/ für Notfallmaßnahmen gefordert, für ein breites Spektrum von Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen (Ebene 4b) und Phänomenen bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden (Ebene 4c) wirksam sind (SiAnf. 2.1 (9), 4.3 (1), 4.4 (1)).

Die Vorgehensweise ist grundsätzlich schutzzielorientiert (SiAnf. 2.3), wobei auch Anforderungen aus dem Barrierenkonzept (SiAnf. 2.2) und dem konkretisierten Konzept der radiologischen Sicherheitsziele (SiAnf. 2.5) zu beachten sind. Diese besagen insbesondere, dass große oder frühe Freisetzungen von radioaktiven Stoffen auszuschließen sind oder die radiologischen Auswirkungen soweit zu begrenzen sind, dass Maßnahmen des anlagenexternen Notfallschutzes nur in räumlich und zeitlich begrenztem Umfang erforderlich werden (SiAnf. 2.5 (1)). Dabei kann das Eintreten eines Ereignisses oder Ereignisablaufs als ausgeschlossen angesehen werden, „wenn das Eintreten physikalisch unmöglich ist oder wenn mit einem hohen Maß an Aussagesicherheit das Eintreten als extrem unwahrscheinlich angesehen werden kann.“ (Fußnote zu 2.5 (1))

Dies soll durch das Zusammenwirken von Anlagenauslegung, Anlagenbetrieb, einem wirksamen und zuverlässigem Sicherheitssystem und einem umfassenden anlageninternen Notfallschutz erreicht werden. Bedingt durch die Ereignisse in Fukushima wurden in den Sicherheitsanforderungen /R1/ Sachverhalte ergänzt, insbesondere dass die Maßnahmen und Einrichtungen des Anlageninternen Notfallschutzes so auszulegen sind, dass sie unter bestimmten Umständen (SiAnf. 3.1 (11)) auch bei Einwirkungen von innen und von außen wirksam bleiben sofern sie zur Beherrschung dieser Ereignisse erforderlich sind. Weitere technische Anforderungen an die Maßnahmen und Einrichtungen des Anlageninternen Notfallschutzes sind in SiAnf. 3 aufgeführt. Für die für Notfallmaßnahmen vorgesehenen Einrichtungen bestehen keine Vorgaben zur Anwendung der Grundsätze der Redundanz, Diversität, Entmaschung und räumlichen Trennung. Es muss weder ein Einzelfehler noch ein Instandhaltungsfall unterstellt werden (Redundanzgrad $n+0$).

Das Erreichen dieser Zielsetzungen mit den geplanten Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes ist im erforderlichen Umfang nachzuweisen (SiAnf. 5 und Anhang 5). Auch in der Vergangenheit wurde bei der Erstellung von Notfallmaßnahmen (basierend auf RSK Empfehlungen /S1/ - /S4/) in ähnlicher Weise vorgegangen, z. B. durch Verwendung geeigneter probabilistischer und deterministischer Analysen. Das Konzept sieht nach wie vor das Primat von präventiven Notfallmaßnahmen, da damit bereits die Entwicklung von Ereignissen, die gegebenenfalls zu Auswirkungen außerhalb der Anlage führen könnten, verhindert werden kann. Darüber hinaus ist deren Wirksamkeit i. d. R. besser nachweisbar.

7.2.2 Präventive Notfallmaßnahmen

Wie oben bereits ausgeführt, verfolgen nach /R1/ präventive Notfallmaßnahmen das Ziel schwere BE-Schäden zu vermeiden und die Sicherstellung einer langfristigen und zuverlässigen Wärmeabfuhr sowie der Stromversorgung zu erreichen (SiAnf. 3.3 (5), 3.9 (4)).

Die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sollen sich dabei auf eigens dafür vorgesehene Maßnahmen und Einrichtungen inklusive nicht fest installierter (mobiler) Einrichtungen sowie auf die flexible Nutzung verfügbarer Sicherheitseinrichtungen, Betriebssysteme und Notstandseinrichtungen abstützen (SiAnf. 3.1 (10)). Für präventive Notfallmaßnahmen kommen Randbedingungen für die Konzeption zur Anwendung, die denen der Anlagenauslegung weitgehend ähnlich sind. Allerdings sind im Unterschied zur Auslegung von Systemen auf den vorgelagerten Sicherheitsebenen bei der Auslegung keine konservativen, sondern wirklichkeitsnahe Annahmen und Randbedingungen zugrunde zu legen.

Zur Ermittlung der repräsentativen Ereignisabläufe (SiAnf. 4.3 (1)) für die Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind im Rahmen einer Gesamtbetrachtung für eine Anlage die Ergebnisse aus deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanalysen, Betriebserfahrungen sowie Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung und internationale Empfehlungen (Ereignisse und Vorkommnisse) heranzuziehen. Dabei sind die Ereignisabläufe, die nach den Ergebnissen der probabilistischen Sicherheitsanalyse der Anlage (PSA der Stufe 1) einen dominierenden Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit liefern und darüber hinaus insbesondere diejenigen, die zur unmittelbaren Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen können, zu berücksichtigen.

Dies entspricht prinzipiell der Vorgehensweise, die auch bereits bei der Erstellung des heutigen anlageninternen Notfallschutzkonzeptes Anwendung fand /S1/.

Eine anlagenspezifische PSA der Stufe 1 ohne Berücksichtigung von vorhandenen präventiven Notfallmaßnahmen gibt Auskunft über diejenigen Abläufe, die mit größter Wahrscheinlichkeit zum Kernschaden führen, und eine Indikation, welche Abläufe zu frühen und großen Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen können. Für die zu betrachtenden relevanten Abläufe sind zunächst die Möglichkeiten von Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung und langfristigen Einhaltung der Schutzziele zu analysieren, die darüber hinaus auch möglichst universell für ein breites Ereignisspektrum einsetzbar sein sollen (SiAnf. 2.1 (9)). Wie oben erwähnt, kommt dabei sowohl der Einsatz von speziellen Systemen und mobilen Einrichtungen als auch von vorhandenen Systemen in Frage. Dabei sollen sich die Notfallmaßnahmen an den vom Anlagenkonzept gegebenen Möglichkeiten orientieren. Die Vorgehensweise bei der Konzeption von Notfallmaßnahmen ist in SiAnf. 4.3 (2) bis (4) weitergehend untersetzt.

Es wird in SiAnf. 4.3 (2) aufgeführt, dass das der Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zugrunde zu legende anlagentypspezifische Spektrum von Ereignisabläufen mit der Gefahr der Schädigung des Reaktorkerns mindestens Ereignisse aus den dort genannten drei Ereignisgruppen (Transienten, Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Sicherheitsbehälters und Kühlmittelverluststörfälle mit Umgehung des Sicherheitsbehälters) umfassen muss. Die Unterscheidung dieser drei Ereignisgruppen wurde vorgenommen, da sich die Ereignisabläufe in diesen Gruppen signifikant unterscheiden. Insbesondere spielen verschiedene Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung eine Rolle und es besteht ein sehr unterschiedliches Potential für Radionuklidfreisetzungen. Unter Zuhilfenahme der PSA der Stufe 1 können die jeweils dominierenden Ereignisabläufe in diesen 3 Ereignisgruppen im Einzelnen ermittelt werden und sind dann weiter hinsichtlich möglicher Notfallmaßnahmen zu betrachten.

Darüber hinaus sind Einwirkungen von außen und innen zu berücksichtigen. Die Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen, von denen Kredit genommen werden soll, ist auch unter den mit dem

jeweiligen Ereignisablauf in kausalem Zusammenhang stehenden erschwerten externen Bedingungen (Bemessungseinwirkungen) sicherzustellen. Diese weitergehende Forderung der bedingten Berücksichtigung von Einwirkungen von außen und innen resultiert aus den Ereignissen in Fukushima.

Zusätzlich soll nach SiAnf. 4.3 (3) die Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Wiederherstellung und zum Erhalt der Kühlung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken erfolgen, wobei hier der Ausfall der Lagerbeckenkühlung und der KMV aus dem Lagerbecken genannt sind. In SiAnf. 4.3 (4) wird letztlich die Vorgehensweise bzgl. der Berücksichtigung der Möglichkeit des vollständigen Ausfalls jeweils einer der zur Beherrschung der genannten Ereignisse auf der Sicherheitsebene 3 erforderlichen Sicherheitsfunktionen beschrieben. In den Analysen sollen dabei zunächst getrennt jeweils der Ausfall der erforderlichen Sicherheitseinrichtungen sowie zum anderen der Ausfall jeweils einer der für diese Sicherheitseinrichtungen gegebenenfalls erforderlichen Versorgungsfunktionen betrachtet werden.

Hinweis:

Die AG ist der Meinung, dass in den SiAnf 4.3 (3) der Begriff „Sicherheitsfunktion“ durch „Systemfunktion“ ersetzt werden sollte, da mit der hier konkretisierten Definition der SiAnf der Ausfall einer Sicherheitsfunktion nicht durch Notfallmaßnahmen kompensiert werden kann.

Eine praktizierte Vorgehensweise für solche Analysen wird in PSA Leitfaden /S5/ Kap. 3.1 beschrieben.

Die SiAnf. 2.1 (9) und 4.3 (1) können dahingehend interpretiert werden, dass im Ergebnis dieser Betrachtungen Notfallmaßnahmen insbesondere für die relevanten (dominierenden) Ausfälle im Sicherheitssystem zu planen sind. Diese sollen auch für ein breites Spektrum anderer Ereignisse einsetzbar sein, z. B. sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung bei DWR, RDB-Bespeisung bei SWR. Dieses Vorgehen kann sinngemäß auch bzgl. der Unterscheidung der Ausfallursachen – Sicherheitseinrichtung oder Versorgungsfunktion – angewendet werden. Trägt der Ausfall der Versorgungsfunktion dominant zum Ausfall der Sicherheitsfunktion bei, so ist dies zunächst primär bei der Konzeption von Notfallmaßnahmen zu beachten.

Für die Nachweisführung (der Wirksamkeit der Maßnahmen) wird erwartet, dass dann, wie dies in der Vergangenheit auch der Fall gewesen ist (z. B. Notfallmaßnahmen gemäß RSK-Empfehlungen /S1/), gemäß SiAnf. 5 (2) insbesondere die deterministischen Methoden

- a) die rechnerische Analyse von Ereignissen oder Zuständen,
- b) die Messung oder das Experiment,
- c) die ingenieurmäßige Bewertung

herangezogen werden. Dabei ist es selbstverständlich, dass gemäß SiAnf. Anhang 5, 3.1.1 (2) bei Anwendung von Berechnungsverfahren für Analysen zur Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen diese für den jeweiligen Anwendungsbereich validiert sind. Dies stellt bei präventiven Notfallmaßnahmen in der Regel kein Problem dar, da es sich um Berechnungsverfahren oder Rechenprogramme handelt, die auch im Auslegungsbereich der Anlagen Anwendung gefunden haben. Gemäß SiAnf., Anhang 5, 3.2.6 (1) können bei der Analyse der Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen für die zu Grunde gelegten Ereignisabläufe realistische Modelle und realistische Anfangs- und Randbedingungen verwendet werden. Dies ist gegenüber konservativen Annahmen zu bevorzugen, da insbesondere auch bei der Ableitung der erforderlichen Zeiten für die Initiierung, Vorbereitung und Durchführung der Notfallmaßnahmen realistische Werte unter den zu erwartenden Anlagenzuständen ermittelt werden sollen.

Bei der Konzeption der präventiven Notfallmaßnahmen sind weitere Randbedingungen zu beachten, wie z.B. die Rückwirkungsfreiheit der Maßnahmen (SiAnf. 3.1 (10)), die Zugänglichkeit ggf. zu betretender Räume (Strahlenschutz, SiAnf. 2.5), die erforderlichen und die zur Verfü-

gung stehenden Zeiten zur Initiierung, Vorbereitung und effizienten Durchführung der Maßnahmen inkl. einer ergonomischen Gestaltung der Unterlagen (SiAnf. 3.1 (13)), Anforderungen an Warten und Räume für den Notfallstab im Allgemeinen (SiAnf. 3.8) und Anforderungen an die Stromversorgung für die Notfallmaßnahmen (SiAnf. 3.9 (4)).

Abschließend kann wiederum mit Hilfe der probabilistischen Methoden (PSA der Stufe 1 inkl. der Notfallmaßnahmen) der Einfluss der geplanten Notfallmaßnahmen bzgl. der Reduktion der Kernschadenshäufigkeit ermittelt werden.

7.2.3 Mitigative Notfallmaßnahmen

Wie oben bereits ausgeführt, verfolgen nach /R1/ mitigative Notfallmaßnahmen das Ziel, bei Unfällen mit schweren Kernschäden in Reaktorkern oder BE-Lagerbecken (DWR) die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich zu erhalten, die radioaktiven Stoffe so weit wie möglich zurückzuhalten und einen langfristig kontrollierbaren Anlagenzustand zu erreichen. Im Falle der Lagerung bestrahlter Brennelemente im BE-Lagerbecken außerhalb des Sicherheitsbehälters (SWR) sind zusätzliche mitigative Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorzusehen, mit denen, unter Einschluss aller verfügbaren Maßnahmen und Einrichtungen, die Integrität der umgebenden baulichen Hülle so lange wie möglich erhalten wird (SiAnf 2.1 (3b)).

Darüber hinaus wird auf Ausschluss oder Begrenzung der Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung gemäß SiAnf. 2.5 (1) hingewiesen. Auch hier können diese Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sich dabei auf eigens dafür vorgesehene Maßnahmen und Einrichtungen inklusive nicht fest installierter (mobiler) Einrichtungen sowie auf die flexible Nutzung verfügbarer Sicherheitseinrichtungen, Betriebssysteme und Notstandseinrichtungen abstützen (SiAnf. 3.1 (10)). Für mitigative Notfallmaßnahmen kommen allerdings Randbedingungen für die Konzeption zur Anwendung, die sich von denen der Anlagenauslegung in der Regel stark unterscheiden. So wurde z.B. bisher gemäß RSK Vorgehensweise /S1/ als Ausgangszustand unterstellt, dass der Reaktorkern bereits stark zerstört ist, unabhängig davon, wie man in diesen Anlagenzustand gekommen ist. Daher geht das Konzept für die Erstellung mitigativer Notfallmaßnahmen (Venting und Wasserstoffabbau) i.d.R. davon aus, dass unter Beachtung der anlagenspezifischen Gegebenheiten eigens dafür vorgesehene Maßnahmen und Einrichtungen konzipiert werden, die fest installiert sind. Zusätzlich wird auf die Nutzung vorhandener Systeme gesetzt, da diese mitigativ wirksam werden können, auch wenn sie vorher zur Störfallbeherrschung nicht beigetragen haben (z.B. nach zwischenzeitlicher Reparatur, Wiederherstellung der Energieversorgung,...).

Für die Planung von mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (SiAnf. 4.4 (1)) ist ein Ereignisspektrum zu Grunde zu legen, das alle relevanten Phänomene bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden berücksichtigt. Dabei sind insbesondere Phänomene zu berücksichtigen, die die Integrität des Sicherheitsbehälters sowie im Falle der Lagerung bestrahlter Brennelemente im Brennelementlagerbecken außerhalb des Sicherheitsbehälters die bauliche Hülle gefährden. Darüber hinaus sind Phänomene zu berücksichtigen, die Auswirkungen auf die Freisetzung radioaktiver Stoffe und mögliche Freisetzungspfade in die Umgebung haben. Auch hier wird unterstellt, dass im Rahmen einer Gesamtbetrachtung für eine Anlage die Ergebnisse aus deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA der Stufe 2, Analysen zu präventiven Notfallmaßnahmen) sowie der Reaktorsicherheitsforschung herangezogen werden. Internationale Vorgehensweisen in vergleichbaren Anlagen sowie Ereignisse und Unfälle (TMI, Tschernobyl, Fukushima) sollen beachtet werden. Letztlich sollen Ereignisabläufe, die nach den Ergebnissen der probabilistischen Sicherheitsanalyse der Anlage (PSA der Stufe 2) einen dominierenden Beitrag zum Versagen des Sicherheitsbehälters liefern und darüber hinaus diejenigen, die zur unmittelbaren Freisetzung radioaktiver

Stoffe in die Umgebung führen können, berücksichtigt werden. Erweitert wurden die Anforderungen nach Fukushima u.a. um die Berücksichtigung von Ereignissen im BE-Lagerbecken sowie Anlagenzustände beim Nichtleistungsbetrieb.

Für die Nachweisführung (der Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen wird erwartet, dass, wie dies in der Vergangenheit auch der Fall gewesen ist (z.B. Notfallmaßnahmen gemäß RSK-Empfehlungen /S2/ - /S4/), gemäß SiAnf. 5 (2) insbesondere die deterministischen Methoden

- a) die rechnerische Analyse von Ereignissen oder Zuständen,
- b) die Messung oder das Experiment,
- c) die ingenieurmäßige Bewertung

herangezogen werden. Gemäß SiAnf., Anhang 5, 3.2.6 (1) können bei der Analyse der Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen für die zu Grunde gelegten Ereignisabläufe realistische Modelle und realistische Anfangs- und Randbedingungen verwendet werden. Dies ist gegenüber konservativen Annahmen hier unbedingt zu bevorzugen, da die Auswirkungen konservativer Annahmen auf den Unfallablauf und die dabei auftretenden Phänomene kaum plausibel abschätzbar sind. Auch sollen wiederum möglichst realistische Werte für die erforderlichen Zeiten für die Initiierung, Vorbereitung und Durchführung der Notfallmaßnahmen unter den zu erwartenden Anlagenzuständen ermittelt werden. Besondere Beachtung sollte dabei auch der Frage der Zugänglichkeit von Raumbereichen geschenkt werden. Ebenso sollen die noch verfügbaren Informationsquellen berücksichtigt werden, da die Anlagenzustände in der Regel u. a. durch eine bereits einsetzende oder weit vorangeschrittene Radionuklidfreisetzung aus den Brennelementen gekennzeichnet sind und nur wenige Informationsquellen für solche Zustände ausgelegt sind.

Bei der Konzeption der mitigativen Notfallmaßnahmen sind ebenfalls weitere Randbedingungen zu beachten, wie z.B. die Rückwirkungsfreiheit der Maßnahmen (SiAnf. 3.1 (10)), insbesondere die Zugänglichkeit ggf. zu betretender Räume (Strahlenschutz, SiAnf. 2.5), die erforderlichen und die zur Verfügung stehenden Informationsquellen (SiAnf. 3.7 (8)) und Zeiten zur Initiierung, Vorbereitung und effizienten Durchführung der Maßnahmen inkl. einer ergonomischen Gestaltung der Unterlagen (SiAnf. 3.1 (13)), Anforderungen an Warten und Räume für den Notfallstab im Allgemeinen (SiAnf. 3.8) und Anforderungen an die Stromversorgung für die Notfallmaßnahmen (SiAnf. 3.9 (4)).

Abschließend kann wiederum mit Hilfe der probabilistischen Methoden (PSA der Stufe 2 inkl. der Notfallmaßnahmen) die Eignung der geplanten Notfallmaßnahmen zur Erreichung der Zielsetzungen ermittelt werden. Darüber hinaus sind geeignete Methoden zu wählen, um die Einhaltung der radiologischen Anforderungen bei Maßnahmen mit Freisetzungen in die Umgebung aufzuzeigen.

7.2.4 Handlungsempfehlungen

Wie eingangs erwähnt soll der anlageninterne Notfallschutz zusätzlich zu den präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen auch Handlungsempfehlungen für einen im Notfall zu bildenden Notfallstab umfassen (SiAnf. 3.1 (10)). Die Handlungsempfehlungen dienen für den Fall, dass für Ereignisabläufe oder Anlagenzustände keine Notfallmaßnahmen vorgeplant wurden bzw. werden konnten oder die implementierten Notfallmaßnahmen nicht wirksam sind (SiAnf. 4.4 (2)), so dass es zu schweren BE-Schäden kommt. Die generelle Zielsetzung von Handlungsempfehlungen besteht darin, einen anlagenspezifischen Leitfaden zur Unterstützung der Arbeit des anlageninternen Notfallstabes bei der Nutzung aller vorhandenen Systeme, Komponenten, Ressourcen, baulichen Gegebenheiten usw. insbesondere zur Schadensbegrenzung bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden - in Reaktorkern oder BE-Lagerbecken

und ausgehend von Anlagenzuständen des Leistungs- und Nichtleistungsbetriebs - verfügbar zu haben. Dabei kann der Einsatz aller noch verfügbaren Systeme auch außerhalb ihrer Spezifikation erfolgen, d. h. es wird ggf. der Ausfall der Systeme in Kauf genommen, wenn dadurch z. B. Zeit gewonnen wird, andere Maßnahmen vorzubereiten. In diesem Konzept der Handlungsempfehlungen sollten die existierenden Notfallmaßnahmen eingebunden werden, die dann nach Möglichkeit Vorrang vor anderen alternativen Handlungen haben sollten, da ihre Wirksamkeit i. d. R. besser oder umfassender nachgewiesen oder aufgezeigt ist.

Wichtig ist bei der Erstellung des Konzeptes der Handlungsempfehlungen, dass Möglichkeiten geschaffen werden, die Auswahl und Anwendung einer geeigneten Handlungsempfehlung möglichst immer basierend auf einer belastbaren Diagnose des Anlagenzustandes ermöglichen. Dabei sind die verfügbaren Informationen zur Verfügbarkeit von Systemen, nutzbaren Kühlmittelvorräten und Möglichkeiten für eine Energieversorgung sowie zum Zustand des Reaktorkerns und des Sicherheitsbehälters zu ermitteln. Da der Notfallstab bei der Entscheidungsfindung zur Durchführung von Handlungsempfehlungen stets den Nutzen der zu ergreifenden Maßnahme gegen die möglichen nachteiligen Auswirkungen abzuwägen hat, sollten in den Unterlagen positive und negative Konsequenzen der in Frage kommenden Handlungen hinsichtlich ihrer Wirkung gegenübergestellt werden und angegeben sein welche Informationen mit der vorhandenen Instrumentierung oder durch sonstige Quellen feststellbar sind. Daher sollen Einstiegsriterien für die Anwendung der Maßnahmen festgelegt und Kriterien, anhand derer festgestellt werden kann, ob die langfristige Einhaltung der Schutzziele gewährleistet oder ein langfristig kontrollierbarer Anlagenzustand erreicht ist, bestimmt werden (SiAnf. 6 (1)). Die prinzipielle Eignung der Handlungsempfehlungen zur Erreichung der Schutzziele ist zu zeigen (SiAnf 4.4 (2))

In den Sicherheitsanforderungen wurden nur wesentliche Eckpunkte für die Handlungsempfehlungen vorgegeben. Es wurde darauf verzichtet, vorzugeben, wie bei der Erstellung der Konzepte der Handlungsempfehlungen im Einzelnen vorzugehen ist.

Im IAEA Safety Guide /S6/ werden international abgestimmten Regeln mit Empfehlungscharakter zur Erstellung, Erprobung und Implementierung von Accident Management Programmen im Allgemeinen für Leistungsbetrieb und Nichtleistungsbetrieb beschrieben. Speziell für die Erstellung von Handlungsempfehlungen werden für den mitigativen Bereich die folgenden Schritte empfohlen:

- Zusammenstellung/Überprüfung relevanter Erkenntnisse zu schweren Unfällen im Hinblick auf das einzelne KKW oder eine Gruppe ähnlicher KKW's (aus PSA, Forschungsergebnissen zu Unfällen mit schweren BE-Schäden und anderen Quellen)
- Klassifizierung von Auswirkungen von Unfallphänomenen und Wechselwirkungen mit Anlagenbesonderheiten,
- Definition von Schutzzielen und von Indizien zur Erkennung der Verletzung von Schutzzielen,
- Ableitung potentieller Gegenmaßnahmen („Candidate High Level Actions“ – CHLAs in SAMG Konzepten) unter Nutzung der bestehenden Anlagentechnik; diese Gegenmaßnahmen werden nach Feststellung eines bestimmten Schadenszustandes der Anlage ergriffen, wenn definierte Parameter überschritten werden; Prioritäten der Aktionen sind vorgedacht / empfohlen,
- Entwicklung individueller Aktionen oder Gruppen von Aktionen - Handlungsempfehlungen - zur Begrenzung bestimmter Schadenszustände,
- Umsetzung in Handlungsempfehlungen als Handlungsgrundlage für den Notfallstab insbesondere im mitigativen Bereich.

8 Beispiele für die Umsetzung von Notfallschutzmaßnahmen

8.1 Allgemeines

Notfallmaßnahmen müssen grundsätzlich 2 Kriterien erfüllen: Wirksamkeit und Rückwirkungsfreiheit.

Wirksamkeit bedeutet, dass die für den jeweiligen Einsatzfall vorgesehene Maßnahme

- bei dem betrachteten Anlagenzustand ihre Funktion erfüllen kann,
- bezüglich Durchführbarkeit, Zugänglichkeit und Strahlenschutz möglich ist,
- möglichst auch bei kausal zu überlagernden Einwirkungen von außen durchführbar ist und
- in der zur Verfügung stehenden Zeit durchführbar ist.

Rückwirkungsfreiheit bedeutet, dass

- die vorgesehenen Einrichtungen
 - weder den bestimmungsgemäßen Betrieb
 - noch den auslegungsgemäßen Einsatz von Sicherheits- und Notstandseinrichtungen beeinträchtigen dürfen.

Die Verträglichkeit mit dem Sicherheitskonzept ist zu gewährleisten.

- die vorgesehenen Maßnahmen noch benötigte sicherheitsgerichtete Einrichtungen nicht außer Funktion setzen.

Sicherheitstechnische Vorteile der Maßnahmen in der Sicherheitsebene 4 sollten eventuelle sicherheitstechnische Nachteile in dieser Sicherheitsebene überwiegen.

Grundsätzlich sollten nur Notfallmaßnahmen vorhanden sein, die in einem weiten Anwendungsbereich wirksam sind. Notfallmaßnahmen sollten nicht eine unzureichende Anlagenauslegung ersetzen, insofern ist eine hohe Anzahl von Notfallmaßnahmen kein Indiz für eine hohe Anlagensicherheit.

8.2 Beispiele

Für die derzeit implementierten Notfallmaßnahmen gelten in o. g. Sinn folgende Ziele, Wirksamkeiten und Rückwirkungsfreiheit die am Beispiel einzelner Maßnahmen bei DWR erläutert werden.

8.2.1 Präventiv:

1. HD Sumpfansaugung

Ziel:

Die Maßnahme ist für den Fall vorgesehen, dass bei einem kleinen Leck das Abfahren der Anlage über die Wärmeabfuhr der DE insbesondere mit 100 K/h nicht möglich ist. Damit ist wegen des hohen Primärdruckes ein Umschalten der HD- auf die ND-Notkühlung nicht möglich. Durch eine Hintereinanderschaltung von ND- und HD-Sicherheitseinspeisepumpe über eine vorhandene Leitung kann eine Fortsetzung der Einspeisung nach Entleerung der Flutbecken aus dem Sumpf erfolgen.

Wirksamkeit:

Die Förderhöhe der hintereinander geschalteten Pumpen soll ausreichen, um Kühlmittel in den Reaktorkühlkreislauf einzuspeisen, auch wenn sekundärseitig der Ansprechdruck der Sicherheitsventile ansteht. Mit der Einspeisemenge soll zumindest die Kernbedeckung sichergestellt werden, ein Abfahren über die Primärseite ist aufgrund der begrenzten Kühlkapazität nicht Ziel dieser Maßnahme. Die Maßnahme erfolgt von der Warte aus, ist also wirksam in allen Fällen, in denen die Warte verfügbar ist. Die Wirksamkeit wurde durch Analysen nachgewiesen.

Rückwirkungsfreiheit:

Die Armaturen in der Verbindungsleitung zwischen ND- Not- und Nachkühlpumpe sowie HD-Sicherheitseinspeisepumpe sollen im bestimmungsgemäßen Betrieb geschlossen sein. Mit Ansprechen der Notkühlkriterien sollen sie zusätzlich einen ZU-Befehl erhalten, der sicherstellt, dass die Leitung zunächst abgesperrt ist. Nur durch die im NHB beschriebenen Handmaßnahmen kann die Maßnahme eingesetzt werden. Zu diesem Zeitpunkt noch wirksame Sicherheitseinrichtungen werden mit der Maßnahme nicht beeinträchtigt. Negative Auswirkungen sind in diesem Zustand nicht zu unterstellen. Somit ist die Rückwirkungsfreiheit gegeben.

2. Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen

Ziel:

Ziel der Maßnahmen ist es, in einem Störfall eine sekundärseitige Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger (DE) nach dem Ausfall der gesamten DE-Bespeisung wieder herzustellen. Dazu ist es einerseits erforderlich, eine Abgabe von Dampf aus dem DE und damit eine sekundärseitige Druckabsenkung zu ermöglichen und andererseits eine Zuführung von Wasser in den DE auch über Einrichtungen mit niedrigem Druck zu erreichen. Für die Bespeisung soll neben dem Inventar des Speisewasserbehälters bzw. der Rohrleitungen des Speisewassers auch eine Pumpe zur Verfügung stehen, die über vorbereitete Schlauchanschlüsse mit dem Notspeisesystem verbunden wird.

Erschwerend wurde gefordert, dass diese Maßnahmen auch bei einem Station Black Out funktionieren sollen, so dass sie entweder passiv oder mit einer fremden Energiequelle vorzusehen sind.

Wirksamkeit:

Die Förderhöhe der Feuerlöschpumpe soll so bemessen sein, dass sie bei dem sich nach der Druckentlastung sowie während der Bespeisung einstellenden Druck ausreichend Wasser zur vollständigen Wärmeabfuhr einspeisen kann. Andererseits soll die Einspeisemenge so bemessen sein, dass die Nachzerfallswärme zum Anforderungszeitraum abgeführt werden kann, eine Abkühlung der Anlage ist nicht erforderlich.

Für die Druckentlastung der DE stehen insgesamt 8 Armaturen zur Verfügung, wobei die Wärmeabfuhr bereits bei Öffnen einer Armatur möglich sein soll.

Rückwirkungsfreiheit:

Das Öffnen der DE Armaturen wird bei Leistungsbetrieb durch den Reaktorschutz verhindert. Das Notspeisesystem ist im bestimmungsgemäßen Betrieb uneingeschränkt verfügbar, da die Anschlüsse erst im Anforderungsfall installiert werden.

3. Primärseitiges Druckentlasten (und Bespeisen)

Ziel:

Die Maßnahme ist für den Fall vorgesehen, dass z.B. bei einem kleinen Leck oder bei Transienten bei denen das sekundärseitige Druckentlasten und Bespeisen misslingt, der primärseitige Druck abgesenkt wird, um eine Einspeisung von Kühlmittel in den Reaktorkühlkreislauf mit Systemen mit niedrigen Einspeisedrücken zu ermöglichen. Auch bei Unverfügbarkeit derartiger Systemfunktionen soll durch diese Maßnahme auf jeden Fall sichergestellt werden, dass sich in der Folge einstellende Abläufe mit Kernzerstörung bis hin zum RDB Versagen immer unter niedrigem Systemdruck ablaufen, so dass die Auswirkungen auf den Sicherheitsbehälter begrenzt bleiben.

Wirksamkeit:

Für eine erfolgreiche Durchführung der Maßnahme ist das rechtzeitige Öffnen aller drei Druckhalterarmaturen erforderlich. Dadurch wird auch das passive Einspeisen der Druckspeicher ermöglicht, dass zumindest eine vorübergehende Kernkühlung schafft, wenn keine ND-Systeme verfügbar sind. Mit der erreichbaren Druckabsenkung soll ein Hochdruckversagen vermieden werden. Die Wirksamkeit dieser Maßnahme wurde durch Analysen nachgewiesen.

Rückwirkungsfreiheit:

Die Einrichtungen für das manuelle Öffnen der Druckhalterarmaturen müssen im Normalbetrieb spannungslos sein und sollen erst im Anforderungsfall scharf geschaltet werden. Dazu sind Schalthandlungen in der Warte und vor Ort erforderlich, die im NHB beschrieben sind. Mit der Maßnahme ist zwangsläufig eine Freisetzung von Kühlmittel in den Sicherheitsbehälter und damit eine Kontamination der Anlage verbunden, zudem wird das Kühlmittelinventar durch die Druckentlastung verringert, wenn keine Bespeisung möglich ist. Diese negativen Folgen sind aber geringer als die möglichen Folgen eines Hochdruckversagens des Reaktorkühlkreises. Die Maßnahme darf daher erst dann eingeleitet werden, wenn keine anderen Möglichkeiten zur Kernkühlung zur Verfügung stehen.

4. Versorgung von Notstromeinrichtungen mit mobilen Dieselaggregaten

Ziel:

Ziel ist es, bei einem längerfristigen Ausfall der gesamten Drehstromversorgung die Gleichstromversorgung für die Instrumentierung sicherzustellen sowie langfristig die Nachwärmeabfuhr zu ermöglichen.

Wirksamkeit:

Die Kapazität der mobilen Diesel soll entsprechend der Zielsetzung vorhanden sein. Der Anschluss von außen an das D2 Netz (DWR) bzw. an das Notstromnetz (SWR) soll auch bei erschwerten Umgebungsbedingungen möglich sein. Die Aufstellung der Diesel soll so erfolgen, dass sie auch bei Einwirkungen von außen verfügbar sind.

Rückwirkungsfreiheit:

Die Anschlüsse für die mobilen Diesel sind so zu gestalten und zu schützen, dass darüber keine Beeinträchtigungen die Sicherheit des Betriebes der Notstromanlagen resultieren können. Die mobilen Diesel dürfen erst im Anforderungsfall mit der Anlage verbunden werden und sind daher rückwirkungsfrei.

5. Externe Bespeisung des BE Beckens

Ziel:

Bei einem langfristigen Ausfall der Beckenkühlung wird die Zeit für die Nachwärmeabfuhr aus dem BE Becken dadurch verlängert, dass von der Verdampfung des Kühlmittels Kredit genommen wird. Das verdampfende Kühlmittel wird durch Nachspeisen ersetzt. Dies erfolgt mit einer Einspeisemöglichkeit, die außerhalb des Sicherheitsbehälters gespeist werden kann. Der entstehende Dampf soll durch Öffnung von Armaturen aus dem Sicherheitsbehälter abgeführt werden.

Wirksamkeit:

Es soll soviel Wasser nachgespeist werden, wie durch die Verdampfung verloren geht. Dazu soll der ungünstigste Wert der Nachzerfallsleistung der im BE Becken befindlichen Brennelemente angenommen werden.

Rückwirkungsfreiheit

Die Nachspeisung soll durch Geräte erfolgen, die erst im Anforderungsfall angeschlossen werden. Einige Armaturen in der zum BE Becken führenden Leitung sollen geschlossen und in ZU-Stellung gesichert sein. Die Öffnung von Armaturen zur Entlastung des Sicherheitsbehälters erfolgt zu einem Zeitpunkt, zu dem es noch nicht zu Brennelementschäden im Lagerbecken gekommen ist. Die Vorgehensweise für den Fall, dass es durch Schäden am Reaktorkern zur Kontamination der Atmosphäre im Sicherheitsbehälter gekommen ist, ist festzulegen.

8.2.2 Mitigativ:

1. Gefilterte Druckentlastung Sicherheitsbehälter

Ziel:

Mit einer gefilterten Druckentlastungsmöglichkeit des Sicherheitsbehälters soll verhindert werden, dass es zu einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters bei einem Unfall in Folge eines stetigen Druckanstieges kommt und damit zu einer großen Freisetzung von Aktivität in die Umgebung.

Wirksamkeit:

Der Querschnitt der Druckentlastungsleitung ist im Ergebnis umfangreicher Analysen so gewählt worden, dass für die betrachteten Ereignisse eine Druckentlastung im vorgegebenen Zeitfenster von ca. 48 h bei DWR immer möglich ist. Zur Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung sind Filtersysteme installiert, deren Wirksamkeit entsprechend der Vorgaben durch Experimente nachgewiesen wurde.

Rückwirkungsfreiheit

Die Entlastungsleitung ist im bestimmungsgemäßen Betrieb mit einer gasdichten Membrane und einer Absperrarmatur verschlossen, so dass der Sicherheitseinschluss immer gewährleistet ist. Im NHB beschriebene Handmaßnahmen sind zur Aktivierung des Druckentlastungsvorgangs erforderlich. Mit der gefilterten Druckentlastung ist eine Freisetzung radioaktiver Stoffe, die nicht von den Filtern zurück gehalten werden, an die Umgebung verbunden. Diese Abgabe ist aber um ein Vielfaches geringer als die bei einem Versagen des Sicherheitsbehälters zu erwartende Freisetzung. Daher überwiegen bei Abläufen, bei denen ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters nicht anders verhindert werden kann, die Vorteile der gefilterten Druckentlastung die damit verbundenen Nachteile.

2. Unfallprobenahme

Ziel:

Mit der Unfallprobenahme ist es möglich, die Aktivität in der Gasphase des Sicherheitsbehälters bei auslegungüberschreitenden Ereignissen zu ermitteln. Es kann die Aktivität von Edelgasen, Jod und Aerosolen bestimmt werden.

Wirksamkeit:

Das System ist geeignet, sehr hohe Aktivitätskonzentrationen zu erfassen und damit Informationen über die Zustände innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters zu liefern.

Rückwirkungsfreiheit

Im bestimmungsgemäßen Betrieb ist das System zuverlässig abgesperrt, so dass der Sicherheitseinschluss gewährleistet ist.

3. H₂-Abbau durch Rekombinatoren

Ziel:

Für den Abbau des Wasserstoffs bei schweren Störfällen sind passive autokatalytische Rekombinatoren vorgesehen und im Sicherheitsbehälter angeordnet.

Wirksamkeit:

Auf der Grundlage umfangreicher Analysen zur Wasserstoffentstehung und -verteilung bei schweren Störfällen wurden die Örtlichkeiten festgelegt, an denen die Rekombinatoren installiert sind. Randbedingungen wurden für die Wirksamkeitsanalysen definiert.

Rückwirkungsfreiheit:

Da die Rekombinatoren rein passiv arbeiten, gibt es keine Rückwirkungen auf den bestimmungsgemäßen Betrieb. Im Störfallablauf wurde bei der Anordnung der Rekombinatoren u.a. darauf geachtet, dass die aus Ihnen ausströmenden heißen Gase keine ggf. in der Nähe befindlichen Komponenten und Kabel gefährden können. Auch wurde eine Anordnung nahe der Stahlschale des Sicherheitsbehälters ausgeschlossen.

9 Zusammenfassung und Fazit

Die vom UA-PG beauftragte Arbeitsgruppe erarbeitete diesen Sachstandsbericht zum anlageninternen Notfallschutz auf vier Sitzungen zwischen März und August 2013.

In dem Bericht wurden sowohl die Historie, die Entwicklung der Notfallmaßnahmen sowie deren Einordnung in das bestehende Sicherheitskonzept beschrieben als auch die, aus den neuen Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke sowie den zugehörigen Interpretationen resultierenden Anforderungen, zusammenfassend dargestellt.

Insgesamt ist festzustellen:

- Basis der in den deutschen Anlagen derzeit realisierten Notfallschutzmaßnahmen sind überwiegend Empfehlungen der RSK. Diese Empfehlungen basierten im Wesentlichen auf Erkenntnissen aus probabilistischen Analysen beinhalteten aber auch Postulate. Ein in sich geschlossenes systematisches Notfallschutzkonzept existierte bisher nicht.
- Mit dem Erscheinen der Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke (SiAnf) wurde die Sicherheitsebene 4 in das Regelwerk integriert. Damit liegen Anforderungen im Regelwerk an den Notfallschutz erstmals in geschlossener Form vor. Diese Anforderungen beschreiben auf konzeptioneller Ebene die Einbindung des Notfallschutzes in das gestaffelte Sicherheitskonzept sowie die Methodik zur Ermittlung der erforderlichen Notfallschutzmaßnahmen und Handlungsempfehlungen.
- Um ihre Anwendbarkeit zu erleichtern und die Verfahrenssicherheit bei der Umsetzung zu erhöhen sollten die konzeptionellen Ausführungen in den Sicherheitsanforderungen (einschließlich der Interpretationen) weiter konkretisiert/ausgestaltet werden. Dies sollte unter Berücksichtigung des Sicherheitskonzepts und des Istzustands der Anlagen im Rahmen des KTA-Prozesses erfolgen.

Die Arbeitsgruppe schlug daher mehrheitlich (7 Zustimmungen, 1 Enthaltung: Noack) vor, **eine** KTA-Regel bestehend aus **zwei** Teilen erstellen zu lassen:

- KTA 1701.1 "Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes; Teil 1: Präventive Maßnahmen"
- KTA 1701.2 "Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes; Teil 2: Mitigative Maßnahmen und Handlungsempfehlungen"

Hinweis:

Die Arbeitsgruppe hielt folgende Randbedingungen für die Durchführung des Regelvorhabens für wichtig:

Die beiden Regelvorhaben sollten von einem Arbeitsgremium erstellt werden. Der Hauptinhalt der neuen Regeln sollte i. W. auf Kapitel 7.2 aufbauen.

Dem Arbeitsgremium sollte im Auftrag vorgegeben werden:

- die Dringlichkeit einer zügigen Bearbeitung,
- eine sukzessive Abarbeitung (Beginn mit KTA1701.1, dann KTA 1701.2),
- die regelmäßige Pflicht zur Berichterstattung im UA-PG und
- die Pflicht zur Berichterstattung über den Status der Bearbeitung und den Ausblick auf eine fristgerechte Fertigstellung im KTA im November 2014.

Darüber hinaus wies die AG darauf hin, dass in den SiAnf 4.3 (3) der Begriff „Sicherheitsfunktion“ durch „Systemfunktion“ ersetzt werden sollte, da mit der hier konkretisierten Definition der SiAnf der Ausfall einer Sicherheitsfunktion nicht durch Notfallmaßnahmen kompensiert werden kann.

Anmerkung:

Gemäß Beschluss Nr. 68/4.1.1/1 der KTA-Sitzung am 19.11.2013 wird eine KTA-Regel zur Konkretisierung/ Ausgestaltung der im vorliegenden Sachstandsbericht dargestellten Sachverhalte nicht erstellt.

10 Literatur

- /R1/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf) vom 22. November 2012 (BAnz. vom 24.01.2013)
- /R2/ „Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012 vom 29. November 2013 (10.12.2013)
- /R3/ RSK-Stellungnahme vom 05.04.2012:
Ausfall der primären Wärmesenke
- /R4/ RSK-Empfehlung vom 26./27.09.2012:
Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke
- /S1/ Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz, 273. RSK-Sitzung am 09.12.1992
- /S2/ Existierende Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland, Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen, 284. RSK-Sitzung am 20.04.1994
- /S3/ Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter von bestehenden Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen, 314. RSK-Sitzung am 17.12.1997
- /S4/ Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland, Ergebnisprotokoll der 218. RSK-Sitzung am 17.12.1986 und der 222. RSK-Sitzung vom 24.06.1987
- /S5/ Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke gemäß § 19a AtG, Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse, 31.01.2005
- /S6/ Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Guide No. NS-G-2.15, Vienna 2009
- /S7/ Fortgeschriebener Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem Reaktorunfall in Fukushima, BMUB, Januar 2014 mit Korrekturen vom 25.04.2014 (<http://www.bmub.bund.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/nukleare-sicherheit/details-nukleare-sicherheit/downloads/>)
- /S8/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke - Phase B, Ges. für Reaktorsicherheit, Köln, Verl. TÜV Rheinland, 1990, ISBN: 3-88585-809-6