



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



Öko-Institut e.V.
Institut für angewandte Ökologie
Institute for Applied Ecology



- Textmodul -

„Sicherheitsanforderungen für
Kernkraftwerke:

Bei Druck- und
Siedewasserreaktoren zu
berücksichtigende
Ereignisse“

ENTWURF

Revision C

SR 2602

Ergebnisse Team 3



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



Öko-Institut e.V.
Institut für angewandte Ökologie
Institute for Applied Ecology



- Textmodul -

„Sicherheitsanforderungen für
Kernkraftwerke:
Bei Druck- und
Siedewasserreaktoren zu
berücksichtigende Ereignisse“

Revision C

ENTWURF

Dieser Bericht ist im Auftrag des
BMU im Rahmen des Vorhabens
SR 2602 erstellt worden. Die Arbei-
ten des Vorhabens SR 2602 wer-
den in Teams durchgeführt. Der
vorliegende Bericht gibt die ge-
meinsamen Arbeitsergebnisse des
Teams 3 „Ereignisliste“ wieder.

Die Mitglieder des Teams 3 sind:

H. Liemersdorf, Teamleiter, GRS
Dr. S. Langenbuch, GRS
D. Müller-Ecker, GRS
W. Pointner, GRS
Dr. T. Steinrötter, GRS
R. Donderer, PHB
O. Schumacher, PHB
S. Kurth, Öko-Institut
S. Babst, GRS **
Dr. E. Grauf, Ing.-Büro SE-Grauf

** an Nichtleistungsbetrieb beteiligt

August 2008

Auftrags-Nr.: 813000

Anmerkung:

Der Auftraggeber behält sich alle
Rechte vor. Insbesondere darf die-
ser Bericht nur mit seiner Zu-
stimmung zitiert, ganz oder teil-
weise vervielfältigt werden bzw.
Dritten zugänglich gemacht wer-
den.

Der Bericht gibt die Auffassung und
Meinung des Auftragnehmers bzw.
der Unterauftragnehmer wieder und
muss nicht mit der Meinung des
Auftraggebers übereinstimmen.

Vorwort

Im Vorhaben SR 2475 wurden zu den im kerntechnischen Regelwerk nicht verankerten oder erheblich überarbeitungsbedürftigen Sicherheitsaspekten modularisiert Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik als Regeltextmodule im Detaillierungsgrad der „BMI-Sicherheitskriterien“ und „RSK-Leitlinien“ zusammengestellt. Den Sicherheitsanforderungen sind insgesamt 11 Module zugeordnet. Die Sicherheitsanforderungen wurden in einem transparenten Prozess umfassend kommentiert. Alle dazu eingegangenen Kommentare sind in die Bearbeitung eingeflossen und, soweit erforderlich, bei der Erstellung der Revision B der Module berücksichtigt worden. Die Revision B der Module ist seit September 2006 im Internet (<http://regelwerk.grs.de>) veröffentlicht.

Alle seit September 2006 zur Rev. B der Regeltextmodule eingegangenen Kommentare einschließlich der Hinweise aus den Beratungen des Fachausschuss Reaktorsicherheit (FARS) wurden bei der Erstellung der Rev. C ausgewertet.

Die Rev. C der Regeltextmodule umfasst insgesamt 12 Module. Gegenüber Rev. B wurde Modul 5 neu strukturiert. Die Anforderungen an die Leittechnik sowie an die Störfallinstrumentierung sind, wie bisher, Modul 5 zugeordnet. Die Anforderungen an die Elektrische Energieversorgung sind nun in einem neuen Modul 12 integriert.

Zu folgenden Sicherheitsaspekten wurden Regeltextmodule erstellt:

- Modul 1: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Grundlegende Sicherheitsanforderungen“
- Modul 2: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“
- Modul 3 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende
Ereignisse“
- Modul 4 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung,
der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheits-
einschlusses“

- Modul 5 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Leittechnik und Störfallinstrumentierung“
- Modul 6 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Nachweisführungen und Dokumentation“
- Modul 7 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz“
- Modul 8 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an das Sicherheitsmanagement“
- Modul 9 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an den Strahlenschutz“
- Modul 10 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von
baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“
- Modul 11 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Handhabung und Lagerung der Brennelemente“
- Modul 12 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Elektrische Energieversorgung“

Zusätzlich wurden die in den Modulen verwendeten Begriffe in einer Definitionsliste zusammengestellt. Die vorliegende Unterlage des Regeltextmoduls in der Fassung Rev. C enthält dementsprechend in synoptischer Darstellung die Ergebnisse der Auswertung aller bisher zum Modul 3 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ übermittelten Kommentare und Hinweise. Zur besseren Lesbarkeit ist Rev. C von Modul 3 in einen Fließtext umgesetzt worden. Rev. C von Modul 3 ist im Internet unter <http://regelwerk.grs.de> verfügbar.

Das Zusammenwirken aller Regeltextmodule und der weiteren kerntechnischen Regelungen ist in einem Wegweiser dargestellt.

Gliederung

1	Zielsetzung und Geltungsbereich.....	1
2	Übergeordnete Anforderungen.....	3
3	Nachweisziele und Nachweiskriterien.....	5
4	Definitionen und Abgrenzungen der Betriebsphasen für DWR und SWR.....	11
5	Ereignislisten.....	14
Anhang A1: Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen		55
Anhang A2: Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung (DfU) sowie in den äußeren und sonstigen Systemen		58

1 Zielsetzung und Geltungsbereich

- 1 (1) Für die in den nachfolgenden generischen Ereignislisten für DWR und SWR zusammengestellten Ereignisse (im Folgenden Ereignislisten genannt) ist nachgewiesen, dass die in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1) gestellten Anforderungen erfüllt sind. Insbesondere ist für diese Ereignisse unter Berücksichtigung der „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Nachweisführungen und Dokumentation“ (Modul 6) nachgewiesen, dass die auf den verschiedenen Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele erreicht und die Nachweiskriterien eingehalten werden. Dabei wird davon ausgegangen, dass die für die Einhaltung dieser Nachweisziele und -kriterien maßgebenden Anforderungen an die Integrität, Wirksamkeit, Funktion und Zuverlässigkeit der verwendeten Komponenten, der baulichen Anlagenteile und sonstigen Einrichtungen sowie an deren Standsicherheit erfüllt sind.

Hinweis In den Ereignislisten sind den Ereignissen die jeweils betroffenen Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität (R),
- Kühlung der Brennelemente (K) und
- Einschluss radioaktiver Stoffe (B)

zugeordnet. Diejenigen Ereignisse, die für die Nachweisführung zur Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele von Bedeutung sind, sind mit (S) gekennzeichnet.

Die den Sicherheitsebenen 2 bis 4a zugeordneten Nachweisziele und -kriterien sind für jedes Schutzziel in den Tabellen 3.1a-c für die Reaktoranlage sowie in Tabelle 3.2 für die Brennelementlagerung und -handhabung tabellarisch dargestellt, für das radiologische Sicherheitsziel in Tabelle 3.3.

Bei Ereignissen, denen durch Auslegungsanforderungen an den Bau und Betrieb der Anlage entgegenwirkt wird, werden in den Ereignislisten nicht speziell betroffene Schutzziele ausgewiesen, sondern es wird auf die dies bezüglichen Auslegungsanforderungen in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, Abschnitt 2 und 3 (Modul 10) verwiesen. Bei diesen Ereignissen wird primär das Ziel verfolgt, redundanzübergreifende Auswirkungen infolge innerer und äußerer Einwirkungen zu vermeiden.

Für definierte Ereignisse können optional Nachweise geführt werden, dass durch Vorsorgemaßnahmen der Eintritt dieser Ereignisse so unwahrscheinlich ist, dass er nicht mehr unterstellt zu werden braucht. Diese sind in den Ereignislisten mit VM gekennzeichnet. Übergeordnete und ggf. ereignisspezifische

Anforderungen an diese Vorsorgemaßnahmen sind in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, Abschnitt 4 (Modul 10) enthalten.

1 (2) Die Nachweise nach Ziffer 1 (1) erfolgen unter Zugrundelegung der nachfolgend definierten Betriebsphasen:

- Betriebsphase A
Leistungsbetrieb über die Hauptwärmesenke. Diese Betriebsphase umfasst alle Lastzustände der Anlage.
- Betriebsphase B
Anfahren der Anlage bzw. Abfahren der Anlage mittels Haupt- oder Ersatzwärmesenke.
- Betriebsphase C
Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei druckdicht verschlossenem Primärkreislauf bzw. Reaktorkühlsystem.
- Betriebsphase D
Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreislauf bzw. Reaktorkühlsystem, Flutraum bzw. Absetzbecken nicht oder nur teilweise geflutet.
- Betriebsphase E
Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum bzw. Absetzbecken.
- Betriebsphase F
Brennelementkühlung bei vollständig ausgeladenem Kern und vom Flutraum bzw. Absetzbecken getrenntem Brennelement-Lagerbecken.

Hinweis Die Abgrenzungen (Beginn und Ende) der o. g. Betriebsphasen sind in den Tabellen 4.1 bis 4.3 für DWR und SWR dargestellt.

Sofern in den Betriebsvorschriften einer Anlage andere Betriebsphasendefinitionen als die in Ziffer 1 (2) genannten gewählt werden, sind die Ereignislisten und die den Ereignissen zugeordneten Nachweisziele und Nachweiskriterien entsprechend angepasst.

1 (3) Bei Ereignissen, deren Eintreten bei Vorhandensein spezieller Maßnahmen und Einrichtungen – im Folgenden Vorsorgemaßnahmen genannt – nicht unterstellt zu werden braucht, ist die Nachweisführung auf die Einhaltung

der Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der hierzu realisierten Vorsorgemaßnahmen bezogen.

2 Übergeordnete Anforderungen

- 2 (1) Sofern anlagenspezifische Gegebenheiten Abweichungen gegenüber den in den Ereignislisten angegebenen Randbedingungen bei der analytischen Nachweisführung erfordern, sind die Abweichungen begründet dargelegt und nachvollziehbar dokumentiert.
- 2 (2) Sind bei der Nachweisführung nur Teilaspekte der jeweiligen Ereignisliste von Bedeutung, kann die Nachweisführung auf die betroffenen Teilaspekte beschränkt sein.
- 2 (3) Die Nachweisführung erstreckt sich vom Eintritt eines Ereignisses bis zum Erreichen eines kontrollierten Anlagenzustandes; bei der Ermittlung eines Quellterms für radiologische Nachweise bis zur Beendigung der Freisetzung.
- 2 (4) Bei der anlagenspezifischen Anwendung der Ereignislisten ist für die Sicherheitsebenen 2 bis 4a die Vollständigkeit und der repräsentative Charakter der in den Ereignislisten genannten Ereignisse für alle relevanten Betriebszustände überprüft.

Hierzu sind grundsätzlich folgende Arbeitsschritte erfolgt:

- a) Abgleich der im Zusammenhang mit Errichtungs-, Betriebs- und Änderungsgenehmigungen sowie Sicherheitsüberprüfungen gemäß §19a AtG untersuchten Ereignisse mit den in den Ereignislisten (Tabellen 5.1 bis 5.3) zusammengestellten Ereignissen.
- b) Überprüfung des repräsentativen Charakters der Ereignislisten und – falls erforderlich – anlagenspezifische Ergänzung bzw. Anpassung der Listen.
- c) Soweit für Sicherheitsebene 2 zweckmäßig, eine Kondensierung der gemäß b) erstellten Ereignislisten unter dem Gesichtspunkt des reprä-

sentativen Charakters einzelner Ereignisse. Eine Kondensierung wird detailliert und nachvollziehbar begründet.

- d) Nachweis der Einhaltung der relevanten Nachweiskriterien sowie der übergeordneten Anforderungen für alle Ereignisse der unter Berücksichtigung der Schritte b) und c) erzeugten anlagenspezifischen Ereignislisten.

- 2 (5) Die Nachweise zur Einhaltung der Nachweiskriterien berücksichtigen die in Anhang A1 dargelegte Zuordnung von Beanspruchungsstufen der druckführenden Umschließung, der äußeren Systeme und des Sicherheitsbehälters zu den in den Ereignislisten aufgeführten Ereignissen.

3 Nachweisziele und Nachweiskriterien

Tabelle 3.1a: Sicherheitstechnische Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a für die Reaktoranlage und das Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“

Sicherheitsebene:	2					3					4a
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A – E
Schutzziel:	Kontrolle der Reaktivität (R)										
Nachweisziele:	Leistungsanpassung bzw. Reaktorabschaltung ^a					Reaktorabschaltung ^a					
Nachweiskriterien:	Siehe unter „Kühlung der Brennelemente“ sowie „Einschluss der radioaktiven Stoffe“										
Nachweisziel:	Sicherstellung der Unterkritikalität										
Nachweiskriterium ^b „Betrag der Abschaltreaktivität“:	≥ 1 %		DWR: ≥ 5 % SWR: ≥ 1 %			≥ 1 %					≥ 1 %

^a Nur Betriebsphase A sowie im Hinblick auf die Reaktorabschaltung beim SWR auch zeitweise in der Betriebsphase E während des Brennelementwechsels.

^b Nachweiskriterien für die Wirksamkeit der Reaktorschnellabschaltung (nur Betriebsphase A sowie beim SWR auch zeitweise in der Betriebsphase E während des Brennelementwechsels) und der dauerhaften Abschaltung (alle Betriebsphasen). Die in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1), Ziffern 3.2 (6) und 3.2 (7), sowie den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“ (Modul 2), Ziffern 6.2 (2), 6.2 (4), 6.3 (1) und 6.3 (4) genannten Randbedingungen sind eingehalten.

Beim Brennelementwechsel (Betriebsphase E, SWR) ist das Nichteinschießen des wirksamsten Steuerstabs nicht unterstellt.

Tabelle 3.1b: Sicherheitstechnische Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a für die Reaktoranlage und das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“

Sicherheitsebene:	2					3					4a	
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A – C	D – E
Schutzziel:	Kühlung der Brennelemente (K)											
Nachweisziele:	Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennelemente ^a					Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns					Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns	
Nachweiskriterien:	<div>- T_{Brennstoff} < T_{Schmelz} ^b</div> <div>- Kein kritischer Siedezustand am Hüllrohr</div> <div>oder</div> <div>Einhaltung eines geeigneten Temperatur-Zeit-Kriteriums für das Hüllrohr</div>		Kein Sieden am Hüllrohr		<div><u>Transiente:</u> Brennstabintegrität ^c</div> <div><u>Reaktivitätsstörfall:</u> Brennstoff verbleibt innerhalb des Hüllrohrs ^d</div> <div><u>Leckstörfall:</u> -Brennstabintegrität (sofern Leck ≤ 0,1 F) -Hüllrohrtemperatur < 1200 °C ^e -Hüllrohroxidationstiefe < 17 % ^e -Begrenzung der Hüllrohrdehnung ^f</div>			Brennstabintegrität (Aufrechterhaltung der Brennelementbedeckung ^g)		<div><u>Transiente mit unterstelltem RESA Ausfall:</u> (Betriebsphase A) dauerhafte Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit</div> <div><u>Notstandsfälle:</u> (Betriebsphase A-C) mechanische Abschaltbarkeit (nur A) und Brennstabintegrität</div>		Brennstabintegrität ^g

^a Die zur Gewährleistung der uneingeschränkten Weiterverwendbarkeit im Rahmen der Auslegung von Brennelementen sowie von weiteren Kernbauteilen heranzuziehenden Nachweiskriterien werden in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“ (Modul 2), Ziffer 5.2 (1) aufgeführt.

^b Kein Erreichen der Brennstoffschmelztemperatur im Heißstab unter Beachtung der radialen Leistungsverteilung im Pellet.

^c Kein kritischer Siedezustand an den Brennstabhüllrohren oder Einhaltung eines geeigneten Temperatur-Zeit-Kriteriums, das die Integrität des Hüllrohres sicherstellt.

^d Ein vorgelagertes Nachweiskriterium hierzu ist die Integrität des Hüllrohres. Die Integrität des Hüllrohres ist sichergestellt, wenn die maximale Enthalpiefreisetzung im Brennstoff (radial über den Pelletquerschnitt gemittelt) unterhalb einer werkstoffzustands- bzw. abbrandabhängigen Hüllrohr-Defektgrenze bleibt.

^e Durch Einhaltung der Nachweiskriterien wird gewährleistet:

- Erhaltung einer Restduktilität des Hüllrohrs, unter Berücksichtigung der transienten, ggf. auch beidseitig stattfindenden Sauerstoff- und Wasserstoffaufnahme in das Hüllrohr, so dass eine Fragmentierung des Hüllrohrs infolge des Ereignisablaufs bzw. der nachfolgenden Handhabungsvorgänge nicht eintritt. Definition Hüllrohroxidationstiefe: Äquivalenter Anteil der durch Oxidation verbrauchten Hüllrohrwand. Die Berechnung der verbrauchten Hüllrohrwand erfolgt dabei gemäß „L. Baker Jr., W. C. Just, Studies of Metal-Water-Reactions of High Temperatures III, Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water-Reaction, ANL-6548, 1962“.
- Verhinderung des Erreichens von Temperaturbedingungen, unter denen die Zirkon-Wasser-Reaktion autokatalytisch verläuft.

Die Gültigkeit dieser Kriterienkombination zur Erreichung dieser Nachweisziele für die jeweils verwendeten Hüllrohrwerkstoffe und die erwarteten anfänglichen Hüllrohrzustände ist nachgewiesen.

^f Erhaltung einer freien Strömungsfläche, die eine ausreichende Kühlung der Brennstäbe sicherstellt.

Tabelle 3.1c: Sicherheitstechnische Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a für die Reaktoranlage und das Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“

Sicherheitsebene:		2					3					4a			
Betriebsphase:		A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A – B	C	D – E	
Schutzziel:		Einschluss der radioaktiven Stoffe (B)													
Nachweisziel:		Erhalt der Barrierenintegrität													
Nachweiskriterien	Brennstabhüllrohr:	Siehe unter „Kühlung der Brennelemente“													
		PCI ^a	-				Leckstörfall > 0,1 F: Brennstabschadens- umfang ≤ 10 %		-			-			
	Druckführende Umschließung:	Siehe Anhang A1					Siehe Anhang A1					Siehe Anhang A1			
	Äußere Systeme	Siehe Anhang A1					Siehe Anhang A1					Siehe Anhang A1			
	Sicherheitsbehälter (SHB):	Druckanstieg im SHB < Ansprechkriterien Reak- torschutz			-			P _{SHB} ≤ P _{SHB-A} ^b		-			P _{SHB} ≤ P _{SHB-A} ^c		-
		SWR: Einhaltung spezifi- zierter Temperaturen in der Kondensationskammer						SWR: Einhaltung spezifi- zierter Temperaturen in der Kondensationskammer Begrenzung der -Zirkon-Wasser- Reaktion auf < 1 % des gesamten im Reaktorkern enthalte- nen Zirkoniums -max. lokalen H ₂ -Konzen- tration im SHB auf Werte unterhalb der Zündgrenze					SWR: Einhal- tung spezifi- zierter Tempe- raturen in der Kondensati- onskammer		
		Siehe Anhang A1					Siehe Anhang A1					Siehe Anhang A1			

^g Sofern für die Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente die Begehbarkeit des Sicherheitsbehälters (SHB) bzw. des Reaktorgebäudes erforderlich ist, ist nachgewiesen, dass die Bedingungen für die Begehbarkeit eingehalten werden.

^a Vermeidung mechanischer Wechselwirkungen zwischen Brennstoff und Hüllrohr (Pellet Clad Interaction: PCI), die die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennstäbe beeinträchtigen.

^b Zur Bestimmung des Auslegungsdrucks des Sicherheitsbehälters siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Nachweisführungen und Dokumentation“ (Modul 6), Anhang 2.

^c Kriterium für ATWS Ereignisse.

Sicherheitsebene:	2					3					4a		
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A – B	C	D – E
Schutzziel:	Einschluss der radioaktiven Stoffe (B)												
Nachweisziel:	Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Einrichtungen												
Nachweiskriterien:	siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“ ^f					siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“					-		

^f unter Beachtung ggf. vorhandener vorgelagerter radiologischer oder technischer Vorgaben.

Tabelle 3.2: Sicherheitstechnische Nachweisziele und –kriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a für die Brennelementlagerung und –handhabung

Sicherheitsebene:	2	3	4a
Betriebsphase:	A – F	A – F	A – F
Schutzziel:	Kontrolle der Reaktivität (R)		
Nachweisziel:	Sicherstellung der Unterkritikalität		
Nachweiskriterium: Neutronen-Multiplikationsfaktor k_{eff} :	< 0,95	< 0,95 ^a	< 0,99
Schutzziel:	Kühlung der Brennelemente (K) ^c		
Nachweisziele:	Begrenzung der Beckenwassertemperatur auf Werte, die eine Begehrbarkeit des Lagerbeckenbereichs mit betriebsüblichen Maßnahmen sicherstellen	Begrenzung der Beckenwassertemperatur auf Werte unterhalb der Auslegungstemperatur des Beckens ^b	Begrenzung der Beckenwassertemperatur auf Werte, bei denen die Integrität des Beckens sichergestellt ist ^b
	ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung der erforderlichen Zulaufverhältnisses für die Beckenpumpen	ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung der Brennelementkühlung	ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung einer Überlauf- bzw. Verdampfungskühlung (Erhaltung der Brennstabintegrität)
Schutzziel:	Einschluss der radioaktiven Stoffe (B) ^c		
Nachweisziele:	Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente		
Nachweisziel:	Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Gebäuden und Systemen:		
Nachweiskriterien:	siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“ ^d	siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“	-

^a Für spezielle Ereignisse (siehe Ereignisliste Tabelle 5.3): < 0,98.

^b Sofern zur Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente die Begehrbarkeit des Sicherheitsbehälters bzw. des Beckenbereichs erforderlich ist, ist nachgewiesen, dass die Bedingungen für die Begehrbarkeit eingehalten werden.

^c Nachweisziele nur für nasse Lagerungs- und Handhabungsvorgänge gültig.

^d unter Beachtung ggf. vorhandener vorgelagerter radiologischer oder technischer Vorgaben.

Tabelle 3.3: Radiologische Sicherheitsziele der Sicherheitsebenen 2 bis 3 für die Reaktoranlage und die Brennelementlagerung und –handhabung

Sicherheitsebene:	2					3					4a
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A – E
	Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)										
Einhaltung der Vorgaben der StrISchV:	Einhaltung der Grenzwerte nach §§ 46, 47 StrISchV					Einhaltung der Störfallplanungswerte nach §49 StrISchV					-

4 Definitionen und Abgrenzungen der Betriebsphasen für DWR und SWR

Tabelle 4.1: Definition der Betriebsphasen für DWR und SWR

Betriebsphase	Definition
A	Leistungsbetrieb über die Hauptwärmesenke. Die Betriebsphase umfasst alle Lastzustände der Anlage.
B	Anfahren bzw. Abfahren der Anlage mittels Haupt- oder Ersatzwärmesenke.
C	Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlssystem bei druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlssystem.
D	Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlssystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlssystem. Flutraum / Absetzbecken nicht oder nur teilweise geflutet.
E	Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum / Absetzbecken.
F	Brennelementkühlung im Brennelement-Lagerbecken bei vollständig ausgeladenem Kern und vom Flutraum / Absetzbecken getrenntem Brennelement-Lagerbecken.

Tabelle 4.2: Abgrenzung der Betriebsphasen im Verlauf einer Standardrevision zum Brennelement-Wechsel beim DWR (beginnend mit dem Abfahren)

Betriebsphase	Beginn der Betriebsphase	Ende der Betriebsphase
A		Die Borkonzentration hat beim Abfahren der Anlage den Wert $c(H-K)^*)$ erreicht.
B	Die Borkonzentration ist $\geq c(H-K)^*)$.	Die Wärmeabfuhr erfolgt ausschließlich über die sekundärseitige Wärmesenke. Die betriebliche Nachwärmeabfuhr kann noch nicht von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen werden.
C	Die betriebliche Nachwärmeabfuhr kann von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen werden oder ist von dieser übernommen worden, der Primärkreislauf ist druckdicht verschlossen.	Der Primärkreislauf ist noch druckdicht verschlossen.
D	Der Primärkreislauf ist nicht mehr druckdicht verschlossen.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind noch nicht vollständig geflutet.
E	Der Flutraum und das Absetzbecken sind vollständig geflutet.	Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist noch nicht gesetzt.
F	Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gesetzt.	Bei vollständig in das Brennelement-Lagerbecken ausgeladenem Kern ist die Dichtfunktion des Beckenschützes nicht mehr gegeben.
	Der Flutraum und das Absetzbecken werden zu Arbeiten am Primärkreislauf zwischenzeitlich entleert und anschließend wieder vollständig geflutet. Bei einer Umladung der Brennelemente im Kern (Shuffling) wird die Betriebsphase F nicht durchlaufen.	
E	Der Flutraum und das Absetzbecken sind vollständig geflutet, die Dichtfunktion des Beckenschützes ist nicht mehr gegeben.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind vollständig gefüllt, mit dem Entleeren wird begonnen.
D	Der Flutraum und das Absetzbecken sind nicht mehr vollständig gefüllt.	Der Primärkreislauf ist noch nicht druckdicht verschlossen.
C	Der Primärkreislauf ist druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem).	Die betriebliche Nachwärmeabfuhr kann noch von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen werden.
B	Die betriebliche Nachwärmeabfuhr kann nicht von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen werden.	Die Borkonzentration ist $\geq c(H-K)$.
A	Die Borkonzentration ist $< c(H-K)$.	

Hinweis: Die Betriebsphasen A-E kommen in der obigen Tabelle jeweils zweimal vor, d.h. vor und nach dem Brennelement-Wechsel.

^{*)} Definition $c(H-K)$: $c(H-K)$ ist die Borkonzentration, mit der beim jeweiligen Abbrandzustand eines xenon- und steuerelementfreien kalten Kerns die gemäß Tabelle 3.1a für die Betriebsphase B geforderte Abschaltreaktivität gerade sichergestellt ist.

Tabelle 4.3: Abgrenzung der Betriebsphasen im Verlauf einer Standardrevision zum Brennelement-Wechsel beim SWR (beginnend mit dem Abfahren)

Betriebsphase	Beginn der Betriebsphase	Ende der Betriebsphase
A		Die Anlage wird durch das Einfahren der Steuerstäbe nuklear abgeschaltet, die Steuerstäbe sind noch nicht vollständig eingefahren.
B	Die Anlage wurde durch das vollständige Einfahren der Steuerstäbe nuklear abgeschaltet.	Die Wärmeabfuhr erfolgt ausschließlich über die Hauptwärmesenke. Die betriebliche Nachwärmeabfuhr kann noch nicht vom (Not- und Nachkühlsystem) übernommen werden.
C	Die Nachwärmeabfuhr wird vom nuklearen Nachkühlsystem übernommen oder kann von diesem übernommen werden, das Reaktorkühlsystem ist druckdicht verschlossen.	Das Reaktorkühlsystem ist noch druckdicht verschlossen.
D	Das Reaktorkühlsystem ist nicht mehr druckdicht verschlossen.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind noch nicht vollständig geflutet.
E	Der Flutraum und das Absetzbecken wurden vollständig geflutet.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind noch gefüllt, mit dem Entleeren wird begonnen.
D	Der Flutraum und das Absetzbecken sind nicht mehr vollständig geflutet.	Das Reaktorkühlsystem ist noch nicht druckdicht verschlossen.
C	Das Reaktorkühlsystem ist druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit dem nuklearen Nachkühlsystem oder kann von diesem erfolgen	Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wird zum Anfahren beendet.
B	Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wurde zum Anfahren beendet.	Mit dem Ziehen der Steuerstäbe zum Zweck der Leistungserzeugung wird begonnen, die Steuerstäbe sind noch vollständig eingefahren.
A	Die Anlage wird durch das Ausfahren der Steuerstäbe nuklear angefahren, die Steuerstäbe sind nicht mehr vollständig eingefahren.	
Sonderfall für den SWR		
F	Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gesetzt.	Das Beckenschütz wird bei vollständig in das Brennelement-Lagerbecken ausgeladenem Kern gezogen.
	Die Betriebsphase F ist bei einer Anlage mit SWR nur in besonderen Fällen (z.B. zur Druckprüfung des RDB) gegeben.	

Hinweis: Die Betriebsphasen A-D kommen in der obigen Tabelle jeweils zweimal vor, d.h. vor und nach dem Brennelement-Wechsel.

5 Ereignislisten

Hinweis Erläuterungen zu den Ereignislisten

Die Ereignislisten umfassen für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb von DWR und von SWR sowie für das Brennelement-Lagerbecken (bei DWR und SWR) die Sicherheitsebenen 2 bis 4a gemäß den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1). Für die Sicherheitsebene 2 liegt ein umfassendes Ereignisspektrum vor. Bei der anlagenspezifischen Überprüfung kann diese Auflistung mit dokumentierter Begründung auf repräsentative Ereignisse kondensiert werden. Für die Sicherheitsebene 3 sind für DWR und SWR repräsentative Ereignisse aufgeführt. Außerdem sind die für die Sicherheitsebene 4a zu betrachtenden Ereignisse berücksichtigt. Die Vorgehensweise auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c ist in gesonderten Regelungen dargestellt (siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7)).

Für die nachfolgend aufgelisteten Ereignisse

- anlageninterner Brand mit redundanzübergreifenden Auswirkungen,
- anlageninterne Überflutung,
- Absturz und Anprall von Lasten mit potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen,
- Komponentenversagen mit potentiellen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen,
- elektromagnetische Einwirkungen von innen,
- Kollision von Fahrzeugen mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen, Strukturen und Komponenten auf dem Anlagengelände auf dem Anlagengelände,
- Anlageninterne Explosionen, einschließlich Radiolysegasexplosionen in Systemen und Komponenten,
- Extreme standortabhängige Einwirkungen wie hohe/niedrige Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und andere ggf. standortspezifische Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, Schlammlawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen im Kühlwasser (bspw. Muschelbewuchs, Quallen),
- Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut, Schiffsunfälle,
- elektromagnetische äußere Einwirkungen,
- Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder benachbarten Anlagen,
- Flugzeugabsturz,
- anlagenexterne Explosion, anlagenexterner Brand sowie
- Eindringen gefährlicher Stoffe.

sind in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10), Abschnitt 2 und 3, Auslegungsanforderungen vorgegeben, die sicherstellen, dass redundanzübergreifende bzw. ggf. sonstige nicht beherrschbare Auswirkungen nicht eintreten können. Daher sind den vorgenannten Ereignissen in den Ereignislisten keine Schutzziele zugewiesen, sondern es wird auf o. g. Abschnitte verwiesen.

Ereignisse infolge Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter sind nicht Gegenstand der Ereignislisten.

Die Ereignislisten sind innerhalb der einzelnen Sicherheitsebenen in Ereigniskategorien unterteilt.

Folgende Ereigniskategorien sind zwecks Strukturierung der Listen anlagentypspezifisch gewählt worden, wobei zu beachten ist, dass nicht alle Kategorien in jeder Sicherheitsebene, jedem Betriebszustand bzw. für jede Betriebsphase von Relevanz sind.

Für den DWR gelten:

- Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr,
- sekundärseitige Wärmeabfuhr - Leckagen,
- sekundärseitige Wärmeabfuhr – Leckstörfälle,
- Durchsatzänderung im Primärkreislauf,
- Druckänderung im Primärkreislauf,
- Zunahme Reaktorkühlmittelinventar,
- Abnahme Reaktorkühlmittelinventar,
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr,
- Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung,
- Störung oder Leckage in nuklearen Hilfssystemen,
- Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters,
- Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters,
- Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen,
- Ausfall in der Energieversorgung,
- Einwirkung von innen,
- Einwirkung von außen und
- Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS).

Für den SWR gelten:

- Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr,
- Durchsatzänderung im Reaktorkühlsystem,
- Zunahme Reaktorkühlmittelinventar,
- Abnahme Reaktorkühlmittelinventar,
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr,
- Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung,
- Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters,
- Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters,
- Störung oder Leckage in nuklearen Hilfssystemen,
- Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen,
- Ausfall in der Energieversorgung,
- Einwirkung von innen,
- Einwirkung von außen und
- Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS).

Für das Brennelement-Lagerbecken gelten sowohl für den DWR als auch den SWR die folgenden Ereigniskategorien:

- Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken,
- Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken,
- Ausfall in der Energieversorgung,
- Reaktivitätsänderungen im Brennelement-Lagerbecken,
- Ereignis bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen und schweren Lasten,
- Einwirkung von innen und
- Einwirkung von außen.

Der Spaltenaufbau der Ereignislisten beginnt mit der Nummerierung (Ey-x; y steht für die Sicherheitsebene und x stellt die fortlaufende Nummerierung der Ereignisse in der jeweiligen Ebene dar) und der

Beschreibung der Ereignisse. Es folgen Spalten für die betroffenen Schutzziele, die relevanten Betriebsphasen, zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien sowie ggf. Detailangaben zu ergänzenden Randbedingungen bzw. ereignisspezifische Hinweise.

Die Kennzeichnungen in der Spalte „betroffene Schutzziele“ geben für jedes Ereignis diejenigen Schutzziele an, für die die Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen nachgewiesen wird. Die generell für die einzelnen Schutzziele geltenden Nachweiskriterien sind – sowohl für den Leistungsbetrieb (Betriebsphase A) und Nichtleistungsbetrieb (Betriebsphasen B-F) von DWR und SWR als auch für das Brennelement-Lagerbecken - in Tabelle 3.1 enthalten. Darin sind die Nachweiskriterien für die Sicherheitsebenen und Betriebsphasen spezifiziert.

Ereignisse, für die anstelle des Nachweises der Wirksamkeit von Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung des Ereignisses die Möglichkeit besteht, die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Vorsorgemaßnahmen nachzuweisen, so dass der Eintritt dieser Ereignisse so unwahrscheinlich ist, dass er nicht mehr unterstellt zu werden braucht, sind mit VM gekennzeichnet.

In der rechten Spalte werden bei Bedarf ereignisspezifische Randbedingungen präzisiert und detaillierte ereignisspezifische Erläuterungen gegeben.

Die Spalte „Betriebsphase“ nennt diejenigen Phasen des Kraftwerksbetriebs, in denen das jeweilige Ereignis auftreten kann und von Bedeutung ist.

Der Zeilenaufbau der Listen beginnt mit der Bezeichnung der Sicherheitsebene. Die darauf folgende Zeile bezeichnet die Ereigniskategorie, aus der die nachfolgend aufgeführten Ereignisse abgeleitet sind.

Bei Ereignissen mit Kühlmittelverlust wird zwischen Leckage sowie Leck oder Bruch unterschieden. Eine Leckage ist grundsätzlich ein Ereignis der Sicherheitsebene 2. Die Leckagerate ist so gering, dass das Sicherheitssystem nicht angefordert wird. Dagegen sind Lecks bzw. Brüche ausschließlich Ereignisse der Sicherheitsebene 3. Die Ausströmrates ist hier so groß, dass das Sicherheitssystem angeregt wird.

Für Lecks und Brüche ist der untersuchte maximale Ausströmquerschnitt davon abhängig, ob für den zu betrachtenden Leitungsabschnitt der Bruchausschluss nachgewiesen ist oder nicht. Die Vorgaben für die grundsätzlich unterstellten Leckquerschnitte und Brüche sind in Anhang A2 beschrieben.

Tabelle 5.1: Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb DWR

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Be-triebs-phase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Sicherheitsebene 2					
Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr					
E2-01	Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur-/Druckabsenkung im Dampferzeuger bzw. im Primärkreislauf führt.	R	A		Hinweis: Z.B. Reglerstörungen, Ausfall Hochdruck-Vorwärmer, Fehlanregung einer Frischdampf-Umleitstation, Fehlöffnen Stützbedampfung.
E2-02	Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur-/ Druckerhöhung im Dampferzeuger bzw. im Primärkreislauf führt.	K	A-B		Hinweis: Z.B. Störungen an der Turbinenregelung, teilweises Fehlfahren von Frischdampf-Absperrarmaturen.
E2-03	Fehlerhaftes Schließen von Armaturen, das zu relevanten Änderungen im Frischdampf- oder Speisewasserdurchsatz führt.	K, B	A-B		
E2-04	Turbinenschnellschluss mit Öffnen der Umleitstation bzw. verzögertem Ausfall der Umleitstation	R, K, B	A		
E2-05	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation	R, K, B	A		
E2-06	Ausfall Hauptwärmesenke	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingung: Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.
E2-07	Lastabwurf auf Eigenbedarf	R, K, B	A		Ergänzende Randbedingung: Mit und ohne Umschaltung auf Fremdnetzversorgung.
E2-08	Ausfall einzelner Hauptspeisewasserpumpen	R, K	A		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Sekundärseitige Wärmeabfuhr – Leckagen					
E2-09	Leckage im Frischdampf- oder Speisewassersystem inklusive Dampferzeugerabschlammung innerhalb Sicherheitsbehälter	B	A-B		Hinweis: Keine Anregung des Reaktorschutzkriteriums „Differenzdruck Anlagen-/Betriebsräume zur Atmosphäre: $\Delta p_{\text{Anl-Atm}} > 30 \text{ hPa}$ “.
E2-10	Frischdampf- oder Speisewasserleckage außerhalb Reaktorgebäude (nach 1. Absperrarmatur bzw. Festpunkt)	B, S	A-B		Ergänzende Randbedingung: Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.
Durchsatzänderung im Primärkreislauf					
E2-11	Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe	R, K	A-B		
E2-12	Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen	R, K, B	A-B		
E2-13	Bruch einer Hauptkühlmittelpumpenwelle	R, K	A		Ergänzende Randbedingung: Auch das sofortige Blockieren des Laufrades ist berücksichtigt.
Druckänderung im Primärkreislauf					
E2-14	Druckabfall durch fehlerhaftes Druckhalter-Sprühen oder fehlerhaftes Öffnen von Armaturen	K	A-B		
E2-15	Druckanstieg durch fehlerhaftes Einschalten der Druckhalter-Heizung	B	A-C		
Zunahme Reaktorkühlmittelinventar					
E2-16	Fehlerhaftes Einspeisen bzw. Reduzierung der Entnahmeraten durch betriebliche Systeme oder Sicherheitssysteme	K, B	A-C		
Abnahme Reaktorkühlmittelinventar					
E2-17	Kurzzeitiges Fehlöffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils oder Druckhalter-Abblaseventils	K, B	A-C		Ergänzende Randbedingung: - Kurzfristig, so dass die Berstscheiben des Abblasebehälters intakt bleiben. - Für das Druckhalter-Sicherheitsventil sind nur die Betriebsphasen B und C berücksichtigt.
E2-18	Leckagen an Dampferzeugerheizrohren	S	A-C		Hinweis: Ereignis dient der Bestimmung der maximal zulässigen Aktivitätskonzentration im Se-

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					kundärkreislauf bei Heizrohrleckagen
E2-19	Fehler im Volumenregelsystem, die zu einer Verkleinerung des Kühlmittelinventars führen	K	A-C		
E2-20	Füllstandsabfall bei Mitte-Loop-Betrieb	K, B	C-D		
E2-21	Leckagen am Primärkreislauf und an Anschlussleitungen	B, S	A-E		
E2-22	Leckagen in Kühlern, die mit Primärkühlmittel beaufschlagt sind	B, S	A-E		
Ausfall der Nachwärmeabfuhr					
E2-23	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K, B	C-E		
E2-24	Abschaltung aller Nachkühlstränge durch fehlerhaft ausgelöste Schutzsignale	K, B	C-E		
Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung					
E2-25	Störung in der Reaktorleistungsregelung	R, K	A		
E2-26	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen	R, K	A		
E2-27	Fehleinfall bzw. Fehleinfahren eines oder mehrerer Steuerelemente	R, K	A		
E2-28	Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt (Externe Deborierung; homogen und heterogen)	R	A-E		
E2-29	Ungünstigste Fehlbeladung eines reaktivsten Brennelementes	R, K	E, A	Schutzziel R (Unterkritikalität) in Betriebsphase E Schutzziel K in Betriebsphase A	Ergänzende Randbedingung: Die Inbetriebnahme des Reaktors mit dem fehlbeladenen Brennelement ist bezüglich Schutzziel K in Betriebsphase A untersucht.
E2-30	Nichteinhaltung der Zuschaltbedingungen bei der Inbetriebnahme einer Hauptkühlmittelpumpe	R, K	A		
E2-31	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus einem anschließenden System	R	A-B		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	(z.B. Umgehung des Rekuperativ-Wärmetauschers des Volumenregelsystems)				
Störung oder Leckage in nuklearen Hilfssystemen					
E2-32	Störung oder Leckage im Abgas- und Abwasseraufbereitungssystem oder in anderen nuklearen Hilfssystemen mit radiologischen Auswirkungen	S	A-F		
E2-33	Fehlerhafter Spül- bzw. Evakuierungsbetrieb	S	C		
Ausfall in der Energieversorgung					
E2-34	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	R, K, B, S	A-E		Ergänzende Randbedingung: Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt..
Einwirkung von innen					
E2-35	Lüftungs- / Kühlungsausfall	- - -	A-E	Präzisierung der Nachweisziele: Sicherer Einschluss von Aktivitäten im Kontrollbereich (Unterdruckhaltung). Einhaltung spezifizierter Umgebungsbedingungen von Elektrotechnik- und Leittechnik-Komponenten.	Ergänzende Randbedingung: Für Lüftungs-/Kühlungseinrichtungen ist die Einhaltung der spezifizierten Umgebungsbedingungen für Elektrotechnik und Leittechnik sowie ihre Funktionsfähigkeit nachgewiesen. Für den Kontrollbereich ist zusätzlich die Einhaltung der Bedingungen für die Systemfunktionen (Temperatur max/min) und die radiologischen Überwachungsfunktionen z.B. (Druckstaffelung etc.) nachgewiesen.
Sicherheitsebene 3					
Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr					
E3-01	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckabsenkung im Dampferzeuger bzw. im Primärkreislauf führt.	R, B, S	A-C		Ergänzende Randbedingung: Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind berücksichtigt. Hinweis: Z.B. vollständiges Fehlöffnen Frischdampf-Umleitstation, Fehlöffnen von Frischdampf-Sicherheits- und Frischdampf-Abblaseregelventilen.

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					Anforderungsrelevant hinsichtlich Radiologie (da keine N16-Erkennung) in Phase B bzw. in Phase A bei niedriger Leistung. Fehlöffnen in Phase B wahrscheinlicher als in Phase A wegen Durchführung von Prüfungen.
E3-02	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckerhöhung im Dampferzeuger bzw. im Primärkreislauf führt.	K, B	A-B		Ergänzende Randbedingung: Betrachtete Fälle: z.B. zwei bis alle Frischdampf-Absperrarmaturen.
E3-03	Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung	K	A-B		
E3-04	Fehlfunktion in der Speisewasserversorgung, die zu einem unzulässigen Füllstandsanstieg im Dampferzeuger bzw. zur Überflutung der Frischdampf-Leitung führt	K	A-B		
Sekundärseitige Wärmeabfuhr – Leckstörfälle					
E3-05	Sekundärseitiges Leck bzw. sekundärseitiger Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters	R, K, B	A-C		Ergänzende Randbedingung: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2. - Bei niedrigen Sekundärkreisdrücken ist die Wirksamkeit des Ansprechens von dp/dt und/oder Druckdifferenz Sicherheitsbehälter beim zu betrachtenden Leckspektrum beachtet.
E3-06	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohrleitungen im Ringraum und in der Armaturenkammer	R, K, B, S VM	A-B	Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.4 (Modul 10).	Ergänzende Randbedingungen: - Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch im Frischdampf- bzw. Speisewassersystem berücksichtigt. - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2. Betrachtet sind insbesondere auch: - die Integrität des Sicherheitsbehälters, - redundanzübergreifende Auswirkungen

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					infolge Feuchte, Druckaufbau, Differenzdrücken, Temperatur, Strahl- und Reaktionskräften etc. sowie - die Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Strukturen des Reaktorgebäudes und der Armaturenkammer.
E3-07	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem außerhalb Reaktorgebäude (bis incl. 1. Absperrarmatur bzw. Festpunkt)	R, K, B, S	A-C		Ergänzende Randbedingungen: - Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch der Frischdampf-Leitung berücksichtigt. - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.
E3-08	Frischdampfleitungsbruch nach der ersten Absperrung mit maximalem 2F-Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingung: Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.
E3-09	Fehlöffnen eines Frischdampf- Sicherheitsventils mit 2F-Folgebruch eines Dampferzeuger-Heizrohres	R, K, B, S	A-B		
Zunahme Reaktorkühlmittelinventar					
E3-10	Fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder von Sicherheitssystemen bei Unwirksamkeit vorgesehener Begrenzungsmaßnahmen	K, B	A-C		
Abnahme Reaktorkühlmittelinventar					
E3-11	Fehlerhafter Füllstandsabfall bei Mitte-Loop-Betrieb mit Folgeausfall der Nachkühlpumpen	R, K, B	C-D	Schutzziel R betroffen wegen Reflux-Condenser-Mode in Phase C. Schutzziel B ist relevant für Betriebsphase C (Primärkreislauf geschlossen)	
Ausfall der Nachwärmeabfuhr					
E3-12	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K, B	C-E		Ergänzende Randbedingung: Im Gegensatz zum Ereignis E2-23 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlers gemäß "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwer-

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Be- triebs- phase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					ke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10).
Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung					
E3-13	Fehlerhaftes Ausfahren des wirksamsten Steuerelements bzw. Steuerelementgruppe mit Ausfall der Begrenzungseinrichtungen	R, K	A		
E3-14	Auswurf des wirksamsten Steuerelements	R, K	A		Hinweis: Siehe auch "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns" (Modul 2), Ziffer 6.3 (6).
E3-15	Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelement	R VM	E	Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.3 (Modul 10).	
E3-16	Absturz eines Brennelements auf den Reaktorkern	R	E		Ergänzende Randbedingung: Unterkritikalitätsnachweis bei auf dem Kern liegendem Brennelement
E3-17	Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt, mit Ausfall der Begrenzungen bzw. vorgelagerter Maßnahmen (Externe Deborierung; homogen und heterogen)	R, K VM	A-E	Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.1 (Modul 10).	Ergänzende Randbedingungen: Dabei sind berücksichtigt: - Fehlerhaftes Befüllen von Behältern, - Eintrag aus anschließenden Systemen über Wärmetauscher-Rohre, Dichtungen und/oder Armaturensitzleckagen und - Fehleinspeisen in den Primärkreislauf - Speisewassereintrag während des Abfahrens unter Notstrombedingungen nach Dampferzeugerheizrohr-Bruch. Es ist nachgewiesen, dass Änderungen der Reaktivität infolge von Deionateintrag in den Reaktorkühlkreislauf auf solche Werte be-

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					<p>grenzt bleiben, bei denen</p> <ul style="list-style-type: none"> - bei einem anfänglich kritischen Reaktor das sicherheitstechnische Nachweisziel für den Reaktivitätsstörfall gemäß Tabelle 3.1b und - bei einem anfänglich unterkritischen Reaktor der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität gemäß Tabelle 3.1a eingehalten werden.
E3-18	Bildung unterborierter Bereiche im Primärkreislauf (Interne Deborierung)	R. K VM	A-C	<p>Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.1 (Modul 10).</p>	<p>Ergänzende Randbedingungen: Mögliche Quellen der Bildung von unterborierten Bereichen sind untersucht. Ursachen können z. B. sein:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Reflux-Condenser-Betrieb nach kleinem Leckstörfall unter Berücksichtigung der eingefahrenen Steuerelemente (unter Beachtung von Modul 1, Ziffer 3.7 (6)) und der zeitabhängigen Xenonkonzentration sowie - Abfahren mit 3 Kreisläufen und sekundärseitig isoliertem Dampferzeuger sowie Einspeisung des nicht aufborierten Kreislaufs nach Wiedereinsetzen des Naturumlaufs. - VM nur hinsichtlich der Unterbindung der Zuschaltung von Hauptkühlmittelpumpen während bzw. nach Reflux-Condenser-Betrieb. - Es ist nachgewiesen, dass Änderungen der Reaktivität infolge von Deionateintrag in den Reaktorkühlkreislauf auf solche Werte begrenzt bleiben, bei denen bei einem anfänglich unterkritischen Reaktor der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität gemäß Tabelle 3.1a eingehalten wird.

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-19	Unterkühlungstransienten durch Frischdampf-/Speisewasserleck/-bruch	R, K	A	Präzisierung der Nachweiskriterien: Wiederkritischwerden bei Lecks in der Frischdampfleitung $\geq 0,1$ F zulässig, sofern die Kriterien für die Kühlung der Brennelemente eingehalten werden.	
Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters					
E3-20	Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingungen: <ul style="list-style-type: none"> - Reflux-Condenser-Mode ist berücksichtigt (siehe E3-18). - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2. - Nachweis umfasst auch: "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10). Hinweis: Charakteristisches Merkmal: Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung notwendig.
E3-21	Mittleres Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $\leq 0,1F$)	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingung: <ul style="list-style-type: none"> - Zu den Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und den erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A2. - Nachweis umfasst auch: "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10). Hinweis: Charakteristisches Merkmal für das mittlere

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					Leck: Wärmeabfuhr über Leck ausreichend => Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung nicht generell notwendig.
E3-22	Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt > 0,1F)	R, K, B, S	A-B	Präzisierung der Nachweiskriterien: Unterkritikalität kurzfristig ohne Kreditnahme der Steuerelemente, sofern der Nachweis der Wirksamkeit der Steuerelemente nicht geführt ist, und langfristig ohne Kreditnahme der Steuerelemente.	Ergänzende Randbedingungen: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2. - Der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittleitung („2F-Bruch“) bestimmt die Dimensionierung des Not- und Nachkühlsystems, die Druckauslegung des Sicherheitsbehälters, die Auslegung der Pumpenschwungräder gegen Versagen infolge Überdrehzahl und die Störfallfestigkeit aller zur Störfallbeherrschung erforderlichen sicherheitstechnisch relevanten Komponenten im Sicherheitsbehälter. - Nachweis umfasst auch: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).
E3-23	Leck am Anschlussstutzen der Hauptkühlmittleitung am Reaktordruckbehälter	K	A-B		Ergänzende Randbedingungen: - Es ist nachgewiesen, dass unzulässige Auswirkungen auf die baulichen Strukturen der Reaktorgrube sowie auf die Verankerungen des Reaktordruckbehälters ausgeschlossen sind. - Ferner sind die Folgen des Ereignisses hinsichtlich einer ausreichenden Kühlmittelüberdeckung der Sumpfansaugeleitungen bei berücksichtigtem Totraumvolumen der Reaktorgrube berücksichtigt.
E3-24	„20 cm ² “-Leck am Reaktordruckbehälter unterhalb der Kernoberkante	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingungen: Die Leckfläche von 20 cm ² ist auslegungsrelevant für die Abströmungsbedingungen am biologischen Schild und dem Erhalt seiner

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					sicherheitstechnischen Funktion.
E3-25	Leck im Reaktordruckbehälter Deckelbereich	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingungen: <ul style="list-style-type: none"> - Bei der Beherrschung des Ereignisses ist insbesondere auch nachgewiesen, dass der ausreichende Abfluss des Kühlmittels in den Sicherheitsbehältersumpf auch unter Berücksichtigung der routinemäßigen Betriebsvorgänge im und nach Anlagenstillständen gewährleistet ist. - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.
E3-26	Leck durch Instandhaltungs- oder Schaltungsfehler am Primärkreislauf	K, B, S	C-E		Ergänzende Randbedingungen: <ul style="list-style-type: none"> - Die Leckgröße ist bestimmt durch den größten freien Querschnitt in den Systemanschlussleitungen an den Primärkreislauf bzw. seiner Komponenten (z.B. Mannlöcher etc.). - In der Analyse ist berücksichtigt, dass bei Eintritt des Störfalls ein Brennelement in der ungünstigsten Position transportiert wird. Nachweiskriterium ist dabei die Erhaltung der Integrität des Hüllrohres. - Anforderung an die Notkühlwirksamkeit; die eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen (z.B. Reaktorschutz) ist berücksichtigt.
E3-27	Fehlöffnen und/oder Offenbleiben eines Druckhalter-Sicherheitsventils oder Druckhalter-Abblaseventils z.B. bei Funktionsprüfungen	K, B	B-C		Ergänzende Randbedingungen: <p>Die eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen (z.B. Reaktorschutz) ist berücksichtigt.</p>
E3-28	Versagen eines Dampferzeuger-Heizrohres (größer als betrieblich zulässige Leckagen und bis maximal 2F)	K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingungen: <p>Das Ereignis wird mit und ohne Anregung des Reaktorschutz-Grenzwertes der Frischdampf-Aktivität untersucht. Ohne Anregung z.B. bei kleiner thermischer Leistung, Nulllast oder 3- bzw. 2-Loop-Betrieb.</p>
Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters					

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Be- triebs- phase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-29	Leck im Nachkühlsystem im Ringraum während des Nachwärmeabfuhrbetriebs	K, B, S	C-E		Ergänzende Randbedingungen: Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-30	Leck / Bruch in Primärkühlmittel führenden Wärmetauschern bei Anforderung	K, B, S	A-E		Ergänzende Randbedingungen: Leckgröße: bis 2F eines Wärmetauscher-Rohres.
E3-31	Kühlmittelverlust aus dem Sicherheitsbehälter über Systeme, die an die Druckführende Umschließung angeschlossen sind	K, B, S	A-C		
E3-32	Lecks an Systemen mit Überflutungspotential im Ringraum	R, K, B, S	A-E		Ergänzende Randbedingungen: - Es sind alle relevanten Quellen aus Lecks und Behälterversagen an im Ringraum befindlichen Systemen und Einrichtungen insbesondere der Sumpfansaugleitung aus dem Sicherheitsbehälter berücksichtigt. - Ferner sind die besonderen Randbedingungen im Rahmen von Instandhaltungsmaßnahmen berücksichtigt (siehe auch „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, Abschnitt 2.2.2 (Modul 10)).
Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen					
E3-33	Leck im Volumenregelsystem außerhalb des Sicherheitsbehälters	S	A-F		Ergänzende Randbedingungen: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2. - Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-34	Leck in einer Primärkühlmittel führenden Messleitung im Ringraum	S	A-F		Ergänzende Randbedingung: Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-35	Leck / Bruch in einer Rohrleitung oder Bruch eines Filters des Abgas- bzw. Gasaufbereitungssystems	S	A-F		
E3-36	Leck eines Behälters mit aktivem Medium	S	A-F		Ergänzende Randbedingungen: Der Behälter mit dem größten radiologischen Gefährdungspotential ist identifiziert.

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Ausfall in der Energieversorgung					
E3-37	Notstromfall länger als 2 Stunden	R, K, S	A-E		Ergänzende Randbedingungen: Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.
Einwirkung von innen					
E3-38	Anlageninterner Brand mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.1 (Modul 10).
E3-39	Anlageninterner Brand einschließlich Filterbrand sowie Explosion	S	A-F		Ergänzende Randbedingung: Untersucht sind Brände bzw. Explosionen an Komponenten bzw. in Systembereichen mit hohem Aktivitäts-Freisetzungspotential.
E3-40	Anlageninterne Überflutung	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.2 (Modul 10).
E3-41	Absturz und Anprall von Lasten mit potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).
E3-42	Bruch eines Steuerelementstutzens bzw. Steuerelementauswurf	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingungen: Es ist zusätzlich zur Beherrschung des dadurch ausgelösten Leckstörfalls nachgewiesen, dass beim Auswurf eines Steuerelements der Sicherheitsbehälter nicht unzulässig beschädigt wird. Ferner ist nachgewiesen, dass an benachbarten Antrieben keine Folgeschäden auftreten, die die Funktionssicherheit anderer Steuerelemente beeinträchtigen. Wenn ein Folgeschaden nicht ausge-

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					geschlossen werden kann, ist nachgewiesen, dass auch dann die Nachweiskriterien eingehalten werden.
E3-43	Komponentenversagen mit potentiellen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung bei druckführenden Komponenten enthält Anhang A2. - siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.3 (Modul 10).
E3-44	Elektromagnetische Einwirkungen von innen (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.5 (Modul 10).
E3-45	Kollision von Fahrzeugen mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen, Strukturen und Komponenten auf dem Anlagengelände	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.6 (Modul 10).
E3-46	Anlageninterne Explosionen, einschließlich Radiolysegasexplosionen in Systemen und Komponenten	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8 (Modul 10).
Einwirkung von außen					
E3-47	Erdbeben (einschließlich Folgewirkungen)	S, Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: - Unterstellt wird das Versagen des Behälters, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert. - siehe "Sicherheitsanforderungen für Kern-

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					kraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3.2 (Modul 10).
E3-48	Extreme standortabhängige Einwirkungen wie hohe/niedrige Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und andere ggf. standortspezifische Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, Schlammlawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen im Kühlwasser (bspw. Muschelbewuchs, Quallen)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3 (Modul 10).
E3-49	Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut, Schiffsunfälle	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.1 (Modul 10).
E3-50	Elektromagnetische äußere Einwirkungen (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.2 (Modul 10).
Sicherheitsebene 4					
Sicherheitsebene 4a					
Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)					
E4a-01	Ausfall der Hauptwärmesenke, z.B. durch Verlust des Kondensatorvakuaums oder Schließen der Frischdampfschieber, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung.	R, K, B	A		
E4a-02	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A		
E4a-03	Maximaler Anstieg der Dampfenahme,	R, K, B	A		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	z.B. durch Öffnen der Umleitstation oder der Frischdampfsicherheitsventile				
E4a-04	Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	R, K, B	A		
E4a-05	Maximale Reduzierung des Kühlmitteldurchsatzes	R, K, B	A		
E4a-06	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Vollast und „heiß unterkritisch“	R, K, B	A		
E4a-07	Druckentlastung durch unbeabsichtigtes Öffnen eines Druckhaltersicherheitsventils	R, K, B	A		
E4a-08	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung.	R, K, B	A		
Einwirkung von außen					
E4a-09	Funktionsausfall der Warte	R, K, B	A-F		
E4a-10	Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder von benachbarten Anlagen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.7 (Modul 10).
E4a-11	Flugzeugabsturz	Auslegungsanforderung	A-F		
E4a-12	Anlagenexterne Explosion, anlagenexterner Brand	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.2 und 3.2.1.3 (Modul 10).
E4a-13	Eindringen gefährlicher Stoffe	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen An-

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Be- triebs- phase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					lagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.4 (Modul 10).

Tabelle 5.2: Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb SWR

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Be- triebs- phase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Sicherheitsebene 2					
Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr					
E2-01	Fehlfunktionen im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur bzw. Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem führen.	K	A-B		Ergänzende Randbedingungen: Auswirkung auf Stabilität des Kerns ist berücksichtigt. Hinweis: Z.B. Reglerstörung, Ausfall Hochdruck- Vorwärmer, Fehlanregung einer Frischdampf-Umleitstation, Fehlöffnen Stützbedampfung.
E2-02	Fehlfunktionen im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckerhöhung im Reaktorkühlsystem führen.	R, K	A-B		Hinweis: - Z.B. Störung an der Turbinenregelung, fehlerhaftes Schließen einzelner Armaturen. - Anforderung an die Druckregelung, speziell der Frischdampf-Umleitstation.
E2-03	Turbinenschnellschluss mit Öffnen der Umleitstation bzw. mit verzögertem Ausfall der Umleitstation	R, K, B	A		
E2-04	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation	R, K, B	A		
E2-05	Ausfall Hauptwärmesenke	R, K, B	A-B		
E2-06	Lastabwurf auf Eigenbedarf	R, K B	A		Ergänzende Randbedingung: Mit und ohne Umschaltung auf Fremdnetzversorgung.
E2-07	Ausfall einer Hauptspeisewasserpumpe	R, K	A-B		
E2-08	Ausfall aller Hauptspeisewasserpumpen	R, K	A-B		

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Durchsatzänderung im Reaktorkühlsystem					
E2-09	Ausfall einzelner / mehrerer / aller Zwangsumwälzpumpen	R, K	A-B		Ergänzende Randbedingungen: Auswirkung auf Stabilität des Kerns ist berücksichtigt.
Zunahme Reaktorkühlmittelinventar					
E2-10	Fehler in der Füllstandhaltung oder bei der Abfuhr von Überschusswasser oder fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder Sicherheitssysteme	R, B	A-C		Hinweis: Anforderungen an die Füllstandsbegrenzung. Vermeidung eines Wassereintrags in die Frischdampf-Leitung.
E2-11	Fehlerhaftes Einspeisen mit einem Strang der Flutsysteme	---	D	Präzisierung des Nachweiszieles: Langfristige Sicherstellung des Kühlmittelinventars.	Ergänzende Randbedingungen: - Anforderungen an Prozeduren. - Relevant nur in Betriebsphase D wegen Überspeisung des Reaktordruckbehälters bei nicht gesetztem Flutkompensator.
Abnahme Reaktorkühlmittelinventar					
E2-12	Leckage im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb Sicherheitsbehälter	S	A-B		
E2-13	Leckage im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb Reaktorgebäude	S	A-B		
E2-14	Leckage im Frischdampf- oder Speisewassersystem im Maschinenhaus	S	A-B		
E2-15	Leckage in mit Reaktorkühlmittel beaufschlagten Kühlern	S	A-E		Hinweis: Anforderungen an die Überwachung.
E2-16	Leckage an Anschlussleitungen des Reaktorkühlsystems innerhalb des Sicherheitsbehälters	---	A-C	Präzisierung des Nachweiszieles: Leckageerkennung	Hinweis: Anforderungen an die Überwachung.
E2-17	Leckage durch Instandhaltungsarbeiten am Reaktordruckbehälter-Boden	K	E		Hinweis: - Anforderung an Prozeduren. - Grenze: Leckage ist betrieblich überspeisbar.

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Ausfall der Nachwärmeabfuhr					
E2-18	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K, B	C-E		
E2-19	Abschaltung aller Nachkühlstränge durch Druckanstieg oder Füllstandabfall	K, B	C-E		
Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung					
E2-20	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerstäben oder Steuerstabgruppen	R, K	A		
E2-21	Fehleinschießen bzw. Fehleinfahren eines Steuerstabs	K	A		
E2-22	Fehlerhaftes Sammeleinfahren bei hoher Leistung	R, B	A		
E2-23	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung oder durch fehlerhaftes Einspeisen von betrieblichen Systemen bzw. Sicherheitssystemen (Unterkühlungstransiente)	R, K	A		Ergänzende Randbedingungen: Auswirkung auf Stabilität des Kerns ist beachtet.
E2-24	Störungen in der Reaktorleistungsregelung	R, K	A		
E2-25	Ungünstigste Fehlbeladung eines reaktiven Brennelementes	R, K	E, A	Schutzziel R (Unterkritikalität) in Betriebsphase E Schutzziel K in Betriebsphase A	Ergänzende Randbedingungen: Die Inbetriebnahme des Reaktors mit dem fehlbeladenen Brennelement ist bezüglich Schutzziel K in Betriebsphase A untersucht.
E2-26	Fehlerhaftes Hochlaufen der Zwangsumwälzpumpen	R, K	A-B		Ergänzende Randbedingung: Anstieg der Drehzahl der Pumpen von der Mindestdrehzahl mit maximalem Drehzahlgradienten.
Störung oder Leckage in nuklearen Hilfssystemen					
E2-27	Störung oder Leckage im Abgas- und Abwasseraufbereitungssystem oder in anderen nuklearen Hilfssystemen mit radiologischen	S	A-F		

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	Auswirkungen				
E2-28	Fehlerhafter Spül- bzw. Evakuierungsbetrieb	S	C		
Ausfall in der Energieversorgung					
E2-29	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	R, K, B, S	A-E		
Einwirkung von innen					
E2-30	Lüftungs- / Kühlungsausfall	- - -	A-E	Präzisierung der Nachweisziele: Sicherer Einschluss von Aktivitäten im Kontrollbereich (Unterdruckhaltung). Einhaltung spezifizierter Umgebungsbedingungen von Elektrotechnik- und Leittechnik-Komponenten.	Ergänzende Randbedingungen: - Für Lüftungs-/Kühlungseinrichtungen ist die Einhaltung der spezifizierten Umgebungsbedingungen für Elektrotechnik und Leittechnik sowie ihre Funktionsfähigkeit nachgewiesen. - Für den Kontrollbereich ist zusätzlich die Einhaltung der Bedingungen für die Systemfunktionen (Temperatur max/min) und die radiologischen Überwachungsfunktionen z.B. (Druckstaffelung etc.) nachgewiesen.
Sicherheitsebene 3					
Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr					
E3-01	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem führt.	R, K	A-B		Hinweis: Z.B. vollständiges Fehlöffnen Frischdampf-Umleitstation, Fehlöffnen von Sicherheits- und Entlastungsventilen.
E3-02	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckerhöhung im Reaktorkühlsystem führt.	R, K, B	A-B		Hinweis: Z.B. fehlerhaftes Schließen aller Frischdampf-Absperrarmaturen.
E3-03	Ausfall eines Hochdruck-Einspeisestranges nach Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen	R, K	A		

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Zunahme Reaktorkühlmittelinventar					
E3-04	Fehlfunktion mit Anstieg des Füllstands im Reaktordruckbehälter oder fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder durch Sicherheitssysteme und Unverfügbarkeit von Begrenzungseinrichtungen	R, B	A-C		
Abnahme Reaktorkühlmittelinventar					
E3-05	Fehlerhafter Abfall des Füllstands im Reaktordruckbehälter mit Folge des Abschaltens der Nachkühlpumpen	K	C-D		
Ausfall der Nachwärmeabfuhr					
E3-06	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K, B	C-E		Ergänzende Randbedingungen: Im Gegensatz zum Ereignis E2-18 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlers gemäß "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10).
Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung					
E3-07	Unbeabsichtigte Reaktivitätszufuhr durch Ausfall der Hochdruck-Vorwärmer und Nichtverfügbarkeit von Begrenzungen	R, K	A		
E3-08	Ausfahren des wirksamsten Steuerstabs bzw. der wirksamsten Steuerstabgruppe mit Ausfall der Begrenzungen	R, K	A		
E3-09	Auswurf des wirksamsten Steuerstabs	R, K	A		Hinweis: Siehe auch "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns" (Modul 2), Ziffer 6.3 (6).
E3-10	Herausfallen des wirksamsten Steuerstabs	R, K	A		Ergänzende Randbedingungen: Herausfallen über die Länge eines Klinkenabstands.

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-11	Absturz eines Brennelements in den Reaktorkern während des Brennelementwechsels (SWR)	R, K VM	E	Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderung an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlageanteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.2 (Modul 10).	
E3-12	Absturz eines Brennelements auf den Reaktorkern	R	E		Ergänzende Randbedingungen: Unterkritikalitätsnachweis bei auf dem Kern liegendem Brennelement.
E3-13	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens	R, K VM	E	Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlageanteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.2 (Modul 10).	
E3-14	Fehlerhaftes Ausfahren eines Steuerstabs beim Abschaltsicherheitstest	R, K	E		
E3-15	Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelement	R VM	E	Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlageanteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.3 (Modul 10).	

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-16	Nuklear-thermohydraulische Instabilität	R, K	A		Ergänzende Randbedingung: - Gleich- und gegenphasige Schwingungen sind analysiert. - Die Randbedingungen der möglichen einleitenden Ereignisse sind berücksichtigt.
E3-17	Fehlerhaftes Hochlaufen der Zwangsumwälzpumpen	R, K	A		Ergänzende Randbedingungen: Hochlaufen der Pumpen von Minstdrehzahl mit maximalem Drehzahlgradienten ohne Berücksichtigung von Begrenzungen
Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters, nicht absperrbar					
E3-18	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $\leq 0,1F$ der Frischdampf-Leitung)	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingungen: - Betrachtet sind neben FD- und Speisewasserleitungen auch alle anderen Kühlmittel führenden Systeme. - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2. - Nachweis umfasst auch: "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).
E3-19	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $> 0,1 F$ der Frischdampf-Leitung)	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingung: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2. - Der doppelendige Bruch der Frischdampfleitung („2F-Bruch“) bestimmt die Dimensionierung des Druckabbausystems, der für Abschaltung und Kernkühlung notwendigen Reaktordruckbehälter-Einbauten und des Not- und Nachkühlsystems sowie die Druckauslegung des Sicherheitsbehälters und die Störfallfestigkeit aller zur Ereignis-

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					beherrschung erforderlichen sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen und Komponenten. - Nachweis umfasst auch: "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).
E3-20	„80 cm ² “-Leck am Reaktordruckbehälter-Boden	R, K, B, S	A-B		
E3-21	Leck durch Instandhaltungs- oder Schaltungsfehler am Reaktorkühlsystem	K	C-E		Ergänzende Randbedingungen: - Angenommen wird ein maximales Leck infolge von Instandhaltungs-/ Schaltungsarbeiten. Die Leckgröße wird bestimmt durch den größten freien Querschnitt in den System-Anschlussleitungen an das Reaktorkühlsystem. - In der Analyse ist berücksichtigt, dass bei Eintritt des Störfalls ein Brennelement in der ungünstigsten Position transportiert wird. Nachweiskriterium ist dabei die Integrität des Hüllrohres. Hinweis: Hieraus können sich ggf. Anforderungen an die Sumpffunktion des Sicherheitsbehälter ergeben (Schleusen geschlossen)
E3-22	Leck am Flutkompensator	K, S	D-E		Ergänzende Randbedingung: - Angenommen wird der konstruktiv freilegbare Leckquerschnitt bei Dichtungsversagen. - Anforderung an die Herstellung der Sumpffunktion und Prozeduren.
E3-23	Leck am Boden des Reaktordruckbehälters - durch fehlerhaftes Ziehen einer Pumpenwelle oder	K, S	E		Hinweis: Ggf. temporäre Anforderung an die Sumpf-

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	- durch Arbeiten an Steuerstabantrieben oder Messlanzen				funktion des Sicherheitsbehälters bis die zuverlässige Funktion der Absperreinrichtung festgestellt ist (Schleusen geschlossen).
E3-24	Dichtheitsverlust zwischen Druck- und Kondensationskammer	R, K, B, S VM	A-B	Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.5 (Modul 10).	
Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters					
E3-25	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohrleitungen zwischen Sicherheitsbehälter und erster Absperrmöglichkeit außerhalb des Sicherheitsbehälters	R, K, B, S VM	A-B	Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.4 (Modul 10).	Ergänzende Randbedingungen: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2. Betrachtet sind insbesondere auch: - die Integrität des Sicherheitsbehälters, - redundanzübergreifende Auswirkungen infolge Feuchte, Druckaufbau, Differenzdrücken, Temperatur, Strahl- und Reaktionskräften etc. sowie - die Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Strukturen des Reaktorgebäudes.
E3-26	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb des Maschinenhauses	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingung: Zu den Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A2.
E3-27	Leck/Bruch an einer Reaktorkühlmittel führenden Messleitung im Reaktorgebäude	S	A-C		Ergänzende Randbedingungen: - 2F-Bruch einer 30 min lang nicht absperbaren Messleitung im Reaktorgebäude. - Die ungünstigste Betriebsphase ist hinsich-

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					tlich der Radiologie untersucht (Spiking-Effekt).
E3-28	Leck / Bruch im Reaktorwasserreinigungssystem im Reaktorgebäude	S	A-E		Ergänzende Randbedingung: Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-29	Leck / Bruch in mit Reaktorkühlmittel beaufschlagten Kühlern bei Anforderung	B, S	A-E		
E3-30	Leck aus der Kondensationskammer	K, B	A-B		Ergänzende Randbedingung: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2. - Das Ereignis ist relevant für den Übergang auf geschlossenes Nachkühlen sowie Überflutung des Reaktorgebäudes.
E3-31	Leck im Druckentlastungsrohr der Kondensationskammer	K, B, S	A-B		
E3-32	Leck / Bruch im Schnellabschaltsystem im Reaktorgebäude	R, B	A		Hinweis: Anforderung an die Auslegung des Schnellabschaltsystems.
E3-33	Leck im Nachkühlsystem im Reaktorgebäude während des Nachwärmeabfuhrbetriebs	K, B, S	C-E		Ergänzende Randbedingungen: Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-34	Kühlmittelverlust aus dem Sicherheitsbehälter über die an die druckführende Umschließung angeschlossenen Systeme	B, S	A-C		
Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen					
E3-35	Leck/Bruch in einer Rohrleitung oder Bruch eines Filters des Abgas- bzw. Gasaufbereitungssystems	S	A-F		
E3-36	Leck eines Behälters mit aktivem Medium	S	A-F		Hinweis: Der Behälter mit dem größten radiologischen Gefährdungspotential ist identifiziert.
Ausfall in der Energieversorgung					
E3-37	Notstromfall länger als 2 Stunden	R, K, S	A-E		
Einwirkung von innen					

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-38	Anlageninterner Brand mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.1 (Modul 10).
E3-39	Anlageninterner Brand einschließlich Filterbrand sowie Explosion	S	A-F		Ergänzende Randbedingung: Untersucht ist der Brand an Komponenten bzw. in Systembereichen mit hohem Aktivitäts-Freisetzungspotential.
E3-40	Anlageninterne Überflutung	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.2 (Modul 10).
E3-41	Absturz und Anprall von Lasten mit potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).
E3-42	Bruch eines Steuerstabstutzens bzw. Steuerstabauswurf.	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingungen: Es ist zusätzlich zur Beherrschung des dadurch ausgelösten Leckstörfalls nachgewiesen, dass beim Auswurf eines Steuerstabs der Sicherheitsbehälter nicht unzulässig beschädigt wird. Ferner ist nachgewiesen, dass an benachbarten Antrieben keine Folgeschäden auftreten, die die Funktionssicherheit anderer Steuerstäbe beeinträchtigen. Wenn ein Folgeschaden nicht ausgeschlossen werden kann, ist nachgewiesen, dass auch dann die Nachweiskriterien eingehalten werden.
E3-43	Komponentenversagen mit potentiellen	Auslegungsan-	A-F		Ergänzende Randbedingung:

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	Beeinträchtigungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen	forderung			<ul style="list-style-type: none"> - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung bei druckführenden Komponenten enthält Anhang A2. - siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.3 (Modul 10).
E3-44	Elektromagnetische Einwirkungen von innen (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.5 (Modul 10).
E3-45	Kollision von Fahrzeugen mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen, Strukturen und Komponenten auf dem Anlagengelände	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.6 (Modul 10).
E3-46	Anlageninterne Explosionen, einschließlich Radiolysegasexplosionen in Systemen und Komponenten	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8 (Modul 10).
Einwirkung von außen					

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-47	Erdbeben (einschließlich Folgewirkungen)	S, Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: - Unterstellt wird das Versagen des Behälters, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert. - siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3.2 (Modul 10).
E3-48	Extreme standortabhängige Einwirkungen wie hohe/niedrige Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und andere ggf. standortspezifische Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, Schlamm-lawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen im Kühlwasser (bspw. Muschelbewuchs, Quallen)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3 (Modul 10).
E3-51	Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut, Schiffsunfälle	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.1 (Modul 10).
E3-52	Elektromagnetische äußere Einwirkung (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.2 (Modul 10).

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Sicherheitsebene 4					
Sicherheitsebene 4a					
Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)					
E4a-01	Ausfall der Hauptwärmesenke, z.B. durch Verlust des Kondensatorvakuums oder Schließen der Frischdampf-Umleitstation, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung.	R, K, B	A		Hinweis: Für ATWS Ereignisse wird angenommen, dass der Mutternachlauf für die Steuerstäbe wirksam ist.
E4a-02	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A		
E4a-03	Maximaler Anstieg der Dampfantnahme, z.B. durch Öffnen der Umleitstation oder der Sicherheits- und Entlastungsventile	R, K, B	A		
E4a-04	Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	R, K, B	A		
E4a-05	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerstäben oder Steuerstabgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Volllast und heißer Bereitschaftszustand	R, K, B	A		
E4a-06	Maximaler Abfall der Speisewassertemperatur.	R, K, B	A		
E4a-07	Durchdringungsabschluss bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A		
E4a-08	Durchdringungsabschluss bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A		
E4a-09	Maximaler Anstieg des Speisewasserdurchsatzes	R, K, B	A		
E4a-10	Hochfahren der Umwälzpumpen mit maximaler Stellgeschwindigkeit	R, K, B	A		
Einwirkung von außen					
E4a-11	Funktionsausfall der Warte	R, K, B	A-F		
E4a-12	Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder	Auslegungsan-	A-F		Ergänzende Randbedingung:

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	von benachbarten Anlagen	forderung			siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.7 (Modul 10).
E4a-13	Flugzeugabsturz	Auslegungsanforderung	A-F		
E4a-14	Anlagenexterne Explosion, anlagenexterner Brand	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.2 und 3.2.1.3 (Modul 10).
E4a-15	Eindringen gefährlicher Stoffe	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.4 (Modul 10).

Tabelle 5.3: Ereignisliste Brennelement-Lagerbecken DWR und SWR

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Be-tri-eb-s-phase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Sicherheitsebene 2					
Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken					
E2-01	Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges bzw. ungeplante kurzzeitige (max. 30 min) Unterbrechung der gesamten Wärmeabfuhr	K	A-F		
Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken					
E2-02	Leckage aus dem Brennelement- Lagerbecken oder an seinen Kühl- und Reinigungssystemen	K	A-F		
Ausfall in der Energieversorgung					
E2-03	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	K	A-F		
Reaktivitätsänderungen im Brennelement-Lagerbecken					
E2-04	Störungen in der Borkonzentration (nur DWR)	R	A-F		Hinweis: Nur relevant bei Borkredit in der Lagerauslegung.
E2-05	Ungünstigste Fehlbelegung des Brennelement-Lagerbeckens bzw. des Transport- und Lagerbehälters mit einem reaktivsten Brennelement	R	A-F		Hinweis: Relevant für Mehrzonenlager.
Sicherheitsebene 3					
Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken					
E3-01	Längerfristiger Ausfall (> 30 min.) zweier Stränge der Brennelement- Lagerbeckenkühlung	K	A-F		Ergänzende Randbedingungen: Bei der Nachweisführung wird von Karenzzeiten und Instandsetzungsmöglichkeiten Kredit genommen.

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken					
E3-02	Leck am Brennelement-Lagerbecken oder an einer Anschlussleitung (Leckquerschnitt \leq DN 50)	K, B	A-F		
E3-03	Leck am Reaktorbecken bei geöffnetem Beckenschütz	K, B	E		
E3-04	Absturz und Anprall von Lasten mit potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).
E3-05	Internes Leck in Kühlmittel führenden Wärmetauschern des Brennelement-Lagerbeckens	K, B, S	A-F		
Ausfall in der Energieversorgung					
E3-06	Notstromfall länger als 2 Stunden	K, S	A-F		
Reaktivitätsänderungen im Brennelement-Lagerbecken					
E3-07	Wasser-/Dampfeinbruch im Brennelement-Trockenlager	R, B	A-F	Präzisierung der Nachweiskriterien: $k_{\text{eff}} < 0,98$	
E3-08	Geometrieänderungen durch Erdbeben (Brennelement-Lagerbecken, Brennelement-Trockenlager)	R, K, B	A-F		
E3-09	Absturz eines Brennelements in das Brennelement-Lagerbecken	R	A-F		Ergänzende Randbedingung: Ein abgestürztes Brennelement liegt auf den Lagerstellen bzw. steht direkt neben einem Lagergestell.
E3-10	Fehlbelegung des Mehrzonen-Brennelementlagerbeckens mit mehr als einem Brennelement	R VM	A-F	Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Be-	

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
				trieb von baulichen Anlagen- teilen, Systemen und Kom- ponenten", Abschnitt 4.2.3 (Modul 10).	
E3-11	Borverdünnung im Brennelement- Lagerbecken (nur DWR)	R	A-F		Hinweis: Nur relevant bei Inanspruchnahme des Bor- credits in der Beckenauslegung.
Ereignis bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen und schweren Lasten					
E3-12	Brennelementbeschädigung bei der Hand- habung	S	A-F		Ergänzende Randbedingung: Angenommen wird die Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes. Hinweis: Die Analyse dient dem Nachweis, dass bei Freisetzung von Radionukliden im Sicher- heitsbehälter ohne Kühlmittelverlust die re- sultierende Freisetzung in die Umgebung hinreichend begrenzt ist.
E3-13	Absturz des Brennelement- Transportbehäl- ters	Auslegungsan- forderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kern- kraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen An- lagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).
E3-14	Absturz schwerer Lasten einschließlich Brennelement-Transportbehälter auf das Brennelement-Lagerbecken	Auslegungsan- forderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kern- kraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen An- lagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).
Einwirkung von innen					
E3-15	Anlageninterner Brand mit redundanzüber- greifenden Auswirkungen	Auslegungsan- forderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kern- kraftwerke: Anforderungen an die Auslegung

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.1 (Modul 10).
E3-16	Anlageninterner Brand einschließlich Filterbrand sowie Explosionen	S	A-F		Ergänzende Randbedingungen: Untersucht sind Brände an Komponenten bzw. in Systembereichen mit hohem Aktivitäts-Freisetzungs-potential.
E3-17	Anlageninterne Überflutung	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.2 (Modul 10).
E3-18	Komponentenversagen mit potentiellen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung bei druckführenden Komponenten enthält Anhang A2. - siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.3 (Modul 10).
E3-19	Elektromagnetische innere Einwirkung (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.5 (Modul 10).
E3-20	Kollision von Fahrzeugen mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen, Strukturen und Komponenten auf dem Anlagengelände	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.6 (Modul 10).

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-21	Anlageninterne Explosionen, einschließlich Radiolysegasexplosionen in Systemen und Komponenten	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8 (Modul 10).
Einwirkung von außen					
E3-22	Erdbeben (einschließlich Folgewirkungen)	S	A-F		Ergänzende Randbedingung: - Unterstellt wird das Versagen des Behälters, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert. - siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3.2 (Modul 10).
E3-23	Extreme standortabhängige Einwirkungen wie hohe/niedrige Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und andere ggf. standortspezifische Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, Schlamm-lawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen im Kühlwasser (bspw. Muschelbewuchs, Quallen)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3 (Modul 10).
E3-24	Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut, Schiffsunfälle	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.1 (Modul 10).
E3-25	Elektromagnetische äußere Einwirkungen (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen An-

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					lagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.2 (Modul 10).
Sicherheitsebene 4					
Sicherheitsebene 4a					
Einwirkung von außen					
E4a-01	Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder von benachbarten Anlagen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.7 (Modul 10).
E4a-02	Flugzeugabsturz	Auslegungsanforderung	A-F		
E4a-03	Anlagenexterne Explosion, anlagenexterner Brand	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.2 und 3.2.1.3 (Modul 10).
E4a-04	Eindringen gefährlicher Stoffe	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.4 (Modul 10).

Anhang A1: Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen

Hinweis

Den in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1) definierten Sicherheitsebenen sind in den vorliegenden Listen Ereignisse zugeordnet. Die Anforderungen in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) beziehen sich auf diese den verschiedenen Sicherheitsebenen zugeordneten Ereignisse. Demgegenüber werden in den KTA-Regeln Lastfälle bzw. Lastfallklassen (diese sind Dimensionierungs- bzw. Auslegungsfälle, Montagefälle, normale und anomale Betriebsfälle, Prüffälle und Störfälle) in Beanspruchungsstufen (0, A, B, C, D, P bzw. 0, 1, 2, 3 (für den SHB)) eingruppiert, für die jeweils die zulässigen Spannungen zugeordnet sind, ohne dass ein Bezug zu Ereignissen oder Sicherheitsebenen bis dato hergestellt wurde. Um die in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) aufgestellten übergeordneten Anforderungen mit den detaillierten Anforderungen der KTA-Regeln verknüpfen zu können, sind den Ereignissen der verschiedenen Sicherheitsebenen unter Beachtung der Festlegungen in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) die jeweils zutreffenden Beanspruchungsstufen der KTA-Regeln zuzuordnen. Nachfolgende Matrix enthält als Leitfaden hierfür eine prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu den Sicherheitsebenen. Dort sind daher den Sicherheitsebenen die für die druckführende Umschließung (DfU), die äußeren Systeme sowie den Sicherheitsbehälter die in den jeweiligen KTA-Regeln (3201.2, 3211.2 und 3401.2) definierten Beanspruchungsstufen zugeordnet. Für die Spalten „DfU“ sowie „Äußere Systeme“ der Matrix stellt bei einer Mehrfachnennung von Beanspruchungsstufen innerhalb einer Zelle die erstgenannte Stufe immer den Regelfall dar. Die anderen genannten Stufen können bzw. müssen verwendet werden, wenn bestimmte Sonderfälle gegeben sind, die durch die neben stehenden Fußnoten konkretisiert werden. Die Bedeutung der Beanspruchungsstufen sowie die dazu gehörenden Kriteriensätze sind für die DfU derzeit der KTA-Regel 3201.2 zu entnehmen. Entsprechend ist für die äußeren Systeme die KTA-Regel 3211.2 heranzuziehen. Für den Sicherheitsbehälter werden in Abhängigkeit der zu berücksichtigenden Lastfälle die zu verwendenden Beanspruchungsstufen in Abhängigkeit der zu betrachtenden Beanspruchungskombinationen bestimmt, sodass in der Matrix keine Fußnoten für den Sicherheitsbehälter Verwendung finden. Die den verschiedenen Beanspruchungskombinationen zuzuordnenden Beanspruchungsstufen sowie die unterlagerten Kriteriensätze sind für den Sicherheitsbehälter in der KTA-Regel 3401.2 genannt.

- A1 (1) Die Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen wird anlagenspezifisch jeweils so erstellt, dass alle Systeme einschließlich der Systemübergänge und Komponenten erfasst sind. Ausgangspunkt ist die nach Sicherheitsebenen gegliederte Zusammenstellung der Belastungszustände pro System. Daraus werden pro Systemabschnitt die Einwirkungen und die zugehörige ereignisbezogene sicherheitstechnische Aufgabenstellung angegeben sowie die komponentenbezogenen Nachweisanforderungen in Bezug auf Funktion, Standsicherheit und Barrierenwirksamkeit festgelegt.

		Beanspruchungsstufen		
		DfU ¹⁾	Äußere Systeme ²⁾	Sicherheitsbehälter ³⁾
Auslegungsstufe Sicherheits- heitsebene		0	0	0
	1	A / P	A / P	1 / 2
	2	B ⁸⁾	B ⁸⁾	1 / 2
	3	C ^{4) 9) 11)} / D ⁵⁾	C ^{9) 11)} / B ¹⁰⁾ / D ⁵⁾	1 / 2 / 3
	4	a	D / C ⁶⁾	D ¹²⁾
b		7)	7)	3
c		7)		

¹⁾ Anforderungen aus Modul 4, Abschnitt 2 sind erfüllt.

²⁾ Anforderungen aus Modul 4, Abschnitt 3 sind erfüllt.

³⁾ Anforderungen aus Modul 4, Abschnitt 7 sind erfüllt.

⁴⁾ Ausgenommen ist das große Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters.

⁵⁾ Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters: Nicht zulässig, wenn nachfolgend der Einsatz der Komponente zur Störfallbeherrschung erforderlich ist.

⁶⁾ Für Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems.

⁷⁾ Für die Sicherheitsebenen 4b und 4c werden keine Anforderungen hinsichtlich der Beanspruchungsstufen gestellt. Anforderungen an Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes finden sich für die Sicherheitsebenen 4b und 4c in "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz" (Modul 7).

⁸⁾ Einschließlich Ermüdungsabsicherung für Prüffälle an Sicherheitseinrichtungen.

⁹⁾ Für Beanspruchung aus dem Ereignis nur dann, wenn Funktionsanforderungen nicht beeinträchtigt werden; falls erforderlich wird ein Funktionsnachweis erbracht oder die Beanspruchung auf Stufe B eingeschränkt. Bei Erdbeben wird die Zuordnung der Beanspruchungsstufen standortspezifisch im Zusammenhang mit der Stärke des Bemessungserdbebens überprüft.

¹⁰⁾ Für Beanspruchungen aus dem Betrieb des Sicherheitssystems.

¹¹⁾ Bei der Zuordnung der Beanspruchungsstufen ist die große Population der betroffenen Komponenten im Lastfall „Sicherheitserdbeben“ berücksichtigt.

¹²⁾ Für Komponenten, die für die Beherrschung des Ereignisses erforderlich sind, ist ein Funktionsnachweis erbracht.

Anhang A2: Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung (DfU) sowie in den äußeren und sonstigen Systemen

1	Grundsätze und Voraussetzungen	59
2	Druckführende Umschließung von DWR	59
2.1	Hauptkühlmittelleitung einschließlich Anschlussleitungen DN > 200	59
2.2	Reaktordruckbehälter	61
2.3	Dampferzeuger-Heizrohre	61
3	Druckführende Umschließung von SWR	62
4	Äußere Systeme	65
4.1	Frischdampf- und Speisewasserleitung von DWR	65
4.2	Sonstige Äußere Systeme von DWR und SWR	67
5	Behälter, Armaturen- und Pumpengehäuse	68

1 Grundsätze und Voraussetzungen

- 1 (1) Die Leckquerschnitte sind postulierte Größen und auf die offene Querschnittsfläche F der jeweiligen Leitung bezogen.

Hinweis: Die Anforderungen in den Abschnitten 2.1 und 3 sind hinsichtlich folgender Nachweisziele gegliedert:

- Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente durch Ausgleich des Kühlmittelverlustes (Auslegung der Notkühlsysteme),
- Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns,
- Vermeidung der Schadensausweitung auf die druckführende Umschließung, auf Gebäudeteile und auf benachbarte Systeme, die für die Beherrschung des Ereignisses erforderlich sind, und
- Erhaltung der Barrierenintegrität des Sicherheitsbehälters, bei SWR auch Erhaltung der Funktion des Druckabbausystems.

- 1 (2) Die Anwendung dieses Anhangs setzt die Erfüllung der Anforderungen von "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses" (Modul 4), Abschnitte 2 bzw. 3 sowie 4.1 bis 4.3 voraus.

- 1 (3) Für Abschnitte hochenergetischer Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung und der Äußeren Systeme zwischen Sicherheitsbehälter und äußerer Absperreinrichtung, für die im Sicherheitsnachweis keine Folgeschäden aus Lecks unterstellt werden, gelten die Kriterien und Anforderungen nach "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses" (Modul 4), Abschnitt 4.6.

- 1 (4) Für die im Folgenden nicht behandelten Rohrleitungen ist der 2F Bruch postuliert.

2 Druckführende Umschließung von DWR

2.1 Hauptkühlmittleitung einschließlich Anschlussleitungen DN > 200

Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente durch Ausgleich des Kühlmittelverlustes (Auslegung der Notkühlsysteme)

- 2.1 (1) Bei der Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit sind Leckquerschnitte in den Hauptkühlmittelleitungen bis einschließlich 2 F zu Grunde gelegt (F = offene Querschnittsfläche). Die Notkühlsysteme sind entsprechend ausgelegt.

Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns

- 2.1 (2) Als Belastungsannahme für die Einbauten des Reaktordruckbehälters ist ein schnell öffnendes Leck (lineares Öffnungsverhalten, Öffnungszeit 15 ms) mit einem Querschnitt von 0,1 F in den Hauptkühlmittelleitungen für verschiedene Lecklagen unterstellt.

Vermeidung der Schadensausweitung

- 2.1 (3) Für die Ermittlung der Einwirkungen aus Strahl- und Reaktionskräften auf Rohrleitungen, Komponenten, Komponenteneinbauten und Gebäudeteile ist ein Leck mit einem Querschnitt von 0,1 F der jeweiligen Leitung und mit statischer Ausströmung für verschiedene anzunehmende Lecklagen unterstellt. Dies gilt auch für die Ermittlung der durch Strahlkräfte bewirkten Freisetzung oder Ablösung von Materialien im Hinblick auf mögliche Beeinträchtigungen der Sumpfansaugung.
- 2.1 (4) Zur Beherrschung der Auswirkungen (Druckaufbau in der Reaktorgrube) eines unterstellten Lecks mit dem Querschnitt 0,1 F zwischen Reaktordruckbehälter und biologischem Schild sind - soweit notwendig - Vorkehrungen getroffen, z. B. Doppelrohre im Bereich der Durchführung der Hauptkühlmittelleitungen durch den biologischen Schild.
- 2.1 (5) Für den Nachweis der Standsicherheit der Komponenten Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen und Druckhalter sind folgende Annahmen getroffen:

Die Standsicherheit dieser Komponenten ist gewährleistet für die statische Ersatzkraft P_{ax} überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente:

$$P_{ax} = 2 \cdot p \cdot F$$

mit

p = Betriebsdruck bei Vollastbetrieb

F = offene Querschnittsfläche

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht.

Wirkung: Stützenmittelachse in der für die Standsicherheit der Komponente ungünstigsten Richtung.

Die Kraft wirkt jeweils nur an einem Stützen. Die Standsicherheit ist für jeden Stützen getrennt nachgewiesen.

Hinweis: Beim Dampferzeuger ist die Standsicherheit in gleicher Weise für den Anschluss des Sekundärkreislaufs gewährleistet. Dies wird unter den Leckpostulaten der Frischdampf- bzw. Speisewasserleitung behandelt.

- 2.1 (6) Auslegungsdruck und Auslegungstemperatur für störfallfeste elektrische Einrichtungen sind festgelegt für einen Leckquerschnitt von 2 F in den Hauptkühlmittelleitungen.

Erhaltung der Barrierenintegrität des Sicherheitsbehälters

- 2.1 (7) Der Ermittlung des Auslegungsdrucks des Sicherheitsbehälters sowie der Ermittlung der Druckdifferenzen innerhalb des Sicherheitsbehälters sind Leckquerschnitte bis einschließlich 2 F in den Hauptkühlmittelleitungen zu Grunde gelegt.

2.2 Reaktordruckbehälter

- 2.2 (1) Im Hinblick auf die Verankerung des Reaktordruckbehälters (Begrenzung der Druckbelastung auf Tragstrukturen), die Belastung der Einbauten im Reaktordruckbehälter und die Auslegung des Kernnotkühlsystems ist auch ein Leck am Reaktordruckbehälter von etwa 20 cm² (geometrischer Querschnitt: kreisförmig) unterhalb der Reaktorkernoberkante unterstellt.
- 2.2 (2) Der Auslegung der Reaktordruckbehälter-Einbauten und der Schutzmaßnahmen für den Sicherheitsbehälter werden auch die Auswirkungen des plötzlichen Bruchs eines Steuerelementantrieb- Gehäuserohres oder - Stützens mit dem maximal möglichen Leckquerschnitt am Reaktordruckbehälter zu Grunde gelegt.

2.3 Dampferzeuger-Heizrohre

- 2.3 (1) Die Belastungen, die bei einem zu unterstellenden Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungsbruch oder Offenbleiben eines sekundärseitigen Sicherheitsventils auf die Dampferzeugerheizrohre durch die statische und

transiente Beanspruchung (Druckwelle, Strömungskräfte, statische Druckdifferenzen über die Dampferzeugerheizrohre) auftreten, sind bestimmt. Es ist nachgewiesen, dass die Dampferzeugerheizrohre diesen Belastungen standhalten.

- 2.3 (2) Jedoch ist bei der Störfallanalyse für den Frischdampfleitungsbruch grundsätzlich das Versagen einiger weniger Dampferzeugerheizrohre als zufälliger, nicht als Folge des Frischdampfleitungsbruchs auftretender zusätzlicher Fehler unterstellt, der einhüllend durch die Annahme des vollständigen Bruchs (2 F) eines Dampferzeugerheizrohres im betroffenen Dampferzeuger berücksichtigt ist. Ein Einzelfehler an anderer Stelle ist bei dieser Störfallanalyse dann nicht unterstellt.
- 2.3 (3) Beim Frischdampfleitungsbruch außerhalb der äußeren Absperrarmatur mit zusätzlich unterstelltem „Nichtschließen der Absperrarmatur“ ist ein Dampferzeugerheizrohrversagen nicht angenommen, wenn der oben genannte Belastungsnachweis nach Ziffer 2.3 (1) positiv geführt worden ist.
- 2.3 (4) Bei Speisewasserleitungsbruch ist ein Dampferzeugerheizrohrversagen nicht unterstellt.
- 2.3 (5) Bei Unterstellung von unterkritischen Rissen oder Abriss einer Kleinleitung ist kein zusätzliches Dampferzeugerheizrohrversagen überlagert.

3 Druckführende Umschließung von SWR

Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente durch Ausgleich des Kühlmittelverlustes (Auslegung der Notkühlsysteme)

- 3 (1) Bei der Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit und der Auslegung der Notkühlsysteme sind folgende Leckquerschnitte zugrunde gelegt:
 - a) an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen bis zu 2F sowie

- b) am Reaktordruckbehälter einerseits 80 cm^2 (geometrischer Querschnitt: kreisförmig) unterhalb der Reaktorkernoberkante, andererseits die maximal möglichen Leckquerschnitte durch den Bruch eines Kerninstrumentierungsstutzens bzw. des Gehäuserohres eines Steuerstabantriebs oder der Schweißnaht zwischen Gehäuserohr und RDB.

Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns

- 3 (2) Belastungsannahme für die Einbauten des Reaktordruckbehälters ist ein schnell öffnendes Leck (lineares Öffnungsverhalten, Öffnungszeit 15 ms) mit einem Querschnitt von $2 F$ in den Frischdampf- und Speisewasserleitungen für verschiedene Lecklagen sowie Lecks entsprechend Ziffer 3 (1) b).

Vermeidung der Schadensausweitung

- 3 (3) Hinsichtlich der Belastungsannahme für die Strahl- und Reaktionskräfte auf Rohrleitungen, Komponenten und Gebäudeteile ist ein Leck mit einem Querschnitt von $0,1 F$ der jeweiligen Leitung und statischer Ausströmung für verschiedene anzunehmende Lecklagen unterstellt. Dies gilt auch für die Freisetzung oder Ablösung von Materialien im Hinblick auf mögliche Beeinträchtigungen der Ansaugung aus dem Sumpf bzw. der Kondensationskammer und der Kühlung des Kerns.
- 3 (4) Zur Beherrschung der Auswirkungen (Druckaufbau im Luftraum der Kondensationskammer) eines unterstellten Lecks im Druckentlastungsrohr mit dem Querschnitt $0,1 F$ zwischen Kondensationskammerdecke und dem Ausströmbereich des Druckentlastungsrohres im Wasserbereich sind - soweit notwendig - Vorkehrungen getroffen, z.B. Schutzrohr um das Druckentlastungsrohr.
- 3 (5) Hinsichtlich dynamischer Belastungen sind einlaufende Entlastungsdruckwellen, die sich aus Brüchen in Leitungsbereichen hinter der äußeren Absperrarmatur (außerhalb des Sicherheitsbehälters) ergeben oder die als Folge äußerer Einwirkungen unterstellt werden, der Bemessung zu Grunde gelegt. Hierzu ist als Eingangsgröße für die Rechnung ein Rundabriss ($2F$ -Bruch) mit einem linearen Öffnungsverhalten und einer Öffnungszeit von 15

ms postuliert. Mit dieser Annahme erübrigen sich Analysen von dynamischen Belastungen aus unterkritischen Rissen.

- 3 (6) Für den Nachweis der Standsicherheit des Reaktordruckbehälters sind folgende Annahmen getroffen:

Die Standsicherheit der Komponenten ist gewährleistet für die statische Ersatzkraft P_{ax} überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente:

$$P_{ax} = 2 \cdot p \cdot F$$

mit

p = Betriebsdruck bei Vollastbetrieb

F = offene Querschnittfläche

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht.

Wirkung: Stutzenmittelachse in der für die Standsicherheit der Komponente ungünstigsten Richtung.

Diese Kraft wirkt jeweils nur an einem Stutzen. Die Standsicherheit ist für jeden Stutzen getrennt nachgewiesen.

- 3 (7) Die Verankerung ist so bemessen, dass auch die entsprechend Ziffer (1) b) unterstellten Lecks mit abgedeckt sind.

- 3 (8) Bei der Ermittlung des Auslegungsdrucks und der Auslegungstemperatur für störfallfeste elektrische Einrichtungen wird von einem Leckquerschnitt von $2 F$ in den Frischdampf- und Speisewasserleitungen ausgegangen.

Erhaltung der Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters

- 3 (9) Der Ermittlung des Auslegungsdrucks des Sicherheitsbehälters sowie der Ermittlung der Druckdifferenzen innerhalb des Sicherheitsbehälters und der Bemessung des Druckabbausystems sind Leckquerschnitte bis einschließlich $2 F$ in den Frischdampf- und Speisewasserleitungen zu Grunde gelegt.

4 Äußere Systeme

4.1 Frischdampf- und Speisewasserleitung von DWR

- 4.1 (1) Für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen zwischen Dampferzeuger und Armaturenstation außerhalb des Sicherheitsbehälters sind Lecks aus unterkritischen Rissen unterstellt. Diese sind auf der Basis der Bruchmechanik ermittelt worden oder auf 0,1 F begrenzt.

Für diese bruchmechanisch ermittelten Leckquerschnitte sind folgende grundsätzliche Nachweisschritte beachtet:

- Die Leckerkennungssysteme sind so ausgelegt, dass eine spezifizierte Ausströmrates sicher erkannt wird.
- Für den postulierten Durchriss an einer beliebigen Stelle ist mit Methoden der Bruchmechanik einerseits gezeigt, dass für die Einwirkungen aus Vorgängen der Sicherheitsebene 1 eine für die spezifizierte Ausströmrates genügend große Rissöffnungsfläche entsteht. Andererseits ist gezeigt, dass für alle Einwirkungen aus Vorgängen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 die größte der für diese Rissöffnungsfläche möglichen Risslänge unterkritisch ist (Diese Risslänge ist größer als die für die Erkennbarkeit des Lecks maßgebliche Risslänge).
- Für den Nachweis der Zulässigkeit der Einwirkungen aus dem unterkritischen Riss auf das betroffene System ist diese mit den Einwirkungen aus dem maßgebenden Ereignis der Sicherheitsebenen 2 und 3 überlagert.
- Für jeden Nachweisschritt sind ausreichende Zuschläge gewählt, die der jeweiligen Unsicherheit der Näherung mit vereinfachten Verfahren (z.B. Vereinfachungen der Bruchmechanik, elastische Schnittlastermittlung für Rohrleitungssystem mit elastisch-plastischem Verhalten) an physikalische Phänomene (z.B. Ausströmrates für die Leckerkennung) Rechnung tragen.

4.1 (2) Für die Ermittlung der Einwirkungen aus Strahl- und Reaktionskräften auf die Frischdampf- und Speisewasserleitungen zwischen Dampferzeuger und Armaturenstation außerhalb des Sicherheitsbehälters ist abdeckend eine Lecköffnung von 0,1 F und statische Ausströmung unterstellt.

4.1 (3) Hinsichtlich dynamischer Belastungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen sind einlaufende Entlastungsdruckwellen, die sich aus Brüchen in Leitungsbereichen hinter der ersten Absperrarmatur außerhalb des Sicherheitsbehälters ergeben, oder als Folge äußerer Einwirkungen unterstellt werden, angesetzt und der Bemessung zu Grunde gelegt. Hierzu ist als Eingangsgröße für die Rechnung ein Rundabriss (2F-Bruch) mit einem linearen Öffnungsverhalten und einer Öffnungszeit von 15 ms postuliert. Mit dieser Annahme erübrigen sich Analysen von dynamischen Belastungen aus unterkritischen Rissen.

4.1 (4) Für den Nachweis der Standsicherheit des Dampferzeugers sind im Hinblick auf den Anschluss des Sekundärkreises folgende Annahmen getroffen:

Die Standsicherheit des Dampferzeugers ist gewährleistet für die statische Ersatzkraft P_{ax} überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente:

$$P_{ax} = 2 \cdot p \cdot F$$

mit

p = Betriebsdruck bei Vollastbetrieb

F = offene Querschnittfläche

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der ersten Anschluss-schweißnaht.

Wirkrichtung: Stützenmittelachse in der für die Standsicherheit der Komponente ungünstigsten Richtung.

Diese Kraft wirkt jeweils nur an einem Stützen. Die Standsicherheit ist für jeden Stützen getrennt nachgewiesen.

4.1 (5) Die Auswirkungen eines Frischdampfleitungsbruchs sowie einer daraus folgenden Kaltwassertransiente auf das Reaktivitätsverhalten und auf die Änderung von Druck und Temperatur im Reaktor sowie die daraus resultierenden Belastungen auf den Reaktordruckbehälter mit seinen Einbauten sind beherrscht.

4.2 Sonstige Äußere Systeme von DWR und SWR

4.2 (1) Für andere als in Ziffer 4.1 genannte Rohrleitungen der Äußeren Systeme sind, sofern sie sich im Reaktorgebäude befinden, folgende Leck- bzw. Bruchannahmen getroffen:

- Unterkritische Risse in den Schweißnähten. Die dabei entstehenden Leckquerschnitte sind auf der Basis der Bruchmechanik ermittelt oder auf 0,1 F begrenzt worden.
- Bei Rohrleitungen mit größer/gleich DN 50 zusätzlich überkritische (instabile) Rundrisse an hoch belasteten Rundnähten, wenn eines der Kriterien a1) oder a2) zutrifft:

a1) Betriebsdruck¹ ≥ 20 bar **oder**

a2) Betriebstemperatur¹ ≥ 100 °C

und zusätzlich die beiden folgenden Kriterien erfüllt sind:

b) Benutzungszeit größer 2 % **und**

c) Betriebsnennspannung größer 50 N/mm².

4.2 (2) Wenn ein Rundriss gemäß den genannten Kriterien unterstellt ist, so wird hinsichtlich der Folgewirkungen wie folgt verfahren:

- Für die Ermittlung von Differenzdrücken bzw. Strahlkräften auf Gebäudeteile wird eine ungehinderte Ausströmung angenommen.
- Bei der Berechnung einer internen Druckwelle zur Ermittlung der Belastung von Einbauten wird eine ungehinderte Ausströmung angenommen.
- Bei der Ermittlung von Reaktionskräften können Begrenzungen des Ausströmquerschnitts auf Grund konstruktiver Maßnahmen berücksichtigt werden.

4.2 (3) Für Lecks an der Kondensationskammer des Siedewasserreaktors ist der Rundabriss der größten Anschlussleitung angenommen.

¹ In Beanspruchungsstufe A, siehe Anhang A1.

- 4.2 (4) Bei Rohrleitungen mit kleiner DN 50 und allen Rohrleitungen außerhalb des Reaktorgebäudes sind grundsätzlich doppelendige Brüche unterstellt und die Zulässigkeit aller zu betrachtenden Folgewirkungen nachgewiesen.

5 Behälter, Armaturen- und Pumpengehäuse

Grundsätzlich ist das Bersten von Behältern (nicht Reaktordruckbehälter), Wärmetauschern sowie Armaturen- und Pumpengehäusen unterstellt.

Für diejenigen Behälter (nicht Reaktordruckbehälter), Wärmetauscher sowie Armaturen- und Pumpengehäuse, einschließlich der zugehörigen Gehäuse der Antriebsturbinen, die Teil der DfU bzw. der äußeren Systeme sind und für die entsprechende Bruchausschluss- bzw. Bruchsicherheitsnachweise (siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“, Abschnitt 4 (Modul 4)) vorliegen, sind jeweils die Leck- und Bruchpostulate der anschließenden Rohrleitungen angenommen. Dabei ist für Behälter, Wärmetauscher und andere Komponenten mit mehreren Anschlüssen in Abhängigkeit des Nachweiszieles das ungünstigste Leck unter Beachtung der Leck- und Bruchpostulate der ausgewählten Anschlussleitung berücksichtigt.

Bearbeitung der zu Rev. B von Modul 3 vorliegenden Einträge in der Kommentardatenbank

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
1640	Übergreifend	Kommentar: Die Berücksichtigung der RSK-Stellungnahme "Einstufung von "VO-Ereignissen" in die Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts und Konzept zur Neubestimmung von Vorsorgemaßnahmen (VM)".	Teilweise	Siehe Anhang 1. Daraus resultiert, dass noch folgende Ereignisse mit einer „VM-Option“ in Modul 3 bestehen bleiben: <ul style="list-style-type: none"> - Eintrag von Deionat oder minderboriertem Kühlmittel in den Reaktorkern - Absturz eines Brennelements in den Reaktorkern während des Brennelementwechsels (SWR) - Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens (SWR) - Fehlbeladung des Reaktorkerns bzw. Fehlbeladung des Mehrzonen- Brennelementlagerbeckens mit mehr als einem Brennelement - Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohrleitungen im Ringraum und in der Armaturenkammer (DWR) bzw. zwischen Sicherheitsbehälter und erster Absperrmöglichkeit außerhalb des Sicherheitsbehälters (SWR) - Dichtheitsverlust zwischen Druck- und Kondensationskammer (SWR) 	
551 a	Übergreifend	Kommentar: Ausführlicher Kommentartext siehe Anhang 2.	Teilweise	Die im Kommentar (siehe Anhang 2) genannten Einwände bzw. Kommentare erfolgten bereits während der Kommentierungsphase zu Modul 3, Revision A und wurden im Rahmen der damaligen Kommentarbearbeitung Team beantwortet. Der VM Ansatz in Modul 3 und 10 soll für Rev. C allerdings geändert werden (siehe hierzu Anhang 1).	
551 b	Übergreifend	Kommentar: Wurde die RSK-Stellungnahme „Einstufung von „VO-Ereignissen“ in die Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts und Konzept zur Neubestimmung von Vorsorgemaßnahmen (VM)“ vom 06.10.05 ausreichend berücksichtigt? Wurden alle relevanten EVA-Ereignisse berücksichtigt?	Teilweise	Siehe unter Kommentar Nr. 551a. Neben den EVA-Ereignissen des bestehenden Regelwerks wurden auch relevante Ereignisse berücksichtigt, die durch Auswertung der KTA2000-Arbeiten sowie internationaler Ansätze (z.B. IAEA-Dokumente) abgeleitet wurden. Damit ist aus Sicht des Teams sichergestellt, dass die Ereignislisten alle relevanten EVA-Ereignisse abdecken.	
551 c	Übergreifend	Kommentar: Sollte eine Aufteilung der SE 2 in 2a und 2b erfolgen? Hinweis: Das Ansprechen des DH-AV auf SE 2 ist jetzt zulässig; der RSK-	NEIN	Es werden vom Team keine Vorteile in einer Aufteilung der Sicherheitsebene 2 gesehen. Es gelten für alle Ereignisse auf der Ebene 2 in	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		Kommentar wurde damit zumindest teilweise berücksichtigt.		Abhängigkeit der jeweiligen Betriebsphase dieselben Anforderungen, Nachweisziele und (qualitativen) Angaben zu Häufigkeiten. Eine Einzelfallregelung hinsichtlich der Zulässigkeit des Ansprechens des DH Abblaseventils auf der Sicherheitsebene 2 wird nicht mehr formuliert. Das Ansprechen dieses Ventil ist somit bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 zulässig (sofern absperrrbar ausgelegt).	
551 d	Übergreifend	Kommentar: Stellenwert der Probabilistik (Gefährdungshäufigkeit von Ereignissen) bei der Zuordnung von Ereignissen zu Sicherheitsebenen?	NEIN	Bei der Erstellung der Ereignislisten wurden Eintrittswahrscheinlichkeiten unter Anderem implizit berücksichtigt (Berücksichtigung bisherige Einstufungen, wie z.B. anomaler Betrieb, Störfälle, IAEA NS-R-1).	
1304	Übergreifend	Kommentar: In der Revision B fehlt -wie schon zu Revision A angemerkt wurde eine ausreichende Beschreibung der technischen Grundlagen der Anforderungen (vgl. ILKStellungnahme Nr. 22). Der Hinweis des Modul-Teams, die technischen Grundlagen seien der Dokumentation bzw. den Basislisten zu entnehmen, ist keine befriedigende Lösung. Diese Hintergrundinformationen sind nicht ohne weiteres zugänglich und nicht Bestandteil der Regel. Eine Quellensynopse ist nicht ausreichend.	NEIN	Eine Erläuterung von Zusammenhängen sicherheitstechnischer Grundsätze und Begriffe ist nicht Gegenstand des kerntechnischen Regelwerks. Vorrangig ist anzustreben, dass die Anforderungen des Regelwerks aus sich heraus verständlich sind. Dies ist u. E. hinreichend gegeben. Ohne konkrete, wo ggf. Unklarheiten bestehen, kann eine weitergehende Beantwortung des Kommentars nicht erfolgen.	
1305	Übergreifend	Kommentar: Regeln müssen aus sich heraus verständlich sein und dürfen nicht erst durch die Erläuterung des Modul-Teams interpretationsfrei konkretisiert werden. Andernfalls wird eine begleitende Information bzw. Dokumentation notwendig, die Aufschluss über die Hintergründe der jeweiligen Vorgabe gibt. Ohne diese Erläuterungen ist das Modul 3 für die Aufsichtsbehörden ein schwer in der Praxis umzusetzender Forderungskatalog.	NEIN	Siehe vorausgehende Zeile.	
1306	Übergreifend	Kommentar: Für die Lesbarkeit und Verständlichkeit sind die vielen Fußnoten vor allem im Anhang A 1 hinderlich. Außerdem trägt die zerklüftete Tabellenstruktur von Tabelle 3.1 nicht zur Übersichtlichkeit bei. Große Teile des Regeltextes bestehen immer noch aus Hinweisen, so auch die wichtigen Erläuterungen zu den Ereignislisten (Hinweis 5.1). Eine Umformulierung und die Aufnahme in den Regeltext sind wünschenswert.	NEIN	Die tabellarische Darstellung der Nachweiskriterien wurde bewusst gewählt, um eine übersichtlich Darstellung der Inhalte zu erreichen. Im Einzelfall werden für Revision C Verbesserungen vorgenommen. Hinweis 5.1 dient der Verdeutlichung des Aufbaus und der Anwendung der Ereignislisten.	
1308	Übergreifend	Kommentar: Es ist festzustellen, dass Details betreffende Änderungen vorgenommen wurden, größere Anpassungen, wie sie nicht nur vom UM BW gefordert wurden, ausgeblieben sind. Zur Frage, inwiefern die Anforderungen zu den Nachweisziele und der Umfang sowie die Zuordnung der Ereignisse zu den Sicherheitsebenen auch eine Veränderung der Sicherheitsphilosophie darstellen, ist eine vertiefte Überprüfung ggf. unter Zuziehung von Sachverständigen erforderlich.	NEIN	Kommentar betrifft nicht Team 3. Eine „Veränderung der Sicherheitsphilosophie“ ist aus unserer Sicht nicht erfolgt.	
1427	Übergreifend	Kommentar: Anforderungen werden nicht - wie es eigentlich für ein übergeordnetes Re-	NEIN	Die in den Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke angegebenen Anforderungen richten	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		<p>gelwerk geboten wäre - mit Blick auf Schutzziel oder Sicherheitsfunktionen formuliert, sondern als technisch sehr konkrete Anforderungen ohne Beachtung des Gesamtzusammenhangs von Maßnahmen zur Vorsorge und Beherrschung. Wird gerade auch im Zusammenhang mit leittechnischer Vorsorge nicht beachtet (z.B. Fehlpositionierung 3 BE).</p> <p>Anmerkung: Die diesbezüglichen Beratungen in der RSK sind noch nicht abgeschlossen.</p>		<p>sich an Maßnahmen und Einrichtungen, die für die Erfüllung der sicherheitstechnischen Zielsetzungen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts erforderlich sind. Damit ist der zu stellende Anforderungskatalog vollständig erfasst. Eine zusätzliche Formulierung von Anforderungen an die von diesen Maßnahmen und Einrichtungen zu erfüllenden Funktionen (Sicherheitsfunktionen) ist nicht erforderlich.</p> <p>Die „Fehlpositionierung von BE“ wurde neu strukturiert (siehe dort).</p>	
1638	Übergreifend	<p>Kommentar: Aus Sicht der AG 3 ist die Rev. B aufgrund der großen Anzahl von Einzelkommentaren, der bisher nicht umgesetzten RSK-Stellungnahme zur "Einstufung von "VO-Ereignissen" sowie der unzureichend gelösten Regelwerksproblemen nicht verabschiedungsreif. Die Ad-hoc-Arbeitsgruppe 3 schlägt deshalb vor, die Rev. B nochmals zu überarbeiten und die überarbeitete Version erneut an den Bewertungskriterien der RSK zu spiegeln. Im Rahmen der Überarbeitung sollte eine nochmalige Befassung mit den nicht umgesetzten RSK-Kommentaren und den generellen Regelwerksproblemen erfolgen.</p>	NEIN	Kein Ziel führend beantwortbarer Kommentar an Team 3.	
1642	Übergreifend	<p>Kommentar: Die Ereignislisten sollten im Hinblick auf die aus Eintrittswahrscheinlichkeiten folgenden Zuordnungen zu Sicherheitsebenen sowie auf Doppelungen geprüft werden.</p>	Teilweise	<p>Die Prüfung auf Dopplungen erfolgte und erkannte Dopplungen wurden beseitigt.</p> <p>Bei der Erstellung der Ereignislisten wurden Eintrittswahrscheinlichkeiten unter Anderem implizit bzw. qualitativ berücksichtigt (Berücksichtigung bisherige Einstufungen, wie z.B. anomaler Betrieb, Störfälle, IAEA NS-R-1).</p>	
1674	Übergreifend	<p>Kommentar: [Dieser Kommentar liegt in Form eines 24-seitigen Briefes vor und ist für eine Wiedergabe an dieser Stelle zu umfangreich. Dieser Brief kann bei der GRS (Tel. Nr. 0221-2068-609) abgerufen werden.]</p>	NEIN	Siehe Anhang 3.	
1782	Übergreifend	<p>Kommentar: [Dieser Kommentar liegt in Form eines mehrseitigen Textes vor und ist unter für eine Wiedergabe an dieser Stelle zu umfangreich. Dieser Text kann unter http://www.ilc-online.org/public/de/stellungnahmen.htm „Grundlegende Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“, Januar 2008 abgerufen werden.]</p>	NEIN	<p>In Anhang 2, 3 und 4 der ILK Stellungnahme ist das mindestens zu untersuchende Ereignisspektrum für DWR und SWR dargestellt. Im Vergleich zu den Ereignislisten von Modul 3 sind keine signifikanten Unterschiede zu erkennen. Alle in dem ILK Papier genannten Ereignisse sind auch in den Ereignislisten zu finden.</p>	
1	Definition	<p>Kommentar: In der Definitionsliste wird eine Trennlinie zwischen kleinem und mittleren Leck nur für den DWR definiert. Inwiefern ist dies für den SWR nicht erforderlich?</p> <p>Begriffsdefinitionen: Leck, kleines: Leck mit einer offenen Ausströmfläche $\leq 0,1 F$ (F: offene Querschnittfläche der Hauptkühlmittelleitung) und bei dem, beim DWR, zur Störfallbeherrschung eine sekundärseitige Wärmeabfuhr erforderlich ist.</p> <p>Begriffsdefinitionen:</p>	NEIN	<p>Beim DWR muss das kleine Leck als eigenständiges Ereignis aufgeführt werden, da die Anforderungen an die Störfallbeherrschung von denen der größeren Lecks (z. B. mittleres Leck) abweichen. So ist zur Beherrschung des kleinen Lecks beim DWR die sekundärseitige Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger notwendig, da die über den Leckmassenstrom abgeführte Energie nicht für die notwendige Abkühlung des Primärkreises</p>	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		Leck, mittleres: Leck mit einer offenen Ausströmfläche $\leq 0,1 \text{ F}$ (F: offene Querschnittfläche der Hauptkühlmittelleitung) und bei dem, beim DWR, die primärseitige Wärmeabfuhr über die Leckausströmung derart ausreichend ist, dass eine sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung nicht erforderlich ist.		ausreicht. Des Weiteren sind bei kleinen Leckquerschnitten unter Umständen Maßnahmen (z.B. Absperren Druckspeicher, Abschalten Sicherheitseinspeisepumpen) zu treffen, um genügend schnell den Primärkreisdruck abzusenken, sodass die Nachkühlpumpen einspeisen können. Für den SWR ist eine Unterscheidung zwischen kleinen und mittleren Leckgrößen nicht erforderlich, da immer die Druckabsenkung und Energieabfuhr über das Abblasen in die Kondensationskammer erfolgt. Dies spiegelt sich in den entsprechenden Ereignistiteln wieder.	
501 a 505 a	1 (1)	Modultext: Für die in den nachfolgenden generischen Ereignislisten für DWR und SWR zusammengestellten Ereignisse (im Folgenden Ereignislisten genannt) ist nachgewiesen, dass die in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1) gestellten Anforderungen erfüllt sind. Insbesondere ist für diese Ereignisse nachgewiesen, dass die auf den verschiedenen Sicherheitsebenen geltenden, sicherheitstechnischen Nachweisziele erreicht und die Nachweiskriterien eingehalten werden. Dabei ist anlagenspezifisch gezeigt, dass die für die Einhaltung dieser Nachweisziele und -kriterien maßgebenden Anforderungen zur Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen, zur Auslegung von Komponenten, baulichen Anlagenteilen oder sonstigen Einrichtungen hinsichtlich Standsicherheit sowie zur Integrität oder Funktion zu Grunde gelegt sind. Kommentar: Was bedeutet der 3. Satz im Unterschied zum vorhergehenden?	JA	Der dritte Satz soll ausdrücken, dass bei der Nachweisführung nicht nur für die zu untersuchenden Ereignisse zu zeigen ist, dass die Nachweisziele erreicht sowie die damit verbundenen Nachweiskriterien eingehalten werden. Des Weiteren ist im Rahmen der Nachweisführung vorab zu prüfen, dass für die zur Ereignisbeherrschung herangezogenen Komponenten, baulichen Einrichtungen sowie sonstigen Einrichtungen auch zusätzlich geltende Anforderungen, die an anderen Stellen gefordert werden, eingehalten sind. Um die Lesbarkeit des Wickels 1 (1) zu verbessern, wird dieser umformuliert.	Für die in den nachfolgenden generischen Ereignislisten für DWR und SWR zusammengestellten Ereignisse (im Folgenden Ereignislisten genannt) ist nachgewiesen, dass die in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1) gestellten Anforderungen erfüllt sind. Insbesondere ist für diese Ereignisse <u>unter Berücksichtigung der „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Nachweisführungen und Dokumentation“ (Modul 6)</u> nachgewiesen, dass die auf den verschiedenen Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele erreicht und die Nachweiskriterien eingehalten werden. Dabei ist anlagenspezifisch gezeigt, dass die für die Einhaltung dieser Nachweisziele und -kriterien maßgebenden Anforderungen zur Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen, zur Auslegung von Komponenten, baulichen Anlagenteilen oder sonstigen Einrichtungen hinsichtlich Standsicherheit sowie zur Integrität oder Funktion zu Grunde gelegt sind. <u>Dabei wird davon ausgegangen, dass die für die Einhaltung dieser Nachweisziele und -kriterien maßgebenden Anforderungen an die Integrität, Wirksamkeit, Funktion und Zuverlässigkeit der verwendeten Komponenten, der baulichen Anlagenteile und sonstigen Einrichtungen sowie an deren Standsicherheit erfüllt sind.</u>
501 b	1 (1)	Kommentar: Der Begriff „Sicherheitsfunktion“ wird in Modul 1 nicht eingeführt.	NEIN	Der Begriff „Sicherheitsfunktion“ ist in der Definitionsliste enthalten und wird in Modul 3 an den geeigneten Stellen verwendet. In Ziffer 1 (1) durch Textänderung (siehe oben) obsolet.	
1644	1 (1)	Kommentar:	NEIN	Durch Textänderung (siehe oben) obsolet.	


Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		Die konsistente Verwendung des Begriffs "Sicherheitsfunktion".			
	1 (1) Hinweis 1.1			Anpassung infolge Umstrukturierung der VM Ereignisse, siehe unter Kommentar Nr. 1640.	<p>Hinweis 1.1 (...)</p> <p>Die den Sicherheitsebenen 2 bis 4a zugeordneten Nachweisziele und -kriterien sind für jedes Schutzziel sowie für das radiologische Sicherheitsziel in den Tabellen 3.1a-c für die Reaktoranlage (Teil 4) sowie in Tabelle 3.2 für die Brennelementlagerung und –handhabung (Teil 2) tabellarisch dargestellt, <u>für das radiologische Sicherheitsziel in Tabelle 3.3.</u></p> <p><u>Bei Ereignissen, denen durch Auslegungsanforderungen an den Bau und Betrieb der Anlage entgegengewirkt wird, werden in den Ereignislisten nicht speziell betroffene Schutzziele ausgewiesen, sondern es wird auf die dies bezüglichen Auslegungsanforderungen in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, Abschnitt 2 und 3 (Modul 10) verwiesen. Bei diesen Ereignissen wird primär das Ziel verfolgt, redundanzübergreifende Auswirkungen infolge innerer und äußerer Einwirkungen zu vermeiden.</u></p> <p><u>Für definierte Ereignisse können optional Nachweise geführt werden, dass durch Vorsorgemaßnahmen der Eintritt dieser Ereignisse so unwahrscheinlich ist, dass er nicht mehr unterstellt zu werden braucht. Diese sind in den Ereignislisten mit VM gekennzeichnet. Übergeordnete und ggf. ereignisspezifische Anforderungen an diese Vorsorgemaßnahmen sind in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, Abschnitt 4 (Modul 10) enthalten.</u></p>
	1 (2) Hinweis 1.2			Folgeanpassung aus Kommentar Nr. 1656.	<p>Hinweis 1.2 Die Abgrenzungen (Beginn und Ende) der o. g. Betriebsphasen sind in den Tabellen 4.1 bis 4.3 für DWR und SWR detailliert dargestellt.</p> <p><u>Sofern in den Betriebsvorschriften einer Anlage andere Betriebsphasendefinitionen als die in Ziffer 1 (2) genannten gewählt werden, sind die Ereignislisten und die den Ereignissen zugeordneten Nachweisziele und Nachweiskrite-</u></p>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					<u>rien entsprechend angepasst.</u>
	1 (3)			Folgeanpassung aus Kommentar Nr. 1640.	Bei Ereignissen, deren Eintreten bei Vorhandensein spezieller Maßnahmen und Einrichtungen – im Folgenden Vorsorgemaßnahmen genannt – nicht unterstellt zu werden braucht, bzw. bei denen durch Vorsorgemaßnahmen die Auswirkungen der Ereignisabläufe so begrenzt werden, dass diese auf beherrschte Ereignisabläufe überführt werden bzw. die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der infolge des Ereignisses erforderlichen Sicherheitseinrichtungen nicht wesentlich beeinträchtigt werden, ist die Nachweisführung auf die Einhaltung der Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der hierzu realisierten Vorsorgemaßnahmen bezogen.
502 505 b	1 (3), Hinweis 1.4	Modultext: Hinweis 1.4 Anforderungen zur Ermittlung von Anlagenzuständen, die für die festigkeitsmäßige Auslegung von sicherheitsrelevanten Komponenten hinsichtlich zeitlich begrenzter statischer, dynamischer oder thermischer Einwirkungen von Bedeutung sind (in der bisherigen technischen Terminologie als „Lastfälle“ bezeichnet), werden in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10) behandelt. Kommentar: Erfolgt dort nur teilweise.	JA	Der Kommentar trifft zu. Die Erfordernis zur Ermittlung von Lastfällen, die Grundlage für die Auslegung von Komponenten ist, wird in Modul 4 Wickel 2.3.1 (3) bzw. 3.3.1 (3) sowie Modul 10 Wickel 5.2.1 (5) Rev. C deutlicher formuliert. Hinweis 1.4 wird gestrichen, da aufgrund der Änderungen in Modul 4 und 10 hinreichend berücksichtigt.	Hinweis 1.4 Anforderungen zur Ermittlung von Anlagenzuständen, die für die festigkeitsmäßige Auslegung von sicherheitsrelevanten Komponenten hinsichtlich zeitlich begrenzter statischer, dynamischer oder thermischer Einwirkungen von Bedeutung sind (in der bisherigen technischen Terminologie als „Lastfälle“ bezeichnet), werden in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10) behandelt.
1481	1 (3), Hinweis 1.4	Kommentar: Die Behandlung der festigkeitsmäßigen Nachweise in den Modulen 3, 4 und 10 stellt sich m. E. bislang so dar: In Modul 3 wird über die Zuordnung des Schutzziels B zu einzelnen Ereignissen gefordert, dass die Nachweisziele und Nachweiskriterien der Tabelle 3.1 eingehalten werden. Hierbei wird für die Sicherheitsebenen 2 bis 4a auf die Beanspruchungsstufen des Anhangs A1 Bezug genommen. Daraus folgt, dass für diejenigen Ereignisse der Ereignislisten, die ein B enthalten, ein entsprechender Nachweis zur Einhaltung der zulässigen Beanspruchungsstufen zu führen ist. Daraus wiederum folgt, dass die Ereignisse, die hinsichtlich der Beanspruchung von Druckführender Umschließung und SHB auf den einzelnen SE relevant sind, auch tatsächlich mit einem B versehen sein müssen. Das wäre unter Einbindung von Team 4 und 10 noch einmal zu prüfen. Modul 4 nimmt hinsichtlich der Festlegung von Lastfällen auf Modul 3 Bezug, allerdings nur für die SE 3 und 4a (eine Einschränkung, die mir nicht ganz verständlich ist), z. B. in Ziffer 2.2.1 (6): <i>„Die den Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2 zuzuordnenden Lastfälle und deren Kombinationen sind spezifiziert und entsprechend ihrer Charakteristik und Häufigkeit vollständig beschrieben. Für die Sicherheits-</i>	JA	Lastfälle werden für die Auslegung von Komponenten z.B. aus den zu erwartenden Betriebszuständen des Normalbetriebes (Sicherheitsebene 1), aus der Betriebserfahrung sowie aus den zu berücksichtigenden Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a abgeleitet. Aufbauend auf diesen Lastfällen, deren Gesamtheit bisher auch mit dem Begriff Lastfallkatalog bezeichnet wird, erfolgt die Auslegung von Komponenten. Daher bilden die Ereignisse der Ereignislisten eine Basis für die Beanspruchungen von Komponenten, die bei deren Auslegung zu berücksichtigen sind. Müssten aufgrund neuerer Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung bzw. aus der Definition neuer zu berücksichtigender Ereignisse neue Lastfälle berücksichtigt werden, so ist für bestehende Komponenten zu überprüfen, ob diese durch deren bestehende Auslegung abgedeckt werden. Nachweiskriterien für das mechanische	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		<p><i>ebenen 3 und 4a sind Ereignisse gemäß den Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse (Modul 3) postuliert, aus denen Lastfälle abgeleitet sind. Lastfallkombinationen sind dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse und/oder Betriebsphasen in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen unterstellt werden muss. Die sich aus diesen Lastfällen ergebenden Einwirkungen sind komponentenbezogen unter Berücksichtigung der Systemtechnik auch angrenzender Systeme beschrieben. Einwirkungen von Einbauteilen sind beim Integritätsnachweis berücksichtigt (z.B. im Hinblick auf Eigengewicht, Standsicherheit, mechanische Einwirkungen, thermohydraulische Bedingungen), soweit sie die Integrität der drucktragenden Wandungen beeinflussen können."</i></p> <p>Bei dieser Formulierung in Modul 4 bleibt für mich erstens die Frage, wo die Lastfälle auf den SE 1 und 2 herkommen, und welcher Bezug zu den Ereignissen der SE 2 in Modul 3 besteht.</p> <p>Weiterhin geht aus der Formulierung hervor, dass aus den in Modul 3 postulierten Ereignissen der SE 3 und 4a Lastfälle abgeleitet werden, wobei weitere Randbedingungen zu beachten sind. Während also in Modul 3 die Integritätsnachweise mit den zugehörigen zulässigen Beanspruchungsstufen für Ereignisse zu führen sind, spricht Modul 4 von aus den Ereignissen abgeleiteten Lastfällen. Wie da der Zusammenhang ist, ist mir nicht so recht klar.</p> <p>Insgesamt scheint mir eine konsistente Behandlung der SE spezifischen Festigkeitsnachweise für DfU und SHB möglich, wenn:</p> <ul style="list-style-type: none"> - die Zuweisung des Schutzziels B in den Ereignislisten alle Ereignisse umfasst, die auf den SE hinsichtlich der Festigkeit relevant sind, - klar wird, warum in Modul 4 nicht auf die Ereignisse der SE 2 in den Ereignislisten Bezug genommen wird bzw. dies geändert wird, - die Beziehung zwischen Ereignissen und den aus diesen Ereignissen abgeleiteten Lastfällen klarer wird (zu Häufigkeiten steht in Modul 3 ja nichts). <p>Die Zuordnung des Schutzziels B zu einzelnen Ereignissen erfordert gemäß der Struktur von Modul 3 aber nur Nachweise im Hinblick auf den SHB und die Druckführende Umschließung. Nachweisziele für sicherheitstechnisch wichtige Komponenten im Allgemeinen sind in Modul 3 nicht enthalten. Das könnte m. E. die Ursache für Hinweis 1.4 sein.</p> <p>Der Hinweis in seiner gegenwärtigen Formulierung</p> <p><i>"Anforderungen zur Ermittlung von Anlagenzuständen, die für die festigkeitsmäßige Auslegung von sicherheitsrelevanten Komponenten hinsichtlich zeitlich begrenzter statischer, dynamischer oder thermischer Einwirkungen von Bedeutung sind (in der bisherigen technischen Terminologie als Lastfälle bezeichnet), werden in Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten (Modul 10) behandelt."</i></p> <p>ist insofern unzutreffend, als in Modul 10 keine entsprechenden Anforderungen definiert werden. Dort heißt es in Ziffer 3.2.1 (5) lediglich:</p> <p><i>"Für die Sicherheitsebenen 1 bis 4a werden anlagenspezifisch jeweils die Anlagenzustände ermittelt und in einem Katalog zusammengestellt, die für die</i></p>		<p>Strukturverhalten von weiteren sicherheitstechnisch relevanten Komponenten, die in der Analyse der Ereignisse benötigt werden, sind in Modul 3 in Anhang A1 (Matrix für die Beanspruchungsstufen) unter Äußere Systeme gegeben.</p> <p>Die Erfordernis zur Ermittlung von Lastfällen, die Grundlage für die Auslegung von Komponenten ist, wird in Modul 4 Wickel 2.3.1 (3) bzw. 3.3.1 (3) sowie Modul 10 Wickel 5.2.1 (5) formuliert.</p> <p>Der Hinweis 1.4 wird gestrichen, da aufgrund der Änderungen in Modul 4 und 10 hinreichend berücksichtigt.</p> <p>Die Kommentare zu den Lastfällen verdeutlichen auch Unklarheiten im Gebrauch der Beanspruchungsstufen-Matrix von Anhang A1. Daher wird in Hinweis A1.1 eine Ergänzung vorgeschlagen (siehe dort).</p>	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		<p><i>festigkeitsmäßige Auslegung von sicherheitsrelevanten Komponenten hinsichtlich zeitlich begrenzter statischer, dynamischer oder thermischer Einwirkungen die höchsten Anforderungen darstellen. Für diese Anlagenzustände (Lastfallkatalog) ist sichergestellt, dass die auftretenden Einwirkungen bei den Anforderungen an die Auslegung der betroffenen Komponenten (Standisicherheit, Integrität bzw. Funktionssicherheit) dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend berücksichtigt sind."</i></p> <p>Somit ergibt sich hinsichtlich der sicherheitsrelevanten Komponenten gegenwärtig folgende Situation:</p> <ul style="list-style-type: none"> - die Beziehung zwischen den Ereignissen in Modul 3 und den Lastfällen gemäß Modul 10 ist unklar - Nachweiskriterien für die festigkeitsmäßige Auslegung sicherheitsrelevanter Komponenten fehlen, da sich Tabelle 3.1 in Modul 3 nur auf SHB und DfU beziehen, nicht aber auf sicherheitsrelevante Komponenten (Modul 4 geht da insofern weiter, als es nicht nur DfU und SHB behandelt sondern auch die Drucktragende Wandung von Komponenten der Äußeren Systeme) <p>Zu klären wäre also</p> <ul style="list-style-type: none"> - der Bezug zwischen Lastfällen und Ereignissen und den jeweiligen Festigkeitsnachweisen (analog zu DfU und SHB); - die Frage, ob Kriterien für festigkeitsmäßige Nachweise zu si.- re. Komponenten angegeben werden sollen. 			
1471	1 (3), Hinweis 1.4	<p>Kommentar:</p> <p>Hinweis Modul 3 betreffend, wobei Team 4 prüfen sollte, ob dies konsistent mit Modul 4 ist: Die Zuordnung von Lastfällen zu den jeweiligen Beanspruchungsstufen kann eine andere sein als sich bei Verknüpfung der Sicherheitsebenen von Ereignissen gemäß Ereignislisten Modul 3 mit den Beanspruchungsstufen dieser Sicherheitsebenen gemäß Anhang 1 in Modul 3 ergibt. So wäre das Ereignis „Automatische Druckentlastung aus Nennleistung“ beim SWR m. E. durch das Ereignis E3-01 „Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speiswasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem führt“ erfasst und somit der SE 3 zugeordnet. Gemäß Anhang 1 in Modul 3 wäre für dieses Ereignis für die DfU Beanspruchungsstufe C nachzuweisen, sofern Funktionsanforderungen nicht beeinträchtigt werden. Bei der konkreten Anlagenauslegung kann bei einzelnen Anlagen für diesen Lastfall aber durchaus Beanspruchungsstufe B für die DfU nachgewiesen sein. Dies vergrößert letztlich die Reserven und ermöglicht dann, wie in Leibstadt, ein kurzfristiges Wiederanfahren nach diesem Ereignis. Demnach ergeben sich aus den einzelnen Kombinationen „Ereignis – zugehörige Sicherheitsebene – zugehörige Beanspruchungsstufen“ gemäß Modul 3 nur Mindestanforderungen an die festigkeitsmäßige Auslegung.</p>	Teilweise	Die Matrix (Anhang A1) stellt für die Bereiche DfU, Äußere Systeme und Sicherheitsbehälter in Abhängigkeit der Sicherheitsebene die bei der Nachweisführung zu berücksichtigenden Beanspruchungsstufen dar, die teilweise von dem jeweiligen Ereignis bzw. von spezifischen Bedingungen der Ereignisbeherrschung abhängen. Diese zu wählende Beanspruchungsstufen können als Mindestanforderung gesehen werden. Der Nachweis der Einhaltung schärferer Kriterien kann durchaus auch gewählt werden.	
503 505 c	2 (3)	<p>Modultext:</p> <p>Die Nachweisführung erstreckt sich grundsätzlich vom Eintritt eines Ereignisses bis zum Erreichen eines stationären Zustands der Anlage mit dauerhaft gesicherter Unterkritikalität, Nachwärmeabfuhr und Kühlmittelergänzung; bei der Ermittlung eines Quellterms für radiologische Nachweise bis zur Beendigung der Freisetzung.</p> <p>Kommentar:</p>	JA	Ziel führende Präzisierung erforderlich. Die Definition des Begriffs „kontrollierter Anlagenzustand ist in der Definitionsliste zu finden.	Die Nachweisführung erstreckt sich grundsätzlich vom Eintritt eines Ereignisses bis zum Erreichen eines kontrollierten Anlagenzustands stationären Zustands der Anlage mit dauerhaft gesicherter Unterkritikalität, Nachwärmeabfuhr und Kühlmittelergänzung; bei der Ermittlung eines Quellterms für radiologische Nachweise bis zur

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		Wann ist Störfallbeherrschung im eigentlichen Sinne abgeschlossen?			Beendigung der Freisetzung.
1645	2 (3)	Kommentar: Hinsichtlich der Festlegung des Endes eines Störfalls verweist die Arbeitsgruppe auf die diesbezüglich laufenden Beratungen im RSK-Ausschuss ANLAGEN- UND SYSTEMTECHNIK zum Thema "Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls mit Freisetzung von Isoliermaterial und andere Stoffen".	NEIN	Kein Ziel führend beantwortbarer Kommentar, siehe jedoch vorausgehende Zeile.	
504 505 d	2 (4)	Modultext: Bei der anlagenspezifischen Anwendung der Ereignislisten ist für die Sicherheitsebenen 2 bis 4a die Vollständigkeit und der repräsentative Charakter der in den Ereignislisten genannten Ereignisse für alle relevanten Betriebszustände überprüft. Hierzu sind grundsätzlich folgende Arbeitsschritte erfolgt: a) Abgleich der im Zusammenhang mit Errichtungs-, Betriebs- und Änderungs genehmigungen sowie Sicherheitsüberprüfungen gemäß §19a AtG untersuchten Ereignisse mit den in den Ereignislisten (Tabellen 5.1 bis 5.3) zusammengestellten Ereignissen. b) Überprüfung des repräsentativen Charakters der Ereignislisten und – falls erforderlich – anlagenspezifische Ergänzung der Listen. c) Soweit für Sicherheitsebene 2 zweckmäßig, eine Kondensierung der gemäß b) erstellten Ereignislisten unter dem Gesichtspunkt des repräsentativen Charakters einzelner Ereignisse. Eine Kondensierung wird detailliert und nachvollziehbar begründet. (...) Kommentar: Das gilt verstärkt für Sicherheitsebene 3.	NEIN	Eine Kondensierung von Ereignissen hinsichtlich anlagenspezifischer abdeckender Ereignisse ist in Modul 3 nur für die Sicherheitsebene 2 vorgesehen. Bei den Ereignissen der SE3 handelt es sich um repräsentative Ereignisse, deren Analyse grundsätzlich immer durchgeführt werden soll. Hinsichtlich SE3 dürften aus Sicht des Teams demnach nur Ergänzungen notwendig werden. Um neben diesen Erweiterungen ggf. auch anlagenspezifische Anpassungen an den vorhandenen Ereignissen zuzulassen, wird eine Ergänzung unter b) vorgeschlagen. Derartige Anpassungen sind aber grundsätzlich bei der Nachweisführung zu begründen. Es bleibt ferner für den Antragsteller die Möglichkeit Teilergebnisse von anderen Ereignisanalysen für die aktuelle Nachweisführung heranzuziehen.	Bei der anlagenspezifischen Anwendung der Ereignislisten ist für die Sicherheitsebenen 2 bis 4a die Vollständigkeit und der repräsentative Charakter der in den Ereignislisten genannten Ereignisse für alle relevanten Betriebszustände überprüft. Hierzu sind grundsätzlich folgende Arbeitsschritte erfolgt: a) Abgleich der im Zusammenhang mit Errichtungs-, Betriebs- und Änderungs genehmigungen sowie Sicherheitsüberprüfungen gemäß §19a AtG untersuchten Ereignisse mit den in den Ereignislisten (Tabellen 5.1 bis 5.3) zusammengestellten Ereignissen. b) Überprüfung des repräsentativen Charakters der Ereignislisten und – falls erforderlich – anlagenspezifische Ergänzung <u>bzw. Anpassung</u> der Listen. c) Soweit für Sicherheitsebene 2 zweckmäßig, eine Kondensierung der gemäß b) erstellten Ereignislisten unter dem Gesichtspunkt des repräsentativen Charakters einzelner Ereignisse. Eine Kondensierung wird detailliert und nachvollziehbar begründet. (...)
	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel R			Neue Betitelung der Tabellen zur Vereinfachung der Bezugnahmen aus Anlass der nachfolgenden Kommentare.	Tabelle 3.1 <u>a</u> : Sicherheitstechnische Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a <u>für die Reaktoranlage und das Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“</u> Teil 1: Reaktoranlage
505 e 1646	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel R	Kommentar: Das sind Maßnahmen bzw. Sicherheitsfunktionen, aber keine Nachweisziele. Was erforderlich ist, ergibt sich aus den Nachweiskriterien.	JA	Der Kommentar ist berechtigt, da Leistungsabsenkung eine Maßnahme und damit kein direktes Ziel darstellt. Daher erfolgt in Tabelle 3.1 eine Umbenennung des Nachweiszieles.	Nachweisziele <u>Leistungsabsenkung bzw. Reaktorabschaltung Leistungsanpassung bzw. Reaktorabschaltung</u> ^{2a}
110 572	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel R	Modultext: Nur Betriebsphase A sowie beim SWR auch die Betriebsphase E Kommentar: Wieso spielen in Betriebsphase E beim SWR Leistungsabsenkungen und Reaktorabschaltung noch eine Rolle?	JA	Während des Brennelementwechsels in Betriebsphase E ist die Reaktorschnellabschaltung beim SWR zeitweise scharf gestellt, um bei den in dieser Phase durchzuführenden Tests (Funktions- und Unterkritikalitätstest (FUP) sowie Abschaltsicherheitstest (AST)) ein Kritischwer-	^{2a} Nur Betriebsphase A sowie <u>im Hinblick auf die Reaktorabschaltung</u> beim SWR auch <u>die zeitweise in der Betriebsphase E während des Brennelementwechsels</u> .

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				den des Kerns durch das Einschließen von Steuerstäben („Belade-RESA“) zu unterbinden. Daher ist auch für die Phase E des SWR das Nachweisziel „Leistungsabsenkung bzw. Reaktorabschaltung“ zu berücksichtigen. Fußnote in Tabelle 3.1 wird eindeutiger formuliert.	
505 f	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel R	Kommentar: Die Fußnote 3 mit darauf aufbauender Verweisungskette ist außerordentlich schwierig zu interpretieren.	Teilweise	Schwierige Interpretierbarkeit wird hier nicht gesehen, da deutlich wird, dass zum Einen die kurzfristige und zum Anderen die langfristige Abschaltung gemeint sind und dass dabei Unterschiede in der Berücksichtigung der Betriebsphasen anzuwenden sind. Es erfolgt eine Umformulierung, die das Verständnis vereinfachen soll.	 Nachweiskriterien für die Wirksamkeit der Reaktorschnellabschaltung (nur Betriebsphase A sowie beim SWR auch zeitweise in der/die Betriebsphase E während des Brennelementwechsels) und der dauerhaften Abschaltung (alle Betriebsphasen). Die in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1), Ziffern 4-3.2 (6) und 4-3.2 (7), sowie den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“ (Modul 2), Ziffern 6.2 (2), 6.2 (4), 6.3 (1) und 6.3 (4) genannten Randbedingungen sind eingehalten. Beim Brennelementwechsel (Betriebsphase E, SWR) ist das Nichteinschießen des wirksamsten Steuerstabs nicht unterstellt.
	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K			Neue Betitelung der Tabellen zur Vereinfachung der Bezugnahmen aus Anlass der nachfolgenden Kommentare.	Tabelle 3.1b: Sicherheitstechnische Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a für die Reaktoranlage und das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“
111 573	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	Kommentar: Wieso wird bei austauschbaren Komponenten die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit gefordert? Vorschlag: "Weiterverwendbarkeit der Brennelemente" Modultext: Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennelemente	NEIN	Kommentar bezieht sich wahrscheinlich nicht auf SE3 sondern auf SE2, denn nur dort wird die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennelemente gefordert. Auf der SE2 handelt es sich um Transienten, d.h. um vergleichsweise häufige Ereignisse. Wäre die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit bei solchen Ereignissen nicht gegeben, müsste nach jedem Ereignis der Sicherheitsebene 2 eine Inspektion der BE, eine Überprüfung der Auslegungsrechnungen unter Ansatz der aktuell aufgetretenen Belastungen und ggf. ein Austausch von BEs erfolgen. Der Reaktorkern wäre in diesem Fall nicht robust gegenüber Störungen, was er im Rahmen eines defense in depth Konzepts bei vglw. häufigen Ereignissen	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				(SE2) aber sein sollte. Für Transienten der SE3, d. h. tendenziell seltenere Ereignisse oder Auslegungsstörfälle, wird die Brennstabintegrität gefordert. D. h. es können durchaus Veränderungen an den Brennstäben auftreten, wie z.B. Verformungen durch Aufblähen der Hüllrohre, aber die Rückhaltung der eingeschlossenen Spaltprodukte muss gewährleistet sein.	
543	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	Modultext: Schutzziel: Kühlung der Brennelemente Nachweisziel SE2: Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit Kommentar: Ist das geforderte Nachweisziel "Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit" (bedeutet Ausschluss jeglicher Brennstabschäden) im Zusammenhang mit den Nachweiskriterien plausibel/konsistent?	NEIN	Auf der SE2 handelt es sich um Transienten, d.h. um vergleichsweise häufige Ereignisse. Wäre die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit bei solchen Ereignissen nicht gegeben, müsste nach jedem Ereignis der Sicherheitsebene 2 eine Inspektion der BE, eine Überprüfung der Auslegungsrechnungen unter Ansatz der aktuell aufgetretenen Belastungen und ggf. ein Austausch von BEs erfolgen. Der Reaktorkern wäre in diesem Fall nicht robust gegenüber Störungen, was er im Rahmen eines „defense in depth“ Konzepts bei vglw. häufigen Ereignissen (SE2) aber sein sollte. Für Transienten bzw. Leckstörfälle $< 0,1F$ der SE3, wird die Brennstabintegrität gefordert. D. h. es können durchaus Veränderungen an den Brennstäben auftreten, wie z.B. Verformungen durch Aufblähen der Hüllrohre, aber die Rückhaltung der eingeschlossenen Spaltprodukte muss gewährleistet sein. (Siehe auch Antwort auf Kommentar 111).	
1657	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	Kommentar: "Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit" soll bedeuten, dass durch Transienten bedingte Brennstabschäden auszuschließen sind. (K2)	NEIN	Der Begriff "Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit" schließt Brennstabschäden aus. Bei Nichterreichen von DNB und Brennstoffzentral-schmelzen gilt dies als nachgewiesen.	
505 g	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	Kommentar: Inwiefern würde das („Kein unterkühltes Sieden am Hüllrohr“) die Weiterverwendbarkeit in Frage stellen?	JA	Das Auftreten von unterkühltem Sieden stellt die Weiterverwendbarkeit der Brennelemente nicht grundsätzlich in Frage, sodass der Kommentar durchaus berechtigt ist. Für diejenigen Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebes in denen der Primärkreis geöffnet ist (auch beim Übergang von Betriebsphase C nach Betriebsphase D), soll aus Sicht des Teams bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 das Sieden am Hüllrohr ausgeschlossen sein. Damit ist implizit auch die Weiterverwendbarkeit der Brennelemente gewährleistet, sodass dieses als geeignetes Kriterium für die genannten NLB-Phasen erscheint.	Kein unterkühltes Sieden am Hüllrohr
505 h	Tabelle	Kommentar:	NEIN	Es gibt keine pauschale Forderung, da für Lecks	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	3.1, Teil 1, Schutzziel K	Die pauschale Forderung „keine BS-Schäden auf Sicherheitsebene 3“ ist ungerechtfertigt und unangemessen.		<p>> 0,1F auch BS-Schäden zugelassen sind. Die von Modul 3 verfolgte Vorgehensweise bei der Festsetzung der Schadensumfänge für Ereignisse der Ebene 3 ist wie folgt:</p> <p>Die in Modul 3 Revision B formulierten Anforderungen an die Brennstabintegrität bei Störfällen (Sicherheitsebene 3) unterscheidet zwischen den Ereignissen „Transienten der Sicherheitsebene 3“, „Reaktivitätsstörfälle“ und „Leckstörfälle“. Bei den Transienten folgt Modul 3 den bestehenden Anforderungen bzw. der Praxis. Nachweisziel ist hier die Brennstabintegrität. Bei den Reaktivitätsstörfällen wird gefordert, dass der Brennstoff innerhalb des Hüllrohrs verbleibt. Hier wird somit die Brennstabintegrität nicht gefordert.</p> <p>Bei den Leckstörfällen existieren Regelungen in den RSK LL DWR. Gemäß RSK LL Ziffer 2.2 (4) "sind insbesondere der Berechnung der Strahlenbelastung nach dem unterstellten Bruch einer Hauptkühlmittelleitung folgende hypothetische Annahmen zugrunde zu legen: (...) Es ist zu unterstellen, dass 10 % aller Brennstäbe versagen, sofern nicht durch eine Schadensumfangsanalyse ein niedrigerer Wert nachgewiesen ist." Weiter in RSK LL Ziffer 22.1.1 (1)): "Durch die Kernnotkühlung muss gewährleistet sein, dass: (...) infolge von Hüllrohrschäden die in Kapitel 2.2 (4) unter Nr. 2 genannten Freisetzungen von Spaltprodukten nicht überschritten werden". Somit besteht die Anforderung, dass bei großen Leckstörfällen der Brennstabschadensumfang auf 10 % zu begrenzen ist.</p> <p>Für kleinere Leckstörfälle als dem Bruch einer Hauptkühlmittelleitung bestehen bislang keine expliziten Anforderungen. Ein einheitliches internationales Vorgehen liegt hinsichtlich der Leckgröße, ab der Brennstabschäden zulässig sein sollen, nicht vor. Die Leckgröße variiert hier zwischen 20 cm² und dem 0,1 F Leck. Da bei einem Leckereignis die Integrität der DfU (eine der drei metallischen Barrieren) nicht mehr gegeben ist, wird in Anlehnung an die Regelung bei Transienten für Leckstörfälle < 0,1 F als Nachweisziel die Brennstabintegrität formuliert. Im Hinblick auf die Kühlbarkeit des Reaktorkerns wird in Revision B Modul 3 in Umsetzung der RSK LL DWR (Ziffer 22.1.1 (1) Nr.5) eine Be-</p>	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				grenzung der Hüllrohrdehnung derart, dass eine freie Strömungsfläche verbleibt, die eine ausreichende Kühlung der BE sicherstellt. Eine explizite Verknüpfung des 10 % Kriteriums mit der Kühlbarkeit erfolgt in Revision B Modul 3 nicht.	
1638 b	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	Kommentar: Die unzureichende begründete Verschärfung bisheriger Anforderungen (z.B. keine Brennstabschäden auf Sicherheitsebene 3).	NEIN	Siehe vorausgehende Zeile.	
1307	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	Kommentar: Einige Nachweiskriterien zu den Nachweiszielen sind gegenüber der Revision A verändert worden. So wurde für die Sicherheitsebene 3 verlangt, dass bei Leckstörfällen < 0,1 F nur Brennstabschäden < 1 % auftreten dürfen. In Revision B wird nun Brennstabintegrität gefordert und ein Reaktivitätsstörfall ohne weitere Erläuterung (Art des Störfalls) und ohne Begründung eingeführt.	NEIN	Siehe vorausgehende Zeile. Für die Klasse der schon immer vorhandenen Reaktivitätsstörfälle wurde ein geeignetes Nachweiskriterium (aus der RSK Diskussion) in Tabelle 3.1 eingeführt.	
1821	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	Kommentar: In der Revision B des Regelwerks ist diese Forderung sinngemäß nach Modul 3, Tabelle 3.1 verlagert worden. Die Intention und demzufolge auch die Umsetzung dieses Kommentars sind der AG 3 nicht vollständig klar, u.a. weil es die Sicherheitsebene 3a in Revision B nicht mehr gibt. Die AG 3 wird auf die Forderung nach Brennstabintegrität für Leckgrößen kleiner 0,1F ggf. in ihrer Stellungnahme zu Modul 3 eingehen. In jedem Falle sollte in diesem Zusammenhang nochmals das Nachweisziel beim 2F-Bruch diskutiert werden. Der Grenzwert für den Schadensumfang < 10 % ist ein vorgelagertes radiologisches Kriterium. Er ist kein klassisches LOCA- Akzeptanzkriterium. Deshalb sind die zu verwendenden Anfangs- und Randbedingungen auch andere, als bei den Nachweisen für die übrigen LOCA-Akzeptanzkriterien (T-Hülle < 1200°C, Lokale Hüllrohroxydation < 17 %, Gesamtmenge oxydiertes Zirkonium < 1 %). Dies sollte im neuen Regelwerk (wie bereits im alten Regelwerk: Störfall-Leitlinien, Kap.4, Störfallberechnungsgrundlagen, Kap. 2) auch so verankert werden.	NEIN	Mit den Festlegungen in den RSK LL zum Bruch einer Hauptkühlmittelleitung in Ziffer 2 (4) sollen „hypothetische Annahmen“ zur Berechnung der Strahlenbelastung fixiert werden (vergleichbare Festlegungen enthalten die Störfallberechnungsgrundlagen, Ziffern 2.2, 2.3, 2.4, 3.1.1). Mit diesen Annahmen werden vorrangig Anfangs- und Randbedingungen fixiert, die nicht im Rahmen der eigentlichen Störfallanalyse (zur Wirksamkeit der Notkühlsysteme) ermitteln werden können, sondern zur (gesonderten) Berechnung der Strahlenbelastung infolge der Aktivitätsfreisetzung benötigt werden (diese Annahmen betreffen bspw. das Kerninventar sowie das Freisetzungs-, Ablagerungs, Auswasch- und Transportverhalten der unterschiedlichen Isotopengruppen). Eine Ausnahme ist die Unterstellung eines Brennstabschadensumfangs von 10 % (sofern nicht durch eine Schadensumfangsanalyse ein niedrigerer Wert nachgewiesen ist), da sich der Brennstabschadensumfang durch die Notkühlanalyse ergibt. In Bezug auf die Berechnungen zum Brennstabschadensumfang ergeben sich folgende drei zu unterscheidende Fälle: <u>Fall 1</u> betrifft die Analysen, mit denen nachgewiesen werden soll, dass kein größerer Brennstabschadensumfang als 10 % infolge des Störfallablaufs eintritt. Diese Anforderung ist gemäß den RSK LL 22.1.1 (1) eine Anforderung an die Wirksamkeit der Notkühleinrichtungen. Für diese Analysen gelten daher die gleichen Berechnungsvorschriften wie für die „klassischen“ Not-	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				<p>kühlkriterien. Ein diesbezüglicher Konkretisierungsbedarf in Modul 3 oder einem anderen Modul besteht nicht.</p> <p><u>Fall 2:</u> Sofern der Wert von 10 % den radiologischen Berechnungen zu Grunde gelegt wird ist ein Konkretisierungsbedarf in den Modulen nicht gegeben, da keine gesonderten Berechnungen durchgeführt werden.</p> <p><u>Fall 3:</u> Sofern eine gesonderte Schadensumfanganalyse zur Ermittlung der Aktivitätsfreisetzung aus den Brennstäben für die Berechnung der Strahlenbelastung durchgeführt wird, somit eine Berechnung, inwieweit ein kleinerer Wert als 10 % für diese Berechnung herangezogen werden kann, gelten die Anforderungen aus Modul 9 Anhang 1 Abschnitt A1 2. Ein diesbezüglicher Konkretisierungsbedarf besteht nicht.</p>	
112 574	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	<p>Modultext: Leckstörfall:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Brennstabintegrität (sofern Leck $\leq 0,1$ F) - Hüllrohrtemperatur < 1200 °C dd Spezifische sicherheitstechnische Nachweisziele dieser Kriterienkombination sind: - Erhaltung einer Restduktilität des Hüllrohrs, unter Berücksichtigung der transienten, ggf. auch beidseitig stattfindenden Sauerstoff- und Wasserstoffaufnahme in das Hüllrohr, so dass eine Fragmentierung des Hüllrohrs infolge des Ereignisablaufs bzw. der nachfolgenden Handhabungsvorgänge nicht unterstellt wird. Definition Hüllrohroxidationstiefe: Äquivalenter Anteil der durch Oxidation verbrauchten Hüllrohrwand. Die Berechnung der verbrauchten Hüllrohrwand erfolgt gemäß „L. Baker Jr., W. C. Just, Studies of Metal-Water-Reactions of High Temperatures III, Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water-Reaction, ANL-6548, 1962“. - Verhinderung des Erreichens von Temperaturbedingungen, unter denen die Zirkon-Wasser-Reaktion autokatalytisch verläuft. Die Gültigkeit dieser Kriterienkombination zur Erreichung dieser Nachweisziele für die jeweils verwendeten Hüllrohrwerkstoffe und die erwarteten anfänglichen Hüllrohrzustände ist nachgewiesen. - Hüllrohroxidationstiefe < 17 % d - Begrenzung der Hüllrohrdehnung ee Erhaltung einer freien Strömungsfläche, die eine ausreichende Kühlung der Brennstäbe sicherstellt. <p>Kommentar: Wieso werden hier die Kriterien: Zirkoniumumsatz $< 1\%$ und Brennstabschadensumfang $< 10\%$ nicht aufgeführt, wenn im Nachweisziel die Brennstabintegrität explizit benannt ist?</p> <p>Ergänzungsvorschlag: Zirkoniumumsatz $< 1\%$ und Brennstabschadensumfang $< 10\%$</p>	NEIN	<p>Als Nachweisziele sollen künftig nur noch die Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns genannt werden, für die dann ereignisspezifische Nachweiskriterien angegeben sind. Hinsichtlich des KMV gelten weiterhin die Kriterien:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Brennstabintegrität (sofern Leck = 0,1 F) - Hüllrohrtemperatur < 1200 °C - Hüllrohroxidationstiefe < 17 % - Begrenzung der Hüllrohrdehnung <p>Das Kriterium Zirkoniumumsatz $< 1\%$ wird in Tabelle 3.1, Teil 1, unter dem Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ behandelt, da es keine Anforderung ist, die der Kühlbarkeit des Kerns dient. Sie bezieht sich vielmehr auf die Begrenzung der insgesamt erzeugten H₂ Masse, d. h. die Vermeidung von H₂ Verbrennungen im SHB und damit letztlich auf die Erhaltung der SHB Integrität.</p> <p>Hinsichtlich der Kernkühlung ist u. a. das Kriterium „Begrenzung der Hüllrohrdehnung“ aufgenommen worden. Vorliegende Erkenntnisse, wonach die Begrenzung des Schadensumfangs auf 10 % auch eine Begrenzung der Hüllrohrdehnung bewirkt, das Kriterium 10 % Schadensumfang somit auch für die Kernkühlung relevant ist, stellen nach Ansicht des Teams noch keinen abschließend abgesicherten Stand von W&T dar. Das Kriterium Brennstabschadensumfang $< 10\%$ ist daher in Modul 3 dem Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und nicht dem Schutzziel „Kühlung der Brenn-</p>	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				<p>elemente" zugeordnet worden.</p> <p>Ggf. erforderliche Änderungen bzw. Ergänzungen der Notkühlkriterien infolge von Ergebnissen laufender Forschungsvorhaben (ECR Wert in Abhängigkeit vom Hüllrohrtyp, Relocation nach Hüllrohrbersten) werden vorgenommen, sobald gesicherte Erkenntnisse vorliegen.</p> <p>Auf Sicherheitsebene 3 ist bei den Leckstörfällen = 0,1F ein begrenzter Aktivitätsaustrag aus den Hüllrohren erlaubt. Bei den Reaktivitätsstörfällen muss der Brennstoff innerhalb des Hüllrohres verbleiben, der Aktivitätsaustrag ist nicht limitiert. Bei den restlichen Störfällen müssen die Hüllrohre dicht bleiben (nur die betrieblich zulässigen Hüllrohrschäden sind hier erlaubt).</p> <p>Somit erscheint aus Sicht des Teams die Zuordnung der beiden Kriterien zum Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ sinnvoll."</p>	
505 i	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	<p>Kommentar:</p> <p>Die Kopplung von Brennstabintegrität und Begehrbarkeit ist unbegründet.</p>	JA	<p>Der Kommentar ist zutreffend. Es erfolgt in Tabelle 3.1 für das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“ für die Sicherheitsebenen 3 und 4a bei den Betriebsphasen C bis E Änderungen bei der Formulierung der Nachweisziele und Kriterien.</p>	<p>Sicherheitsebene 3:</p> <p>Nachweisziele:</p> <p>Brennstabintegrität bzw. Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns</p> <p>Nachweiskriterien:</p> <p>Brennstabintegrität (Aufrechterhaltung der Brennelementbedeckung)</p> <p>Begehrbarkeit des Sicherheitsbehälters</p> <p>Sicherheitsebene 4a:</p> <p>Nachweisziel:</p> <p>Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns</p> <p>Brennstabintegrität</p> <p>Nachweiskriterien:</p> <p>Begehrbarkeit des SicherheitsbehältersBrennstabintegrität</p>
	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K			Präzisierung.	<p>Notstandsfälle:</p> <p>(Betriebsphase A-C) mechanische Abschaltbarkeit (nur A) und Kühlbarkeit^a Brennstabintegrität</p>
114 576	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	<p>Modultext:</p> <p>Brennstabhüllrohr:</p> <p>Einwände:</p> <p>Es sind keine Nachweiskriterien angegeben, die ja m. E. derzeit auch nicht existieren, siehe Diskussion AST Nov. 2006</p> <p>Änderungsvorschlag:</p> <p>Regelungslücke!!</p>	NEIN	<p>Die Konkretisierung des Nachweisziels „Kühlbarkeit und Abschaltbarkeit des Reaktorkerns“ im Sinne konkreter Nachweiskriterien für diese Ereignisse ist derzeit noch nicht abgeschlossen und daher noch nicht regelungsfähig.</p>	
	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel			Nee Fußnote an das Nachweisziel „Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennelemente“. Ergänzende Präzisierung.	<p>^a <u>Die zur Gewährleistung der uneingeschränkten Weiterverwendbarkeit im Rahmen der Auslegung von Brennelementen sowie von</u></p>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	K				weiteren Kernbauteilen heranzuziehenden Nachweiskriterien werden in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“ (Modul 2), Ziffer 5.2 (1) aufgeführt.
	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K			Straffung in Fußnote b.	^{ce} Kein kritischer Siedezustand an den Brennstabhüllrohren oder Einhaltung eines gemäß „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Nachweisführungen und Dokumentation“ (Modul 6) nachweislich geeigneten Temperatur-Zeit-Kriteriums, das die Integrität des Hüllrohres sicherstellt.
505 j	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K	Kommentar: In Fußnote d ist nicht klar was mit Nachweisziele gemeint ist!	JA	Kommentar ist zutreffend. Fußnote wird umformuliert.	^{de} Durch Einhaltung der Nachweiskriterien wird gewährleistet: Spezifische sicherheitstechnische Nachweisziele dieser Kriterienkombination sind: <ul style="list-style-type: none"> - Erhaltung einer Restduktilität des Hüllrohrs, unter Berücksichtigung der transienten, ggf. auch beidseitig stattfindenden Sauerstoff- und Wasserstoffaufnahme in das Hüllrohr, so dass eine Fragmentierung des Hüllrohrs infolge des Ereignisablaufs bzw. der nachfolgenden Handhabungsvorgänge nicht unterstellt wird eintritt. - Verhinderung des Erreichens von Temperaturbedingungen, unter denen die Zirkon-Wasser-Reaktion autokatalytisch verläuft. <p>Die Gültigkeit dieser Kriterienkombination zur Erreichung dieser Nachweisziele für die jeweils verwendeten Hüllrohrwerkstoffe und die erwarteten anfänglichen Hüllrohrzustände ist nachgewiesen.</p>
	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel K			Fußnote g entfällt infolge Umstrukturierung der VM Ereignisse (siehe unter Kommentar Nr. 1640).	^g Siehe auch Vorsorgemaßnahmen für Notstandsfälle in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von bauli-

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					chen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10).
	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B			Neue Betitelung der Tabellen zur Vereinfachung der Bezugnahme.	<u>Tabelle 3.1c: Sicherheitstechnische Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a für die Reaktoranlage und das Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“</u>
505 k	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B	Kommentar: Das (Anmerkung Team: Tabelleninhalte zum Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“) hat direkt mit Wärmeabfuhr/ BE Kühlung zu tun, nicht mit Aktivitätseinschluss, s. analog Teil 2 der Tabelle.	Teilweise	Die hier dargestellten Nachweiskriterien haben im Sinne dieses Tabellenkonzepts einen direkten Einfluss auf Hüllrohr, DFU und die SHB Integrität. So schützt z.B. die Einhaltung spezifischer KOKA Temperaturen - neben der Gewährleistung bestimmter Kondensationsraten - auch die Integrität des SHB. Ferner bestimmt die maximale Menge des aus der Hüllrohroxidation entstehenden Wasserstoffs auch das Belastungspotential für den SHB bei denkbaren Wasserstoffverbrennungen innerhalb des SHB. Zur Verdeutlichung soll eine zusätzliche Zeile unterhalb der Schutzzielzeile eingefügt werden.	<u>Nachweisziel Erhalt der Barrierenintegrität</u>
	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B			Maßgebend sind die in Anhang A1 genannten Beanspruchungsstufen.	$DWR: P_{PK} < P_{BHSV}^b$ $SWR: P_{PK} < P_{S+E-V}^b$ $P_{PK} < P_{AbsNKs}^c$
1476	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B	Kommentar: Welche SE spezifischen Nachweisziele und –kriterien gelten für sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Komponenten, die nicht Teil der DfU bzw. des SHB sind ?	Teilweise	Sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Komponenten, die nicht Teil der DfU bzw. des SHB sind, fallen unter die so genannten „Äußeren Systeme“, für die in Anhang A1 ebenfalls Beanspruchungsstufen genannt werden, deren Einhaltung bei der ereignisspezifischen Nachweisführung auch nachzuweisen ist. Darauf soll nunmehr explizit verwiesen werden.	<u>Äußere Systeme Siehe Anhang A1 Siehe Anhang A1 Siehe Anhang A1</u>
1658	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B	Kommentar: Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung: Anstatt der Aufzählung der Einzelfälle, in denen das Ansprechen der Druckhalterabblaseventile zulässig ist, sollte festgelegt werden, dass in der Sicherheitsebene 2b das Ansprechen der Druckhalterabblaseventile zulässig ist. (K2)	NEIN	Dieser Kommentar wurde bereits zu Rev. A gestellt. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde dieser bereits berücksichtigt, indem in Revision B das Ansprechen der Druckhalterabblaseventile für Ereignisse der Sicherheitsebene 2 nicht mehr prinzipiell untersagt wird. Es werden vom Team keine Vorteile, die für eine grundsätzliche Aufteilung der Sicherheitsebene 2 in die Ebenen 2a und 2b gesehen, da für alle Ereignisse auf der Ebene 2 in Abhängigkeit der jeweili-	

^b Druck des Reaktorkühlsystems unterhalb des Ansprechdrucks der Druckhaltersicherheitsventile (DWR) bzw. Sicherheits- und Entlastungsventile in der Funktion als Sicherheitsventil (SWR).

^c Druck des Reaktorkühlsystems unterhalb des Ansprechdrucks der Druckabsicherung Nachkühlsystem.

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				gen Betriebsphase dieselben Nachweisziele gelten. Trotzdem wurden die Ereignisse der Sicherheitsebene 2 nochmals dahin gehend überprüft, ob die Möglichkeit einer RESA besteht oder nicht. Bei den Transienten mit möglicher RESA sind - wie in den Ereignislisten dokumentiert - die Nachweise auch hinsichtlich des Schutzzieles R zu führen. Eine Einzelfallregelung hinsichtlich der Zulässigkeit des DH- Abblaseventils wird nicht mehr formuliert. Das Ansprechen dieses Ventils ist somit bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 zulässig (sofern absperrbar ausgelegt).	
115 577	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B	Kommentar: Wieso ist das ASME Spannungskriterium nicht angegeben? Ergänzungsvorschlag: "Spannungen in der DFU < Spannung gemäß ASME code Section III, Division I, NB-3224 Level C Service Limits" Modultext: Druckführende Umschließung: Siehe Anhang A1	NEIN	Generell erfolgt für alle Sicherheitsebenen in Tabelle 3.1 der Verweis auf Anhang A1, in dem den Sicherheitsebenen die Beanspruchungsstufen nach KTA zugeordnet werden. Eine spezielle Behandlung der SE 4a mit Verweis auf den ASME Code erscheint daher nicht angemessen. Für Anhang A1 gilt: Bei der Erstellung des vorliegenden Regeltextentwurfes wurde grundsätzlich versucht, sich ausschließlich auf deutsche Regeln zu stützen. Aus diesem Grund fanden z.B. hinsichtlich des Komponentenverhaltens die KTA-Regeln Verwendung.	
	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B			Verbesserte Strukturierung der Nachweiskriterientabellen (siehe auch unter Kommentar Nr. 1639): Ergänzung einer weiteren Zeile mit dem Nachweisziel „Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Einrichtungen“ anstelle der gleich lautenden Zeile als „Nachweiskriterium. Als zugehörige Nachweiskriterien soll ein Verweis auf die Tabelle zu „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)“ erfolgen, d. h. in Rev. B genannten qualitativen Angaben, die bereits in Modul 1 bzw. Modul 9 genannt sind, sollen hier entfallen.	<u>Nachweisziel Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Einrichtungen</u> <u>Nachweiskriterien</u> <u>siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“^f</u> <u>siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“</u> ^f <u>unter Beachtung ggf. vorhandener vorgelagerter radiologischer oder technischer Vorgaben.</u> <u>Begrenzung der Aktivitätskonzentration im Sekundärdampf bei betrieblichen Leckagen (DWR)</u> <u>Vermeidung unkontrollierter und/oder unzulässig hoher Aktivitätsabgaben in die Umgebung (Luft, Wasser, Boden) direkt oder über angrenzende Systeme</u> <u>Einhaltung auslegungskonformer Freisetzungspfade und Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung direkt oder über angrenzende Systeme</u>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					Reduzierung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung direkt oder über angrenzende Systeme
1644	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B	Kommentar: Die konsistente Verwendung des Begriffs "Sicherheitsfunktion" (Fußnote b)).	JA	Präzisierung.	^b Druck des Reaktorkühlsystems unterhalb des Ansprechdrucks der Druchhaltersicherheitsventile (DWR) bzw. Sicherheits- und Entlastungsventile in der <u>Funktion als Sicherheitsventil funktion</u> (SWR).
	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B			Redaktionelle Anpassung in Fußnote d.	^d Zur m-Vorgehen bei der Bestimmung des Auslegungsdrucks des Sicherheitsbehälters siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Nachweisführungen und Dokumentation“ (Modul 6), Anhang 2.
116 578	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B	Kommentar: 1. Fußnote fehlt 2. $PSHB \leq PSHB-A$ ist kein geeignetes Nachweiskriterium beim FLAB, wenn es zur Penetration des SHB kommt. Möglicherweise enthält die fehlende Fußnote e die notwendige Erläuterung	JA	Text für die in Rev. B vorgesehene Fußnote e ist zu ergänzen. Der Einwand des Kommentars, dass $p_{SHB} < p_{SHB-A}$ für FLAB kein geeignetes Nachweiskriterium ist, ist korrekt, da infolge des Ereignisses mit einer erhöhten Undichtigkeit des SHB zu rechnen ist. Dagegen ist die Einhaltung des genannten Nachweiskriterium für die ATWS-Fälle wichtig.	^e <u>Kriterium für ATWS Ereignisse.</u>
4	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel B	Kommentar: Die Fußnote e) in Tabelle 3.1 Reaktoranlage (betreffend Schutzziel B, SE 4a) fehlt.	JA	Siehe vorausgehende Zeile.	
113 575	Tab. 3.1, Teil 1, Schutzziel B und S	Kommentar: Nachweisziele nicht angegeben, statt dessen prompter Übergang auf die Nachweiskriterien; auf Seite 8 wird man dann das radiologische Sicherheitsziel eingeführt; das eigentlich m. E. das Nachweisziel für das Schutzziel B darstellt; so ergibt sich ein Bruch in der Logik. Ergänzungsvorschlag: Zeile einfügen: Nachweisziel = Einhaltung des radiologischen Sicherheitszieles und Inhalt der Tabelle auf Seite 8 in den Vorspann übernehmen.	NEIN	Die Strukturierung der Tabellen in Schutzziel, Nachweisziel und Nachweiskriterien erfolgte an den Stellen, an denen dies sinnvoll ist. Bei den Tabellenteilen, bei denen dies u. E. nicht der Fall ist, sollte diese Struktur nicht „künstlich“ eingefügt werden. Dies ist bei Tabelle 3.1 Teil 1 Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ der Fall, da zwischen dem Schutzziel und den Nachweiskriterien ein hilfreiches Nachweisziel nicht mehr vorliegt. Die radiologischen Sicherheitsziele (d.h. die Vorgaben der StrlSchV) sind nicht die Nachweisziele für das Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“, da vorgelagerte technische Kriterien (z.B. Einhaltung von Druck- und Temperaturkriterien, Begrenzung des Ausmaßes chemischer Reaktionen etc.) vorhanden sind. Insofern kann dem Vorschlag dieses Nachweisziel einzuführen, nicht gefolgt werden. Auch dem Vorschlag die Tabelle auf Seite 8 (Radiologie) zu streichen und als Vorspann zu	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				übernehmen sollte nicht gefolgt werden, da die Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele Bestandteil der Nachweisführung ist (und manche Ereignisse ausschließlich darauf abzielen). Für diese, durch S in den Listen gekennzeichneten Ereignisse, ist dann zusätzlich nachzuweisen, dass die gesetzlich vorgeschriebenen Grenzwerte (aus der Strahlenschutzverordnung) eingehalten werden.	
1639	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel S	Kommentar: Radiologische Nachweisziele müssen als übergeordnete Sicherheitsziele Bestandteil des Moduls 1 sein (Tabelle 3.1). Radiologische Nachweisziele sind nur bei den Ereignissen von Bedeutung, bei denen mehrere Barrieren verloren gehen.	NEIN	<p>In den Störfalleitlinien gibt es Ereignisse, die als radiologisch relevant eingestuft werden (RA Kennzeichnung) und für die die radiologischen Auswirkungen zu berechnen sind. Diese Vorgehensweise soll in Modul 3 beibehalten werden, sodass radiologisch relevante Ereignisse in den Ereignislisten speziell gekennzeichnet sind (Kennzeichnung mit S). Für diese ist die Einhaltung der Strahlenschutzgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung nach den Paragraphen 46 und 47 für die Sicherheitsebene 2 bzw. der Störfallplanungswerte für die Sicherheitsebene 3 nachzuweisen.</p> <p>Da sämtliche zu untersuchende Ereignisse im Modul 3 zusammengefasst sind, wobei gleichzeitig die nachzuweisenden Schutzziele und die damit verbundenen Nachweiskriterien dort aufgelistet sind, soll die entsprechende Zuordnung auch in Modul 3 erfolgen. In Modul 1 sind übergeordnet die ebenenbezogenen radiologischen Sicherheitsziele aufgeführt (Abschnitt 2.4).</p> <p>Tabelle 3.1 von Modul 3 Rev. B zur „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)“ sowie die diesbezüglichen Zeilen in Tabelle 3.2 sollen in Tabelle 3.3 (Rev. C) zusammengefasst werden.</p>	<i>Streichung der Tabelle 3.1 „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)“.</i>
117 579	Tabelle 3.1, Teil 1, Schutzziel S	Kommentar: Dieser Teil der Tabelle wirkt inkonsistent mit den übrigen Teilen. Inhalt der Tabelle auf Seite 8 in den Vorspann übernehmen	NEIN	In der Tabelle für die „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“ wird für die radiologisch relevanten Ereignisse, die in den Ereignislisten mit S gekennzeichnet sind, die Einhaltung der von den Sicherheitsebenen abhängigen Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung gefordert. Aus Sicht des Teams handelt es sich um eine konsequente und logische Fortsetzung der vorangestellten Tabellen mit den Nachweiskriterien zu den drei definierten Schutzzielen. Für die Sicherheitsebene 4 existieren in der Strahlenschutz-Verordnung keine anwendbaren radiologischen Kriterien. (Siehe auch Antwort zum Kommentar 113).	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	Tab. 3.1, Teil 2			Neue Betitelung der Tabellen zur Vereinfachung der Bezugnahme.	Teil-Tabelle 3. 2: <u>Sicherheitstechnische Nachweisziele und –kriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a für die Brennelementlagerung und –handhabung</u>
118 580	Tab. 3.1, Teil 2	Kommentar: 1. Diese Tabelle bedarf m. E. einer Überarbeitung, um eine konsistente Darstellung in Schutzzielen, Nachweiszielen und –kriterien zu erreichen. 2. Bezüglich des radiologischen Sicherheitszieles gilt die Bemerkung unter 4 bzw. 8 dieser Tabelle 3. Kann man in den Betriebsphasen A-C wirklich von Brennelementlagerung und –handhabung sprechen (siehe Titel der Tabelle)?	NEIN	Anlass des Kommentars zu 1.) und 2.) ist nicht klar. Zu Nr. 3: Die Tab. 3.1, Teil 2 ist der Ereignisliste der Tabelle 5.3 zugeordnet und auch nur für die dort enthaltenen Ereignisse anzuwenden. Diese Ereignisse betreffen ausschließlich das Brennelement-Lagerbecken, das Trockenlager und in wenigen Fällen auch Transportbehälter. Ein Teil dieser Ereignisse kann auch während der Betriebsphasen A-C der Anlage eintreten, so dass auch für diese Betriebsphasen Nachweisziele und -kriterien zu definieren sind. Sie können aus Sicht des Teams unter dem Oberbegriff Brennelementlagerung und -handhabung in Tabelle 3.1 Teil 2 zusammengefasst werden.	
	Tab. 3.1, Teil 2			Redaktionelle Anpassung an Tabelle 3.1	Sicherheitstechnisches -Nachweisziel: Sicherheitstechnische -Nachweisziele: Sicherheitstechnische -Nachweisziele:
	Tab. 3.1, Teil 2			Verbesserte Strukturierung der Nachweiskriterientabellen (siehe auch unter Kommentar Nr. 1639): Ergänzung einer weiteren Zeile mit dem Nachweisziel „Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Gebäuden und Systemen“ anstelle der gleich lautenden Zeile als „Nachweiskriterium. Als zugehörige Nachweiskriterien soll ein Verweis auf die Tabelle zu „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)“ erfolgen, d. h. in Rev. B genannten qualitativen Angaben, die bereits in Modul 1 bzw. Modul 9 genannt sind, sollen hier entfallen.	<u>Nachweisziel</u> <u>Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Gebäuden und Systemen:</u> <u>Nachweiskriterien</u> <u>siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“^a</u> <u>siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“</u> ^a <u>unter Beachtung ggf. vorhandener vorgelagerter radiologischer oder technischer Vorgaben.</u> Vermeidung unkontrollierter und unzulässig hoher Aktivitätsabgaben in die Umgebung (Luft, Wasser, Boden) direkt oder über angrenzende Systeme Einhaltung auslegungskonformer Freisetzungspfade und Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung direkt oder über angrenzende Systeme Reduzierung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung direkt oder über angrenzende Systeme
	Tab. 3.1,			Sprachliche Anpassung in Fußnote c.	^c Nachweisziele der entsprechenden Schutzziele

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	Teil 2				le -nur für nasse Lagerungs- und Handhabungsvorgänge gültig.
	Tab. 3.1, Teil 2			Tabelle 3.1 von Modul 3 Rev. B zur „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)“ sowie die diesbezüglichen Zeilen in Tabelle 3.2 sollen in Tabelle 3.3 (Rev. C) zusammengefasst werden.	<p><i>Streichen der Zeilen zur „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)“ in Tabelle 3.2 und Ergänzen einer Tabelle 3.3 mit der Überschrift:</i></p> <p><u>Tabelle 3.3: Radiologische Sicherheitsziele der Sicherheitsebenen 2 bis 3 für die Reaktoranlage und die Brennelementlagerung und -handhabung</u></p>
581	Tab. 4.1	<p>Modultext: Tabelle 4.1: Definition der Betriebsphasen für DWR und SWR</p> <p>Kommentar: Diese Definitionen erfolgen bereits auf den Seiten 1 und 2 des Fließtextes</p> <p>Änderungsvorschlag: Kurzer Verweis auf Tabelle 4.1 auf Seite 1</p>	NEIN	Der Verweis auf die Tabellen 4.1 bis 4.3, die die Abgrenzungen der definierten Betriebsphasen enthalten, ist unter Hinweis 1.2 (Seite 2 am Ende von 1 (2)) vorhanden. Im Sinne der Erhalt einer guten Lesbarkeit sollte keine Änderung erfolgen.	
1836	Tab. 4.1 + 4.2	<p>Kommentar: <u>Phasengrenze zwischen den Phasen A und B:</u> Die Definition der Phasengrenze zwischen den Phasen A und B mit c(H-K) ist sehr unpräzise und ergibt überdies inhaltlich wenig Sinn. Im Nachgang zu den Ereignissen in KKP wurde bemängelt, dass die im BHB enthaltenen Kriterien für die Festlegung von Systemverfügbarkeiten zu unpräzise sind und daher Phasen für den Nichtleistungsbetrieb mit scharfen Kriterien am Übergang zwischen den einzelnen Phasen festgelegt werden sollten. Das Kriterium c(H-K) ändert sich sowohl mit dem Abbrand über einen Brennelementzyklus als auch für jeden Zyklus, abhängig von der Beladung. Insofern handelt es sich hier nicht um einen präzisen, möglichst einprägsamen Grenzwert. Unabhängig davon ist dieser Grenzwert im Hinblick auf die erforderliche Systemverfügbarkeit ohne Bedeutung. Es ließe sich daraus lediglich ableiten, dass dann keine Boriersysteme mehr verfügbar sein müssen. Das ist ohne Bedeutung, da die Borierung immer einhergeht mit Leckageergänzung, die wieder abhängig ist von anderen Kriterien. Eine Notwendigkeit dazu besteht ebenfalls nicht, da die Bedingungen aus den Leistungsbetrieb auch beim An- und Abfahren ausreichend sind. Als Phasengrenze für die Abgrenzung der Betriebsphasen A und B ist die Reaktorschnellabschaltung heranzuziehen. Dieser Vorgang ist markant, dem Schichtpersonal sehr eingängig und hinsichtlich Systemverfügbarkeit wesentlich aussagefähiger. Der große Einfluss auf die Systemverfügbarkeit resultiert aus der nach der Abschaltung nicht mehr vorhandenen Speicherenergie im Reaktorkern. Deshalb wird wesentlich weniger Kühlmittel nach der Entspeicherung benötigt, um den Kern ausreichend zu kühlen. Daraus resultiert wieder der deutliche Einfluss auf die Systemverfügbarkeiten beim An- und Abfahren.</p> <p><u>Grenze zwischen den Phasen D und E</u> Die Anforderung „vollständiges Fluten der Reaktorgrube“ ist unverhältnismä-</p>	NEIN	Siehe Anhang 4 (siehe dort insbesondere auch die Gegenüberstellung der in Modul 3 verwendeten Betriebsphasendefinitionen mit denen des Entwurfs zur KTA 1201). Es wird ersichtlich, dass die in KTA 1201 verwendeten Betriebsphasen im Wesentlichen zu den in Modul 3 definierten konform sind.	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		<p>ßig restriktiv. Mit der Einspeisung einer Kühlmittelmenge in Höhe des Inventars eines Flutbehälters ist das Ziel, eine ausreichende Karenzzeit zu schaffen, ebenfalls erreicht. Darüber hinaus ist das Phasenabgrenzungskriterium „Position Dichtschütz“ inkonsequent angewandt worden, was im Widerspruch zur gegenwärtigen Praxis steht und zusätzliche Unklarheiten bei der Phasendefinition erzeugt (s. auch Kommentar zur Definition Phase E).</p> <p><u>Definition der Phase E:</u> In dieser Phase wird nicht berücksichtigt, dass sich die systemtechnischen Randbedingungen mit dem Ziehen des Beckenschützes deutlich ändern, da in diesem Zustand auch das Beckenkühlsystem zur Abfuhr der Nachwärme aus dem Reaktorkern genutzt werden kann. Von dieser Verbesserung kann mit der jetzigen, nicht nach den unterschiedlichen systemtechnischen Zuständen differenzierenden Definition der Phase E kein Kredit genommen werden und führt somit zu einer nicht begründeten Verschärfung.</p> <p><u>Beginn der Phase A nach dem Anfahren:</u> Die Borkonzentration $c(H-K)$ hat im Zusammenhang mit dem beginnenden Leistungsbetrieb wenig Bedeutung, da die Anlage sich im Zustand Nulllast heiß befindet und hier eine Konzentration $c(H)$ ausreichend ist. Hier bietet es sich an, das „Entborieren mit dem Ziel der Kritikalität“ als Kriterium zu verwenden. Dieses auf den ersten Blick sehr undefinierte Kriterium gewinnt an Bedeutung, wenn der aufsichtliche Vorgang zum Wiederanfahren einer Anlage mit in die Betrachtung einbezogen wird. Für das Wiederanfahren ist in der Regel die Zustimmung der Aufsichtsbehörde erforderlich. Diese wird erst erteilt, wenn alle Prüfungen abgeschlossen sind. Die anschließende Freigabe (durch die Kraftwerksleitung) zum Wiederanfahren ist wiederum ein so einprägsamer und präziser Vorgang, dass er sich als Kriterium zum Übergang in den Leistungsbetrieb bewährt hat.</p>			
1651	Tab. 4.1 + 4.2	<p>Kommentar: Bisher stellte schon die Nachwärmeabfuhr über den Sekundärkreislauf die Grenze zum Nichtleistungsbetrieb dar. (K2)</p>	NEIN	Dieser Kommentar wurde bereits zu Rev. A gestellt. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde dieser bereits berücksichtigt, indem eine weitere Betriebsphase eingeführt wurde, die die Nachwärmeabfuhr über den Sekundärkreislauf beinhaltet.	
1654	Tab. 4.1 + 4.2	<p>Kommentar: Die Definition des Nichtleistungsbetriebes unterscheidet zwischen Abfahren der Anlage und Anfahren der Anlage. Dies hat zur Folge, dass der Nichtleistungsbetrieb in der Abgrenzung zum Leistungsbetrieb unterschiedliche Grenzbedingungen zwischen Ab- und Anfahren aufweist. Hier sollte eine eindeutige Regelung herbeigeführt werden, die unabhängig von An- und Abfahren die Grenze definiert. (K2)</p>	NEIN	Dieser Kommentar wurde bereits zu Rev. A gestellt. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde dieser bereits berücksichtigt, indem die Grenzbedingungen zum Leistungsbetrieb so definiert wurden, dass der Übergang zum An- bzw. Abfahren bei identischen Kriterien stattfindet. Die exakte Definition der Betriebsphasen mit dem Zeitpunkt des Beginns und des Endes ist in Tabellen 4.1 bis 4.3 des Moduls 3 dargestellt.	
1656	Tab. 4.1 + 4.2	<p>Kommentar: Die Definition der Betriebsphase A entspricht nicht der Praxis. Die Vermischung von Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb ist nicht sinnvoll. (K2)</p>	NEIN	Dieser Kommentar wurde bereits zu Rev. A gestellt. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde dieser bereits berücksichtigt, indem die Definition bei der Bearbeitung der Ereignisliste	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	Phase C				senke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen <u>werden</u> .
	Phase D				Die betriebliche Nachwärmeabfuhr wird von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen, der Primärkreislauf ist druckdicht verschlossen. Der Primärkreislauf ist gerade -noch druckdicht verschlossen. Der Primärkreislauf ist gerade -nicht mehr druckdicht verschlossen.
	Phase E				Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch nicht vollständig geflutet. Der Flutraum und das Absetzbecken wurden gerade <u>sind</u> vollständig geflutet.
	Phase F				Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade noch nicht gesetzt. Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade gesetzt.
	Phase E				Bei vollständig in das Brennelement-Lagerbecken ausgeladenem Kern <u>ist die Dichtfunktion des Beckenschützes nicht mehr gegeben</u> wird mit dem Ziehen des Beckenschützes begonnen, es ist gerade noch nicht angehoben. Der Flutraum und das Absetzbecken sind vollständig geflutet, <u>die Dichtfunktion des Beckenschützes ist nicht mehr gegeben</u> mit dem Ziehen des Beckenschützes wurde gerade begonnen.
	Phase D				Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch <u>vollständig</u> gefüllt, mit dem Entleeren wird begonnen. Mit dem Entleeren des Der Flutraums und des das Absetzbeckens wurde gerade begonnen <u>sind nicht mehr vollständig gefüllt.</u>
	Phase C				Mit den Arbeiten zum Verschließen des Primärkreislaufes wurde begonnen, er ist gerade Der <u>Primärkreislauf ist</u> noch nicht druckdicht verschlossen. Der Primärkreislauf wurde gerade <u>ist</u> druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem).

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	Phase B				<p>Die betriebliche Nachwärmeabfuhr kann noch von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen werden. Die betrieblichen Auslegungsgrenzen des Nachwärmeabfuhrsystems (Druck und Temperatur im Primärkreislauf) sind gerade noch eingehalten, so dass die Nachwärmeabfuhr noch über die primärseitige Wärmesenke erfolgt.</p> <p>Die betriebliche Nachwärmeabfuhr kann nicht von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen werden. Die betrieblichen Auslegungsgrenzen des Nachwärmeabfuhrsystems (Druck und Temperatur im Primärkreislauf) sind gerade nicht mehr eingehalten, die Wärmeabfuhr erfolgt über die sekundärseitige Wärmesenke.</p>
	Phase A				<p>Die Borkonzentration <u>ist \geq c(H-K)</u> wird während der Entborierung zum Anfahren gerade noch eingehalten.</p> <p>Die Borkonzentration <u>ist $<$ c(H-K)</u> wird beim Anfahren der Anlage gerade unterschritten.</p>
	Tabelle 4.2, Definition			Richtigstellung.	<p>¹ Definition c(H-K): c(H-K) ist die Borkonzentration, mit der beim jeweiligen Abbrandzustand eines xenon- und steuerstabsfreien <u>steuerle-</u> <u>mentfreien</u> kalten Kerns die gemäß Tabelle 3.1, Teil 1 für die Betriebsphase B geforderte Abschaltreaktivität gerade sichergestellt ist.</p>
1652	Tab 4.3	Kommentar: Das Herausfahren der Steuerstäbe beim SWR kann sich über Stunden bis Tage erstrecken und die Leistung variiert in dieser Zeit zwischen 0 und 100%, diese vorgesehene Abgrenzung ist daher zu unscharf. (K2)	NEIN	Dieser Kommentar wurde bereits zu Rev. A gestellt. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde dieser bereits berücksichtigt, indem die Abgrenzung mit dem "Beginn des Ausfahrens der Steuerstäbe". Genauer gefasst wurde.	
1608	Tab. 4.3	Kommentar: Durch die Definition der Abgrenzungen verbleibt auch eine Grauzone, z.B. zwischen „gerade noch nicht gefüllt“ und „gerade gefüllt“.	JA	Die gewählte Definition hinterlässt keine Grauzone. Gerade noch nicht gefüllt bedeutet $<$ als Sollfüllstand gerade gefüllt bedeutet \geq Sollfüllstand. Die Definitionen werden nochmals hinsichtlich einer eindeutigeren Formulierung bearbeitet. Der Inhalt ändert sich durch diese Überarbeitung nicht in seiner Aussage.	<p>Die Anlage wird durch das Einfahren der Steuerstäbe nuklear abgeschaltet, die Steuerstäbe sind gerade noch nicht vollständig eingefahren.</p> <p>Die Anlage wurde durch das <u>vollständige</u> Einfahren der Steuerstäbe gerade nuklear abgeschaltet.</p>
	Phase A				
	Phase B				

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	Phase C				<p><u>Die Wärmeabfuhr erfolgt ausschließlich über die Hauptwärmesenke. Die betriebliche Nachwärmeabfuhr kann noch nicht vom (Not- und Nachkühlsystem) übernommen werden.</u>Die Nachwärmeabfuhr erfolgt gerade noch über die Hauptwärmesenke, kurz vor dem Übergang auf das nukleare Nachkühlsystem.</p> <p>Die Nachwärmeabfuhr wird gerade vom nuklearen Nachkühlsystem übernommen, das Reaktorkühlsystem ist druckdicht verschlossen.</p>
	Phase D				<p>Das Reaktorkühlsystem ist gerade noch druckdicht verschlossen.</p> <p>Das Reaktorkühlsystem ist gerade nicht mehr druckdicht verschlossen.</p>
	Phase E				<p>Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch nicht vollständig geflutet.</p> <p>Der Flutraum und das Absetzbecken wurden gerade vollständig geflutet.</p>
	Phase D				<p>Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch gefüllt, mit dem Entleeren wird begonnen.</p> <p>Mit dem Entleeren des Der Flutraums und des das Absetzbeckens wurde gerade begonnen<u>sind nicht mehr vollständig geflutet.</u></p>
	Phase C				<p>Mit den Arbeiten zum Verschließen des Das Reaktorkühlsystems wurde begonnen, er ist gerade noch nicht druckdicht verschlossen.</p> <p>Das Reaktorkühlsystem wurde gerade<u>ist</u> druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit dem nuklearen Nachkühlsystem.</p>
	Phase B				<p>Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wird zum Anfahren beendet.</p> <p>Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wurde gerade zum Anfahren beendet.</p>
	Phase A				<p>Mit dem Ziehen der Steuerstäbe zum Zweck der Leistungserzeugung wird begonnen, die Steuerstäbe sind gerade noch vollständig eingefahren.</p> <p>Die Anlage wird durch das Ausfahren der Steuerstäbe nuklear angefahren, die Steuerstäbe sind gerade noch<u>nicht mehr vollständig</u> eingefahren.</p>
	Phase F				<p>Die Brennelemente sind vollständig aus dem</p>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					<p>Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade gesetzt.</p> <p>Das Beckenschütz wird bei vollständig in das Brennelement-Lagerbecken ausgeladenem Kern gerade-gezogen.</p>
	5 Hinweis 5.1			Folgeänderung resultierend aus den Änderungen gemäß Antwort zu Kommentar Nr. 1640.	<p>Erläuterungen zu den Ereignislisten</p> <p>Die Ereignislisten umfassen für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb von DWR und von SWR sowie für das Brennelement-Lagerbecken (bei DWR und SWR) die Sicherheitsebenen 2 bis 4a gemäß den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1). Für die Sicherheitsebene 2 liegt ein umfassendes Ereignisspektrum vor. Bei der anlagenspezifischen Überprüfung kann diese Auflistung mit dokumentierter Begründung auf repräsentative Ereignisse kondensiert werden. Für die Sicherheitsebene 3 sind für DWR und SWR repräsentative Ereignisse aufgeführt. Außerdem sind die für die Sicherheitsebene 4a zu betrachtenden Ereignisse berücksichtigt. Die Vorgehensweise auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c ist in gesonderten Regelungen dargestellt (siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7)).</p> <p><u>Für die nachfolgend aufgelisteten Ereignisse</u></p> <ul style="list-style-type: none"> – <u>anlageninterner Brand mit redundanzübergreifenden Auswirkungen,</u> – <u>anlageninterne Überflutung,</u> – <u>Absturz und Anprall von Lasten mit potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen,</u> – <u>Komponentenversagen mit potentiellen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen,</u> – <u>elektromagnetische innere Einwirkungen,</u> – <u>Kollision von Fahrzeugen mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen, Strukturen und Komponenten auf dem Anlagengelände auf dem Anlagengelände,</u> – <u>Anlageninterne Explosionen, einschließlich Radiolyse-gasexplosionen in Systemen und Komponenten,</u> – <u>Extreme standortabhängige Einwirkungen wie hohe/niedrige Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und andere ggf. standortspezifische Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, SchlammLawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen im Kühlwasser (bspw. Muschelbewuchs, Quallen),</u> – <u>Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut, Schiffsunfälle,</u> – <u>elektromagnetische äußere Einwirkungen,</u>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					<ul style="list-style-type: none"> – <u>Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder benachbarten Anlagen,</u> – <u>Flugzeugabsturz,</u> – <u>anlagenexterne Explosion, anlagenexterner Brand sowie</u> – <u>Eindringen gefährlicher Stoffe.</u> <p>sind in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10) , Abschnitt 2 und 3, Auslegungsanforderungen vorgegeben, die sicherstellen, dass redundanzübergreifende bzw. ggf. sonstige nicht beherrschbare Auswirkungen nicht eintreten können. Daher sind den vorgenannten Ereignissen in den Ereignislisten keine Schutzziele zugewiesen, sondern es wird auf o. g. Abschnitte verwiesen.</p> <p>Ereignisse infolge Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter sind nicht Gegenstand der Ereignislisten. Die Ereignislisten sind innerhalb der einzelnen Sicherheitsebenen in Ereigniskategorien unterteilt. Ereigniskategorien umfassen grundlegende physikalische Zustandsänderungen, Ereignisse oder Einwirkungen, die zu einer Nichtinhaltung von mindestens einem Schutzziel führen können.</p> <p>(...)</p> <p>Folgende Ereigniskategorien sind <u>zwecks Strukturierung der Listen</u> anlagentypspezifisch <u>bestimmt gewählt worden</u>, wobei zu beachten ist, dass nicht alle Kategorien in jeder Sicherheitsebene, jedem Betriebszustand bzw. für jede Betriebsphase von Relevanz sind. Für den DWR gelten:</p> <p>(...)</p>
1615	5, Hinweis 5.1	Kommentar: Im Hinweis ist mit der Auflistung der Ereigniskategorien eine Anforderung verbunden („Folgende Ereigniskategorien sind anlagenspezifisch bestimmt“, d.h. gemeint ist: sind zu bestimmen). Dies ist keine Erläuterung und daher nicht als Hinweis zu führen.	JA	Die Ereigniskategorien stellen für die Ereignislisten nur eine Strukturhilfe dar, mit deren Hilfe die Ereignisse der Ereignislisten nach bestimmten physikalischen Vorgängen sortiert werden. Die Formulierung des Hinweises 5.1 bedeutet keine Aufforderung an den Nachweisführenden, die Ereigniskategorien bei der Nachweisführung anlagenspezifisch zu bestimmen. Sie ist ausschließlich anhand der in den Listen genannten Ereignisse zu führen.	
203	5 Hinweis 5.1	Kommentar: Eine Überspeisung des Lagerbeckens bei DWR mit Deionat ist im Notfall vorgesehen und nicht nur ein Ereignis der Ebene 2.	Teilweise	Modul 3 behandelt ausschließlich Ereignisse der Sicherheitsebenen 2 bis 4a. Somit sind Notfallmaßnahmen nicht Thema dieses Moduls. Aber: das Ereignis soll entfallen, da es aus Sicht des Teams eine Auslegungsanforderung für das BE-Becken darstellt.	<ul style="list-style-type: none"> – Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken, <p>Zunahme des Kühlmittelinventars,</p> <p>(...)</p>
200	5 Hinweis 5.1	Kommentar: Die Formulierung „Reaktivitätsereignis“ für das BE-Lagerbecken bei SWR und DWR im Sinne von Kritikalitätsstörfall ist irreführend, da ein derartiger Störfall nicht unterstellt und analysiert wird. Es sollte heißen: „Störfallbedingter Reaktivitätsanstieg“ oder „Ereignisabhängiger Reaktivitätsanstieg“.	JA	Kommentar ist berechtigt: Die Ereigniskategorie „Reaktivitätsereignisse im Brennelement- Lagerbecken“ wird in „Reaktivitätsänderungen im Brennelement-Lagerbecken“ umbenannt	<ul style="list-style-type: none"> – Ausfall in der Energieversorgung, – Reaktivitätsereignis <u>Reaktivitätsänderungen</u> im Brennelement-Lagerbecken, – (...)
	5 Hinweis 5.1			Anpassung an VM Änderungen.	<p>(...)</p> <p>Ereignisse, für die <u>anstelle des Nachweises der Wirksamkeit von Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung des Ereignisses die Möglichkeit besteht</u>, die Wirksamkeit</p>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					und Zuverlässigkeit von Vorsorgemaßnahmen nachzuweisen, so dass der Eintritt dieser Ereignisse so unwahrscheinlich ist, dass er nicht mehr unterstellt zu werden braucht, gewiesen wird , sind mit VM gekennzeichnet. (...)
1475	5	Kommentar: Die Rubrik „Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise“ in den Ereignislisten enthält m. E. keinerlei Hinweise im Hinblick auf das Schutzziel B für DfU und äußere Systeme. Z. B. gibt es keinerlei Hinweise zu Temperaturannahmen, die bei Kaltwassereinspeisungen (thermische Belastungen) zu treffen sind. Ob derartige Hinweise nicht erforderlich sind oder ob über diesen Bereich lediglich nicht systematisch genug nachgedacht wurde, kann ich nicht beurteilen.	JA	Für das Schutzziel B sind aus Sicht des Teams keine zusätzlich zu berücksichtigenden Randbedingungen erforderlich, da die zu berücksichtigenden Nachweiskriterien durch die Kriterien der Tabelle 3.1 in Kombination mit Anhang A1 vollständig genannt werden. Dort sollen die Äußeren Systeme nunmehr explizit über Anhang A1 in Bezug genommen werden (siehe unter Kommentar Nr. 1476).	
1647	5	Kommentar: Die Spalte "Randbedingungen und Anmerkungen" muss entweder vollständig entfernt werden oder systematisch aufgebaut werden. In der jetzigen Form ist nicht klar, was der Anwender mit den Texten dieser Spalte anfangen soll: besitzen sie einen bindenden Charakter oder besitzen sie den Charakter von Bemerkungen oder Hinweisen. Um eine Regelklarheit zu erreichen, sollte im Modul 3 wie folgt vorgegangen werden: - falls Anmerkungen oder Hinweise wirklich notwendig sind, sollten sie in einer separaten Spalte oder sonst wie deutlich gekennzeichnet werden. (K3) - muss an einer zentralen Stelle für das Modul 3 insgesamt ausgesagt werden, dass die Anforderungen aus der neuen Spalte "Randbedingungen" für den betreffenden Einzelfall verbindlich sind. (K3)	Teilweise	Die rechte Spalte der Ereignislisten hat die Aufgabe je nach Ereignis Platz für „Ergänzende Randbedingungen“ und/oder „Hinweise“ zu geben. Die Unterscheidung zwischen Randbedingungen und Hinweisen ergibt sich durch explizite vorangestellte Benennung. Die Ergänzende Randbedingung „Betrieblich zulässige Dampferzeuger- Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.“ wird für alle Ereignisse, denen das Schutzziel „S“ nicht zugeordnet ist, gestrichen.	
1629	Tab 5.1, E2-... Tab 5.2, E2-...	Modultext aus Modul 4: Für Reaktorkühlmittel führende Rohrleitungen und Komponenten kleiner Nennweite, deren Versagen aufgrund des damit verbundenen geringen Kühlmittelverlustes nicht zum Anfordern von Sicherheitseinrichtungen führt, sind die Anforderungen so festgelegt, dass ein störungsfreier Betrieb zu erwarten ist. Eventuelle Schäden im Betrieb werden so begrenzt, dass die in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) genannten Randbedingungen für die Ereignisse der Sicherheitsebenen 3 und 4a nicht in Frage gestellt werden. Kommentar: Da nur bei wenigen Ereignissen Randbedingungen in den Ereignislisten des Modul 3 angegeben sind (zusätzlich einige Hinweise, die hier aber nicht gemeint sind), ist wenig erkennbar, welche Randbedingungen für die Ereignisse der Sicherheitsebene 3 und 4a im Modul 3 konkret gemeint sein sollen bzw. wie diese Forderung erfüllbar sein kann.	NEIN	Dieser Absatz entfällt in Modul 4. Für die Rohrleitungen kleiner Nennweite wird in Modul 4 anstelle des vorgenannten Absatzes das Kapitel 5 „Druckführende Rohrleitungen kleiner Nennweite“ eingefügt, indem definierte Anforderungen für diese Leitungen genannt werden, wodurch eine hohe Zuverlässigkeit der Integrität der kleinen Rohrleitungen erreicht wird. Ein Verweis auf Randbedingungen von Modul 3 erfolgt nicht mehr und ist auch nicht mehr erforderlich.	
1837	Tab 5.1, E2-...	Kommentar: Ergänzende Randbedingung: Betrieblich zulässige Dampferzeuger Heizrohrleckagen sind berücksichtigt Es ist unklar, was mit dieser Bemerkung zu tun ist. Einen eventuellen Einfluss auf Aktivitätsfreisetzungen kann eine Betriebsleckage nur haben, wenn die Hauptwärmesenke zusätzlich ausfällt. Das ist aber bei vielen Fällen mit dieser	Teilweise	Der Hinweis ist bei allen Ereignissen erfolgt bei denen der Aspekt „Aktivitätsabgabe“ von Relevanz sein könnte. Darunter fallen z.B. alle Leckagen an Sekundärsystemen oder das Fehlfunktionieren von Druckentlastungseinrichtungen außerhalb des Sicherheitsbehälters. Wegen Überlape-	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		Anmerkung nicht der Fall.		<p>rung der SE 3 Ereignisse mit Notstromfällen ist der Ausfall der HWS immer zu unterstellen sofern er unter dem genannten Aspekt von Relevanz ist. Die Ergänzende Randbedingung wird bei allen Ereignissen gestrichen, die in der Schutzzielspalte kein S, d.h. radiologisch nicht relevant sind, vermerkt haben. Diesbezüglich erfolgt bei der Erstellung der Revision C des Moduls nochmals eine Überprüfung der DWR-Ereignisse auf konsistente Verwendung der S-Kennzeichnung!</p>	
505	5	<p>Kommentar: Die folgenden Tabellen drohen durch unnötiges Aufblähen der Ereignislisten und insbesondere das unnötige Zuordnen von Nachweiszielen, den Nachweisaufwand erheblich zu erhöhen, ohne dass dem ein sicherheitstechnischer Nutzen gegenüberstehe.</p>	NEIN	<p>Die Ereignislisten wurden unter folgenden Gesichtspunkten bzw. Anforderungen ergänzt:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Einbeziehen des Nichtleistungsbetriebs (NLB) in das Ereignisspektrum. - Berücksichtigung von Betriebserfahrungen aus deutschen und anderen Anlagen - Empfehlungen der RSK zur Überarbeitung des Regelwerks (insbesondere für Modul 3 relevant: RSK Empfehlung für die Überarbeitung des kerntechnischen Regelwerks 386. Sitzung) - Einbeziehung der SWR Anlagen <p>Für die DWR Anlagen hat man sich bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 beim Ereignisspektrum weitgehend an die bestehende Störfalleitlinie gehalten: Die Erweiterung um Ereignisse des NLB hat nur wenige Ergänzungen im Ereignisspektrum zur Folge. Aus der Betriebserfahrung aus deutschen und ausländischen Anlagen ergaben sich ebenfalls nur wenige zusätzliche Ereignisse, im Wesentlichen Deborierungsereignisse sowie Ereignisse im Zusammenhang mit der Handhabung von Brennelementen. (siehe auch Kommentar zu Ereignis E 3-17). In beiden Fällen gibt es eine Reihe signifikanter Ereignisse und Empfehlungen derartige Ereignisse zu vermeiden und zu beherrschen. Der Kommentator kritisiert neben der Aufnahme zusätzlicher Ereignisse vor allem die unnötige Aufblähung durch die Nachweisziele. Dieser Einwand ist nach Auffassung von Team 3 nicht gerechtfertigt. In der Regel sind bei Ereignissen (vor allem der SE 3) mehrere Schutzziele der Anlage direkt oder mittelbar beeinträchtigt, meist ist aber eines dieser Schutzziele in der Nachweisführung führend. Die anderen Schutzziele müssen zur Einhaltung dieses führenden Schutzzieles im</p>	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				<p>Rahmen der Analysen zwangsläufig ebenfalls mit abgehandelt werden, so dass diese sowieso Bestandteil der Nachweisführung für das führende Schutzziel sind. Es ergibt sich – und das ist auch bei den Nachweisführungen der Vergangenheit der Fall gewesen - in der Regel kein zusätzlicher Nachweisaufwand. In der Ereignisliste wurden konsequent alle vom Ereignis direkt und mittelbar beeinträchtigten Schutzziele aufgenommen. Bei der Überarbeitung der Liste werden soweit vom Kommentator gezielt „unnötige“ Schutzziele angemerkt wurden, diese überprüft und ggf. eine Korrektur vorgenommen. Hinsichtlich SWR Ereignissen handelt es sich zwangsläufig um eine große Anzahl von Ereignissen, herrührend aus der Tatsache, dass es bislang eine SWR-Ereignisliste analog zum DWR nicht gab. Diese Lücke hat das Regelwerkprojekt mit Modul 3 geschlossen. Konzeptionell wurden die Ereignisse analog zum DWR Ereigniskatalog definiert.</p> <p>Eine weitergehende und differenziertere Argumentation zu diesem Kommentar ist wegen fehlender Nennung/Beschreibung/Begründung (welche Ereignisse bzw. Schutzziele) „unnötig aufgebläht“ wurden nicht möglich.</p>	
1612	Tab. 5.1	<p>Kommentar:</p> <p>Viele der im Modul 3 enthaltenen Formulierungen werden erst durch die in der synoptischen Darstellung vom Team gegebenen Erläuterungen oder Interpretationen („gemeint ist hier ...“) ausreichend klar und sind somit - aus sich heraus – nicht eindeutig. Hier sollte eine Überarbeitung hinsichtlich Klarheit, Eindeutigkeit und Interpretationsfreiheit erfolgen. (K1) So kann z.B. auch bezweifelt werden, ob die Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu den Sicherheitsebenen im Anhang A1 des Modul 3 (eine „Neuerung“ siehe „Synopse verwendeter Quellen“) in ihrer Darstellung mit den vielen Fußnoten ausreichend klar, interpretationsfrei und für den Anwender einfach handhabbar ist.</p>	Teilweise	<p>Der Kommentar scheint sich teilweise noch auf Revision A zu beziehen.</p> <p>Hinsichtlich Anhang A1 wird für Revision C des Moduls in der Einleitung zu A1 eine Kurzbeschreibung zur Anwendung der Beanspruchungsstufen-Matrix eingefügt. (siehe Textänderung zu Kommentar 1481).</p>	
1675 1676	Tab. 5.1	<p>Kommentartext:</p> <p>Die Forderung nach dem Nachweis des Nichtansprechens des DH-AV (Si.-Fkt. B) überprüfen. (K2)</p>	NEIN	<p>Dieser Kommentar wurde bereits zu Rev. A gestellt. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde dieser durch das Zulassen des Ansprechens des DH-AV auf der Sicherheitsebene 2 bereits berücksichtigt.</p>	
505	Tab. 5.1, E2-01 u. E2-02	<p>Kommentar:</p> <p>Die ergänzende Randbedingung hat nichts mit dem Schutzziel R zu tun.</p>	JA	<p>Kommentar ist zutreffend. Bei allen Ereignissen, bei denen das Schutzziel S in der Schutzzielspalte nicht angegeben ist, wird – soweit vorhanden - die ergänzende Randbedingung „Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.“ Gestrichen.</p>	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.</p>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				chen.	
3	Tab 5.1, Seite 16, E2-02	Kommentar: Ist die Formulierung "Fehleinfahren von Frischdampfabsperrrarmaturen" passend?	JA	Präzisierung.	Hinweis: Z.B. Störungen an der Turbinenregelung, teilweises Fehleinfahren von Frischdampf- Absperrrarmaturen.
505	Tab. 5.1, E2-03	Kommentar: Angabe des Schutzzieles B ist falsch!	NEIN	Bei Fehlfahren (Schließen) von Armaturen ist der primärseitige Druckanstieg zu beherrschen. Daher ist Schutzziel B relevant.	
505	Tab. 5.1, E2-04 bis E2-06	Kommentar: Auswahl der relevanten Schutzziele für die Ereignisse E2-04 und E2-05 nicht nachvollziehbar. Unterschied zwischen den Ereignissen E2-05 und E2-06 unklar.	NEIN	Schutzziel R kann für TUSA mit FDU (E2-04) wegen erforderlicher Leistungsreduzierung nicht entfallen. Beim verzögerten Ausfall FDU (E2-04) ist R erforderlich, da RESA erfolgen muss. Der Unterschied zwischen E2-05 und E2-06 liegt darin, dass bei E2-06 die betrieblich zulässigen DE-Heizrohrleckagen zu berücksichtigen sind, wodurch dieses Ereignis radiologische Relevanz besitzt. Allerdings stellt hier E2-06 in den meisten Fällen wahrscheinlich den abdeckenden Fall dar. Für SE2 ist aber auch die anlagenspezifische Komprimierung zugelassen, sodass beide Ereignisse in der Liste verbleiben sollten. Schutzziel R wird für E2-05 hinsichtlich der erforderlichen RESA als wichtig erachtet.	
545	Tab 5.1, E2-05	Kommentar: Der Argumentation von Team 3 kann ich nicht folgen. Es ist zwar richtig, dass ein Ausfall der Hauptkondensatpumpen wegen fehlendem Einspritzwasserdruck zum Blockieren der FDU führt, das geschieht jedoch nicht sofort, sondern mit zeitlicher Verzögerung, nachdem die FDU für einige Sekunden nach TUSA geöffnet war. Hinweis: Bei diesem Ereignis gibt es aus meiner Sicht keine grundsätzlichen Unterschiede zwischen DWR und SWR. Insofern ist unklar, warum für den SWR unter 5.2, E2-04 eine andere Formulierung gebraucht wird und andere Schutzziele genannt werden.	NEIN	Der Fall TUSA mit verzögertem Ausfall der FDU ist z.B. denkbar durch den Verlust des Kondensatorvakuum. Der Fall TUSA ohne FDU ist z.B. denkbar durch Fehler in der hydraulischen Steuerung von Turbine/FDU. Dieses Vorgehen ist bereits in dem KTA Bericht „Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von Kernkraftwerken“ sowie der Basisregel 6 zu finden. Dort werden beide Varianten, wie hier, der SE2 zugeordnet. Als betroffene Schutzziele werden in den Ereignislisten R, K und B genannt. Eine Relevanz für R ist durch die notwendige Leistungsabsenkung gegeben (Nachweis der ausreichenden Leistungsabsenkung, ist gekoppelt mit dem Schutzziel K). Aufgrund der durch die Transiente bedingten verminderten Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis ist ferner das Schutzziel K „Kühlung der Brennelemente“ einzubeziehen (Nachweis des Vermeidens kritischer Siedezustände am Hüllrohr). Die Einhaltung des Schutzziels B „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ ist zu berücksichtigen (Nachweis des Nichtöffnens des DH-SiV bzw. von S+E-Ventilen in der Sicherheitsfunktion), da es	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				zu einem Druckanstieg im Primärkreis kommen kann. Es erfolgt die Angleichung zwischen DWR und SWR (in Tabelle 5.2, SWR).	
1677	Tab. 5.1 E2-05	Kommentartext: Der Fall TUSA ohne FDU (Kondensatorausfall) ist der klassische Fall für den Nachweis der Barriereintegrität (kein Ansprechen Druckhalterventil) in Sicherheitsebene 2 (B). TUSA mit sofortigem Ausfall der FDU ist eine Überlagerung zweier Störungen. Es ist zu überprüfen, ob dieses der Sicherheitsebene 3 zuzuordnen ist. (K2)	NEIN	Der Fall TUSA mit verzögertem Ausfall der FDU ist z.B. denkbar durch den Verlust des Kondensatorvakuum. Der Fall TUSA ohne FDU ist z.B. denkbar durch Fehler in der hydraulischen Steuerung von Turbine/FDU. Das Auftreten der TUSA ohne FDU ist innerhalb der Lebensdauer einer Anlage durchaus zu erwarten, was auch anhand der Betriebserfahrung zu erkennen ist. Zudem findet man in den DWR-BHB diesen Fall auch unter der Rubrik Anomale Betriebszustände. Daher sollte dieses Ereignis auf der Sicherheitsebene 2 verbleiben.	
1666	Tab 5.1, E2-06	Kommentar: Eine Überlagerung von "Ausfall Hauptwärmesenke" und "Ausfall Hauptspeisewasser" ist eine neue Forderung und gehört von der Wahrscheinlichkeit her nicht in Sicherheitsebene 2. Ein Ausfall im Kondensatsystem (Ausfall Kondensator?) hat nur langfristig Einfluss auf das Speisewassersystem, wenn der Füllstand in Speisewasserbehälter absinkt. (K2)	NEIN	Dieser Kommentar wurde bereits zu Rev. A gestellt. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde dieser bereits berücksichtigt, indem das Ereignis auf den "Ausfall der Hauptwärmesenke" eingegrenzt wurde. Der zusätzliche Ausfall des Hauptspeisewassers ist durch den Notstromfall erfasst.	
544	Tab 5.1, E2-07	Kommentar: Sind die ergänzten Schutzziele K und R gerechtfertigt? Hinweis: Beim SWR werden in 5.2 bei E2-06 als Schutzziele R und B genannt.	NEIN	Eine Relevanz für R ist durch die notwendige Leistungsabsenkung gegeben (Nachweis der ausreichenden Leistungsabsenkung, ist gekoppelt mit dem Schutzziel K). Aufgrund der durch die Transiente bedingten verminderten Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis ist ferner das Schutzziel K „Kühlung der Brennelemente“ einzubeziehen (Nachweis des Vermeidens von Filmsieden [wenn kein T-t Kriterium]). Es erfolgt ein Abgleich der betroffenen Schutzziele für DWR und SWR. Bei beiden Reaktortypen jeweils R, K, B.	
505	Tab. 5.1, E2-07	Kommentar: Angabe des Schutzzieles B ist falsch!	NEIN	Bei diesem Ereignis kann Druckaufbau im PKL erfolgen. Daher muss Schutzziel B bestehen bleiben.	
505	Tab. 5.1, E2-08	Kommentar: Angabe des Schutzzieles B ist falsch!	JA	Kommentar ist zutreffend. Schutzziel B kann entfallen, aber wegen ggf. erforderlicher Leistungsabsenkung wird Schutzziel R aber hinzugefügt	R , K B
505	Tab. 5.1, E2-09	Kommentar: Angabe des Schutzzieles K ist falsch!	JA	Kommentar ist zutreffend. Schutzziel K kann entfallen	K B Ergänzende Randbedingung: Betrieblich zulässige Dampferzeuger

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.
1667	Tab 5.1, E2-11	Kommentar: Wenn zwischen "Ausfall einer oder mehrerer Hauptkühlmittelpumpen" und "Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen" (E2-23, Rev. A) unterschieden wird, sollte der Ausdruck "oder mehrere" im Fall E2-22 (Rev. A) gestrichen werden. Zum einen wird der Ausfall von zwei oder drei Hauptkühlmittelpumpen mit dem Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen abgedeckt.	NEIN	Dieser Kommentar wurde bereits zu Rev. A gestellt. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde dieser bereits berücksichtigt, indem "oder mehrere" gestrichen wurde.	
505	Tab. 5.1, E2-12	Kommentar: Angabe des Schutzzieles R ist falsch!	NEIN	Wegen erforderlicher RESA muss Schutzziel R bleiben.	
1665	Tab 5.1, E2-12 bis E2-17	Kommentar: Es sollte wohl die Sicherheitsfunktion B anstelle von K nachgewiesen werden. (K2)	JA	Dieser Kommentar wurde bereits zu Rev. A gestellt. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde dieser bereits teilweise berücksichtigt, indem das Schutzziel B bei allen genannten Ereignissen (außer E2-12), bei denen es zu einem primärseitigen Druckanstieg infolge des Ereignisses kommt, zusätzlich zu den bereits vorhandenen Schutzzielen hinzugefügt wurde.	B
505	Tab. 5.1, E2-13	Kommentar: Angabe des Schutzzieles B ist falsch!	JA	Kommentar ist zutreffend. Schutzziel B streichen; relevante Schutzziele in R und K ändern, sodass analog zu E2-11.	R, K B
119 582	Tab. 5.1, E2-13	Modultext: Bruch einer Hauptkühlmittelpumpenwelle Einwände: Mit oder ohne Blockieren des Laufrades? Änderungsvorschlag: Ergänzende Randbedingung: Dabei ist das sofortige Blockieren des Laufrades zu unterstellen	JA	Der Einwand des Kommentars ist zutreffend. Das Blockieren des Laufrades sollte berücksichtigt werden, da bei einem Bruch der Welle unterhalb des Axiallagers mit einem Absetzen und Verklemmen des Laufrades im Laufradmantel gerechnet werden muss. Aufgrund der konischen Form des Laufradmantels und den engen Spalten kann auch ein Auslaufen des Laufrades vernachlässigt werden, sodass das Blockieren sofort nach Bruch der Welle angenommen werden kann.	<u>Ergänzende Randbedingung:</u> <u>Auch das sofortige Blockieren des Laufrades ist berücksichtigt.</u>
1678	Tab. 5.1 E2-16	Kommentartext: Das Notkühlsystem speist hochboriertes Wasser ein, damit ist nicht nachvollziehbar, wie Kritikalitätstransiente (R) möglich sein soll. (K2)	NEIN	Kommentar zu Rev. A, bereits erledigt.	
505	Tab. 5.1, E2-16	Kommentar: Angabe des Schutzzieles K ist falsch!	NEIN	Schutzziel K bleibt bestehen, da Kernkühlung betroffen.	
505 120 583	Tab. 5.1, E2-17	Kommentar: Öffnen DH-SIV auf Sicherheitsebene 2?	JA	Das Öffnen des Ventils wird z.B. durch Fehlbienung oder durch Störungen während WKP (DH-SIV) für möglich gehalten. Bei derartigen Ursachen kann auch angenommen werden, dass die Ventile wieder schnell zu schließen sind. Daher erfolgt der Verweis auf kurzfristig im Ereignistitel. Ereignis sollte somit in der Liste bleiben, wird aber umbenannt.	Unbeabsichtigtes K <u>Kurzfristiges/zeitiges Öffnen</u> <u>Fehlöffnen</u> eines Druckhalter-Sicherheitsventils oder Druckhalter-Abblaseventils <u>Ergänzende Randbedingung:</u> Hinweis:
546	Tab 5.1, E2-17	Kommentar: Mit "unbeabsichtigtem Öffnen" ist hier offensichtlich ein nicht anforderungsgemäßes Öffnen gemeint. Formulierung ändern?	Teilweise	Das nicht anforderungsgemäße Öffnen soll durch die verwendete Formulierung „Unbeabsichtigtes ...“ ausgedrückt werden. Das Öffnen des DH-Abblaseventils kann aus Sicht des	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				Teams durchaus in den Phasen A-C ggf. durch Fehlbedienung erfolgen. Das kurzfristige Öffnen des DH-SiV ist dagegen nur in den Phasen B-C wahrscheinlich, z.B. während durchzuführenden Prüfaktivitäten im DH-Bereich. Siehe auch vorhergehende Zeile.	
	Tab. 5.1, E2-18			Präzisierung	Betriebliche -Leckagen an Dampferzeugerheizrohren <u>Hinweis:</u> <u>Ereignis dient der Bestimmung der maximal zulässigen Aktivitätskonzentration im Sekundärkreislauf bei Heizrohrleckagen</u>
505	Tab. 5.1, E2-18	Kommentar: Angabe Betriebsphase C ist falsch!	NEIN	Grundsätzlich ist der Primärkreis in Betriebsphase C nicht komplett drucklos ($\leq 120^\circ\text{C}$), sodass Betriebsphase C bei diesem Ereignis noch zu berücksichtigen ist.	
505	Tab. 5.1, E2-20	Kommentar: Angabe des Schutzzieles B ist falsch!	Teilweise	Schutzziel B ist relevant, insbesondere für den SHB (kurzfristiges Schließen der Schleusen muss möglich sein). Hinweis entfällt!	<u>Hinweis:</u> Schutzziel B ist relevant für Betriebsphase C (Primärkreislauf geschlossen).
1614	Tab. 5.1, E2-23	Modultext: Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette Kommentar: Die Ereignisse E2-23 und E3-14 tragen beide die Bezeichnung „Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen (Anmerkung: d.h. nicht in Betrieb befindlichen?) Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette“ (beide Ereignisse für BP C-E). Für E3-14 wird der Hinweis gegeben „im Gegensatz zu E2-23 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlers“. Wie ist dies gemeint? Die Formulierung ist unklar und interpretierbar.	NEIN	Bei beiden Ereignissen kommt es entweder zum Ausfall des gerade in Betrieb befindlichen Stranges oder des in Reserve stehenden Nachkühlstrangs. Für das Ereignis auf der Sicherheitsebene 3 ist im Gegensatz zum SE2-Ereignis beim Nachweis noch zusätzlich zum Strangausfall der Einzelfehler in einem Strang zu berücksichtigen. Damit ist nachzuweisen, dass durch entsprechende Vorhaltung eines Ersatzstranges (z.B. zusätzlicher Reservestrang oder Sicherstellung einer schnellen Rückschaltung eines in Reparatur befindlichen Stranges) das Ereignis auch bei Berücksichtigung des Einzelfehlers beherrscht wird.	
132 595	Tab. 5.1 E2-25	Modultext: Störungen in der Reaktorleistungsregelung Kommentar: Aus welcher Ursache? Ereignis zu unklar spezifiziert, siehe dagegen E2-24 SWR Seite 35 Änderungsvorschlag: Ereignis klarer definieren	NEIN	Es sind verschiedene Ursachen für Störungen vorstellbar. So kann es Schwierigkeiten mit den Regeleinrichtungen für die KMT, die Bankstellungen, die Leistungsverteilung etc. geben. Für die Analysen zu diesem Ereignis sind die ungünstigsten Störungen und Randbedingungen auszuwählen und zu analysieren. Weiterer Präzisierungsbedarf wird nicht gesehen.	
121 584	Tab. 5.1, E2-27	Modultext: Fehleinfall bzw. Fehleinfahren eines Steuerelementes: K Kommentar: Wo ist der Bezug zur Kühlung der BE? Änderungsvorschlag: Fehleinfall bzw. Fehleinfahren eines Steuerelementes: R	JA	Bei Stabfehleinfall oder Fehlfahren einer Bank aus Volllast würde ohne spezielle automatische Maßnahmen die Primärseite versuchen den dadurch verursachten Leistungsverlust durch Anheben der Reaktorleistung (Ausfahren anderer Steuerelemente oder Deionateinspeisung) die Sollleistung von 100% wieder herzustellen.	Fehleinfall bzw. Fehleinfahren eines <u>oder mehrerer</u> Steuerelementes <u>R_K</u>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				Dies kann je nach Art und Umfang des Fehleinfalls zu unzulässigen Leistungsniveaus in anderen Kernbereichen führen. Die Begrenzungsmaßnahmen verhindern solche Auswirkungen. Der vom Kommentator angesprochene Aspekt "Abschaltreaktivität", ist im Zusammenhang mit Stab- oder Bankfehleinfahren ebenfalls von Relevanz. Änderung Ereignisbeschreibung wird deshalb in „Fehleinfall bzw. Fehleinfahren eines oder mehrerer Brennelemente“ und Ergänzung des Schutzziels R.	
122 585	Tab. 5.1, E2-28	Modultext: Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt (Externe Deborierung; homogen und heterogen) Kommentar: 1. Die Begriffe homogen und heterogen bedürfen in diesem Zusammenhang einer Erläuterung 2. oder Zusatz „homogen“, „heterogen“ weglassen Änderungsvorschlag: homogen: Einspeisung minderborierten Kühlmittels mit geringem Massenstrom, so dass keine merklichen Unterschiede der Borkonzentration im Primärkreis entstehen heterogen: Einspeisung minderborierten Kühlmittels mit hohem Massenstrom, so dass signifikante Unterschiede der Borkonzentration im Primärkreis entstehen	JA	Die Begriffe „Externe Deborierung, homogen“ sowie „Externe Deborierung, heterogen“ sollten in die Definitionsliste aufgenommen werden. Vorschlag des Kommentators bedarf aus Sicht von Team 3 folgender Überarbeitung. <u>Definitionen:</u> <u>homogen: Einspeisung minderborierten Kühlmittels ohne Ausbildung signifikanter Borkonzentrationsunterschiede im Primärkreis</u> <u>heterogen: Einspeisung minderborierten Kühlmittels mit Ausbildung signifikanter Borkonzentrationsunterschiede im Primärkreis</u>	
1668	Tab. 5.1, E2-29	Modultext: Einsetzen und Inbetriebnahme eines reaktivitätswirksamen Brennelementes in einer falschen Position Kommentar: Das Einsetzen eines BE erfolgt nicht in der Betriebsphase A. (K3)	Teilweise	Dieser Kommentar wurde bereits zu Rev. A gestellt. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde dieser bereits berücksichtigt, indem das Ereignis zwischenzeitlich auf die Betriebsphase E und A erweitert wurde: In E erfolgt das Einsetzen und in A erfolgt die Inbetriebnahme. Aber: Änderung im Titel erfolgt aufgrund einer Systematisierung der Fehlbeladungsereignisse (siehe unter Kommentar Nr. 126/589 und 1613).	<u>Ungünstigste Fehlbeladung eines reaktivsten Brennelementes</u> Einsetzen und Inbetriebnahme eines reaktivitätswirksamen Brennelementes in einer falschen Position <u>Ergänzende Randbedingung:</u> <u>Die Inbetriebnahme des Reaktors mit dem fehlbeladenen Brennelement ist bezüglich Schutzziel K in Betriebsphase A untersucht.</u>
123 586	Tab. 5.1, E2-29	Kommentar: Jedes BE ist reaktivitätswirksam, so ist das Szenarium nicht konkret umschrieben. Was ist Inbetriebnahme eines BE? Änderungsvorschlag: Einsetzen des reaktivitätswirksamsten Brennelementes in einer falschen Position und Inbetriebnahme des Reaktors	JA	Siehe vorausgehende Zeile (siehe Kommentar Nr. 1668).	
124 587	Tab. 5.1, E2-30	Modultext: Nichteinhaltung der Zuschaltbedingungen bei der Inbetriebnahme einer Hauptkühlmittelpumpe: R Kommentar: Meines Wissens bestehen in den Anlagen Vorsorgemaßnahmen, die dies verhindern. Es ist natürlich zu prüfen, ob diese VM ausreichend qualifiziert sind Änderungsvorschlag: Nichteinhaltung der Zuschaltbedingungen bei der Inbetriebnahme einer	Teilweise	Bei Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe kann diese nach erfolgter Reparatur wieder zugeschaltet werden. Dafür finden sich in den BHB diverse Handmaßnahmen für die Wiederinbetriebnahme und den Übergang vom 3-Loop- auf den 4-Loop-Betrieb. Bei Nichtbeachtung der Einschaltbedingungen kann es bei der Zuschaltung der ausgefallenen HKMP zu einem Leistungsanstieg im Kern kommen, da ein kalter	<u>K</u>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		Hauptkühlmittelpumpe: R, VM		Pfropfen in den Kern gefördert wird sowie zu einem Niveauanstieg im betroffenen Dampferzeuger (Aufschäumen) durch den raschen Leistungseintrag beim Zuschalten der HKMP kommen. VM-Maßnahmen im hier verwendeten Sinn hinsichtlich der Zuschaltung einer ausgefallenen HKMP sind nicht vorhanden, sodass als betroffene Schutzziele R und K zu untersuchen sind.	
	Tab 5.1, E2-32			Anpassung an Definitionen.	Störung oder Leckage im Abgas- und Abwasserbereitungssystem oder in anderen nuklearen Hilfssystemen mit <u>radiologischen Auswirkungen Freisetzung</u>
	Tab 5.1, E2-34				<u>Ergänzende Randbedingung</u> Hinweis
266	Tab 5.1, E2-35	Kommentar: Worin unterscheidet sich dieser Lastabsturz vom Lastabsturz auf der Sicherheitsebene 3, E3-46 Vorschlag: Das Ereignis E2-35 auf der Sicherheitsebene 2 streichen und wie bisher üblich ausschließlich als Störfall auf der Sicherheitsebene 3 behandeln.	JA	Lastabsturz auf SE2 entfällt, da Abgrenzung zur Ebene 3 nicht praktikabel und über Analysen nicht handhabbar.	E2-35 — Lastabsturz
	Tab 5.1, E2-36				<u>Ergänzende Randbedingung</u> Hinweis
547	Tab 5.1, E3-02	Modultext: Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur bzw. Druckerhöhung im Dampferzeuger bzw. im Primärkreislauf führt Schutzziel: K, B; Betriebsphasen: A-B Kommentar: Auf SE 2 wird für das entsprechende Ereignis E2-02 (Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur-/Druckerhöhung im Dampferzeuger bzw. im Primärkreislauf führen) nur das Schutzziel K genannt.	NEIN	Die beiden Ereignisse E2-02 und E3-02 sollen ein gestaffeltes Ausmaß von einleitenden Ereignissen wiedergeben. In Ebene 2 sind die Störungen derart klein, dass diese nur einen Einfluss auf die Kernkühlung aufgrund eines verminderten Wärmeübergangs von der Primär- auf die Sekundärseite haben. Reaktorschutz- Maßnahmen werden nicht notwendig. In SE3 sind die störungsbedingten Temperatur- und Druckanstiege so ausgeprägt, dass Reaktorschutz- Maßnahmen notwendige werden. Bei der Nachweisführung ist dann auch die Einhaltung der Anforderungen aus den relevanten Beanspruchungsstufen der DFU nachzuweisen, da ein wesentlicher Druckanstieg innerhalb der DfU zu erwarten ist. Streichung der Randbedingung wie oben begründet.	Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind berücksichtigt.
1683	Tab. 5.1, E3-03	Kommentar: Präzisieren: Welche Notspeisepumpen werden betrieblich genutzt? (K3)	NEIN	Dieser Kommentar bezog sich ursprünglich auf ein Ereignis der Revision A. Dort war der Sonderfall für Anlagen ohne separate An- und Abfahrpumpen, bei denen die Notspeisepumpen teilweise betrieblich genutzt werden, mit aufgenommen worden. Für diesen Fall wurde die Anmerkung in die Ereignisliste aufgenommen,	<u>Ergänzende Randbedingung:</u> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind berücksichtigt.

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				sodass bei Ausfall der betrieblichen Funktion der Notspeisepumpen trotzdem die Sicherheitsfunktion der Notspeisepumpen in ausreichendem Maße zur Verfügung stehen muss. Das Ereignis heißt in Revision B nun "Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung" und die o.g. Anmerkung ist entfallen. Zudem wurde das Ereignis zwischenzeitlich auch auf den NLB (Phase B) erweitert. Streichung der Randbedingung wie oben begründet.	
1681	Tab. 5.1, E3-05	Kommentar: Das Nachweisziel sollte B heißen. (K3)	NEIN	Dieser Kommentar bezieht sich noch auf Revision A. Dort wurde im ersten Entwurf das Nachweisziel der Barrierenintegrität noch mit "E" bezeichnet, und die Bezeichnung versehentlich nicht angepasst. Dieses ist in Revision B bereits geändert worden. Streichung der Randbedingung wie oben begründet.	Hinweis: Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch der Frischdampf-Leitung berücksichtigt.
1679	Tab. 5.1, E3-05	Kommentar: Nach RSK Leitlinien wird das Ereignis 2F Bruch ausgeschlossen. "(1) Für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen zwischen Dampferzeuger und Armaturenstation außerhalb des Sicherheitsbehälters werden Leckagen aus unterkritischen Rissen unterstellt. Diese können auf der Basis der Bruchmechanik ermittelt werden oder werden auf 0,1 F begrenzt...". Die Lasten auf den ER werden nicht aus diesem Ereignis abgeleitet. Sie werden postuliert. "(3) Für die Standsicherheit des Dampferzeugers sind im Hinblick auf den Anschluss des Sekundärkreises folgende formale Annahmen zu treffen (vgl. Kap. 21.1 (2) 3.):...". (K2)	NEIN	Dieser Kommentar bezog sich ursprünglich auf ein Ereignis der Revision A. Dafür war der Kommentar zutreffend. Zwischenzeitlich wurde für Revision B das Ereignis in ein konsistentes Konzept der sekundärseitigen Lecks eingegliedert. Zur Anwendung der Leck- und Bruchannahmen wird nun auf den Anhang A2 des Moduls 3 verwiesen, in dem detaillierte Aussagen zu den anzunehmenden Leckgrößen zu finden sind.	
1682	Tab. 5.1, E3-05	Kommentar: Die Leckannahme "überspringt" die Annahme eines Bruches. Dies ist nur für Konstruktionen gerechtfertigt die das Basissicherheitskonzept voll erfüllen. Die Regelung für andere Fälle fehlt. (K2) Die technische Definition der Anforderungen an das Mediumrohr und an das Doppelrohr fehlt. Die einschlägige KTA 3407 fordert lediglich Werkstoffe nach KTA 3201.1 bzw. 3211.1, basissichere Auslegung wird z. B. nicht verlangt. (K2)	NEIN	Dieser Kommentar bezog sich ursprünglich auf ein Ereignis der Revision A. Dafür war der Kommentar zutreffend. Zwischenzeitlich wurde für Revision B das Ereignis in ein konsistentes Konzept der sekundärseitigen Lecks eingegliedert. Zur Anwendung der Leck- und Bruchannahmen wird nun auf den Anhang A2 des Moduls 3 verwiesen, in dem detaillierte Aussagen zu den anzunehmenden Leckgrößen zu finden sind. Anforderungen an ein Doppelrohr (Schutzrohr) sind in Modul 4 Rev. C formuliert.	
	Tab. 5.1, E3-05			Korrektur.	Ergänzende Randbedingung: (...) - Bei niedrigen Primärkreisdrücken <u>Sekundärkreisdrücken</u> ist die Wirksamkeit des Ansprechens von dp/dt und/oder Druckdifferenz Sicherheitsbehälter beim zu betrachtenden Leckspektrum beachtet.

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
62	Tab 5.1, E3-06	Modultext: Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem inklusive Dampferzeugerabschlammung innerhalb des Ringraums Kommentar: Prüfen, inwieweit auch die Probenahmeleitung im Ringraum hier mit anzuführen ist. Abgleich mit E3-37.	JA	Der Kommentar ist zutreffend. Die Probenahmeleitung sowie andere mögliche Leitungen müssen in der Nachweisführung mit berücksichtigt werden. Durch eine allgemeingültigere Formulierung wird dies erreicht. Zudem erfolgt durch diese Formulierung ein zusammenfassen der Ereignisse E3-06, E3-08 sowie E3-11, sodass letztere beiden aus der Liste gestrichen werden können. Ergänzung der Schutzziele infolge der Änderung des VM Ansatzes (siehe Anhang 1).	<u>Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohrleitungen im Ringraum und in der Armaturenkammer</u> Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem inklusive Dampferzeugerabschlammung innerhalb des Ringraums R.K.B.S. VM Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: (...) Ergänzende Randbedingungen: Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch der Frischdampf-Leitung <u>im Frischdampf- bzw. Speisewassersystem</u> berücksichtigt. (...) <u>Betrachtet sind insbesondere auch:</u> - <u>die Integrität des Sicherheitsbehälters,</u> - <u>redundanzübergreifende Auswirkungen infolge Feuchte, Druckaufbau, Differenzdrücken, Temperatur, Strahl- und Reaktionskräften etc. sowie</u> - <u>die Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Strukturen des Reaktorgebäudes und der Armaturenkammer.</u>
	Tab 5.1, E3-06			Präzisierung.	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem außerhalb Reaktorgebäude (nach <u>bis incl.</u> 1. Absperrarmatur bzw. Festpunkt-)
1609	Tab. 5.1, E3-08	Modultext: Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem zwischen Ringraum und erster Absperrung Kommentar: Bei Vorsorgemaßnahmen erfolgt in den Ereignislisten ein Hinweis auf Modul 10. Hier ist der Abgleich mit Modul 10 nochmals zu überarbeiten. (K1) Es finden sich im M10 VM-Ereignisse entweder nicht oder mit anderen Bezeichnungen oder mit anderen Anforderungen wieder. Beispiele: E3-08: Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem zwischen Ringraum und erster Absperrung im Modul 3 enthält Hinweis auf Modul 10. Dort wird dieser Fall nicht behandelt (nur „Frischdampfleck zwischen Doppelrohr und Frischdampfsicherheitsarmatur“, Abschn. 2.5.4). (Anmerkung: Gemeint ist wohl die Frischdampfabsperarmatur; diese Bezeichnung wird unter 2.5.4 (1) verwendet).	JA	Die VM Ereignisse sowie deren Ereignistitel werden bei Erstellung der Revision C zu Modul 3 zwischen Modul 3 und Modul 10 nochmals abgestimmt. Eine Änderung des Ereignistitels erfolgt im Rahmen der Zusammenlegung der Ereignisse E3-06, E3-08 sowie E3-11. Mit dem neuen übergreifenden Ereignis wird der gesamte Bereich der FD- und Speisewasserleitungen vom Sicherheitsbehälter bis zum Festpunkt in der Armaturenkammer abgedeckt. Im Rahmen des modifizierten VM Konzeptes (siehe Anhang 1) sind Vorsorgemaßnahmen optional möglich. Diese umfassen im Wesentlichen gesonderte Leckannahmen für ausgewählte Stellen dieses Rohrleitungsbereiches. Diesbezügliche Anforderungen sind in Modul 4 formuliert.	E3-08 — Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem zwischen Ringraum und erster Absperrung
1680	Tab. 5.1, E3-08	Kommentar: Bruchausschluss mit VM gilt für die gesamte Armaturenkammer, wenn des Kompaktarmaturenblock vorhanden ist. Die VM Maßnahme ist nicht nur der Block, sondern die Qualität der Schweißnaht am Übergang zum Armaturenblock und insbesondere die geringe Beanspruchung dieser Schweißnaht.	JA	Siehe unter Kommentar Nr. 1609.	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		(K2)			
	Tab. 5.1, E3-08			Folgeanpassung aus Kommentar Nr. 1609.	E3-1 — Bruch von Anschlussleitungen (\leq DN 150) in der Frischdampf-Armaturenkammer
	Tab. 5.3, E3-12				Ergänzende Randbedingung Hinweis
1838	Tab 5.1, E3-14	<p>Modultext: Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette</p> <p>Kommentar: Bei diesem Ereignis wird die Berücksichtigung eines Einzelfehlers gefordert. Aus unserer Sicht ist diese Forderung nicht korrekt. Das Einzelfehlerkriterium ist bei der Auslegung von Sicherheitssystemen zu berücksichtigen, wie es auch im Hinweis auf Modul 10 korrekt wiedergegeben ist. Die Störfallbeherrschung muss demzufolge unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers gezeigt werden. Im betrachteten Fall geht es nicht um die Beherrschung eines Ereignisses mit einer definierten Anzahl von Sicherheitssystemen, sondern um den Ausfall eines zur betrieblichen Wärmeabfuhr genutzten Nachkühlstranges im Sinne eines systemeigenen Ereignisses. Es gibt an dieser Stelle kein Sicherheitssystem, mit dem dieser Fall zu beherrschen ist. In diesem Fall ist demnach als Randbedingung zusätzlich der Ausfall eines weiteren Nachkühlstranges zu postulieren. Es kann nicht Ziel sein, einen Einzelfehler an irgend eine Stelle zu legen, um die Störfallrandbedingungen zu verschärfen.</p>	NEIN	<p>Die Definition des Ereignisses erfolgte nach den Grundsätzen zur Auslegung von Sicherheitssystemen. Insoweit besteht hier aus Sicht des Teams 3 kein Widerspruch zum zweiten Absatz des Kommentars. Das „Sicherheitssystem“ das ein solches Ereignis beherrschen muss, sind die verbleibenden Sicherheitsteilsysteme, insoweit kann der Argumentation nicht gefolgt werden. Würde man dieser Argumentation folgen, gäbe es in deutschen Anlagen kein Sicherheitssystem zur Beherrschung von Ausfällen der Nachkühlung im Nichtleistungsbetrieb.</p> <p>⇒ Eintretendes Ereignis ist der Ausfall eines in Betrieb befindlichen Nachkühlstranges</p> <p>⇒ Das Ereignis muss beherrscht werden durch die übrigen verbleibenden Sicherheits- (teil-) Systeme unter Berücksichtigung des (ungünstigsten) Einzelfehlers.</p> <p>⇒ Gemäß den Festlegungen in Modul 10 zum Einzelfehler muss in diesem Betriebszustand kein Reparaturfall unterstellt werden und es besteht die Möglichkeit unter Beachtung der Anforderung gemäß Modul 10 Ziffer 1.1.2 (3) passive Systemfunktionen bei der Nachweisführung heranzuziehen.</p> <p>Ein Widerspruch zu den grundsätzlichen Anforderungen an die Auslegung von Sicherheitssystemen zur Beherrschung von SE 3 Ereignissen ist nicht ersichtlich. Es ist wie im letzten Absatz des Kommentars angemerkt zu erwarten, dass der Ausfall eines der verbleibenden Nachkühlstränge den „ungünstigsten Einzelfehler“ darstellt. Dieser ist jedoch im Rahmen der Nachweisführung zu ermitteln und zu begründen.</p>	
1614	Tab. 5.1, E3-14	<p>Kommentar: Die Ereignisse E2-23 und E3-14 tragen beide die Bezeichnung „Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen (Anmerkung: d.h. nicht in Betrieb befindlichen?) Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette“ (beide Ereignisse für BP C-E). Für E3-14 wird der Hinweis gegeben „im Gegensatz zu E2-23 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlers“. Wie ist dies gemeint? Die Formulierung ist unklar und interpretierbar.</p>	NEIN	Bei beiden Ereignissen kommt es entweder zum Ausfall des gerade in Betrieb befindlichen Stranges oder des in Reserve stehenden Nachkühlstrangs. Für das Ereignis auf der Sicherheitsebene 3 ist im Gegensatz zum SE2-Ereignis beim Nachweis noch zusätzlich zum Strangausfall der Einzelfehler in einem Strang zu berücksichtigen. Damit ist nachzuweisen, dass durch entsprechende Vorhaltung eines Ersatzstranges	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				(z.B. zusätzlicher Reservestrang oder Sicherstellung einer schnellen Rückschaltung eines in Reparatur befindlichen Stranges) das Ereignis auch bei Berücksichtigung des Einzelfehlers beherrscht wird.	
125 588	Tab. 5.1, E3-15	Modultext: Fehlerhaftes Ausfahren des wirksamsten Steuerelements bzw. Steuerelementgruppe mit Ausfall der Begrenzungseinrichtungen: R, K Kommentar: 1. Wie viele Einzelfehler und Postulate müssen überlagert werden, um diesen Zustand zu erreichen? 2. Laut RSK-LL sind Maßnahmen vorzusehen, ist dies also u. U. ein VM-Fall? Änderungsvorschlag: Fehlerhaftes Ausfahren des wirksamsten Steuerelements bzw. Steuerelementgruppe mit Ausfall der Begrenzungseinrichtungen: R, K, VM ??	NEIN	Das Ereignis ist in der Praxis Teil des Analyseumfangs. Der Zusatz „... mit Ausfall der Begrenzungseinrichtungen ...“ kennzeichnet nur die Einordnung des Ereignisses auf SE3, da postuliert wird, dass die vorgelagerten Maßnahmen nicht wirksam sind.	
	Tab. 5.1, E3-16			Folgeanpassung.	Hinweis: Siehe auch "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung <u>und den Betrieb</u> des Reaktorkerns" (Modul 2), Ziffer 6.3 (6), und „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10), Abschnitt 2.5.8.
126 589	Tab. 5.1, E3-17	Modultext: Ungünstigste Fehlbeladung der drei reaktivsten Brennelemente Kommentar: 1. Ist dies Folge eines GVA oder sind Einzelfehler überlagert? 2. Wie ist die Zahl 3 begründet?	JA	Aufgrund eines intensiven Erfahrungsaustausches zu diesem Ereignis sowie einer als Ergebnis des Austausches durchgeführten Systematisierung der Fehlbeladungsereignisse erfolgen nun folgende Änderungen: Das bisherige Ereignis „Ungünstigste Fehlbeladung der drei reaktivsten Brennelemente“ wird auf Sicherheitsebene 3 für DWR und SWR durch das Ereignis „Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelemente“ ersetzt. Dieses besitzt in Übereinstimmung mit dem modifizierten VM-Ansatz die Option von Vorsorgemaßnahmen. Für das BE Becken wird ein entsprechendes VM- Ereignis mit „Fehlbeladung des Mehrzonen-Brennelementlagerbeckens mit mehr als einem Brennelement“ formuliert. Im Zuge der Einführung der o.g. VM Ereignisse werden für DWR und SWR das Ereignis „Ungünstigste Fehlbeladung eines reaktivsten Brennelements“ in die Sicherheitsebene 2 verlagert (siehe unter Kommentar Nr. 1668). Für das BE Becken gibt es auf Sicherheitsebene 2 nun das Ereignis „Ungünstigste Fehlbeladung	<u>Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelement</u> Ungünstigste Fehlbeladung der drei reaktivsten Brennelemente <u>Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen:</u> <u>Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)</u> Hinweis: Die sich ergebende Endkonfiguration ist: 4-reaktivste Brennelemente in ungünstigster Anordnung positioniert. R, <u>VM</u>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				des Brennelement- Lagerbeckens bzw. des Transport- und Lagerbehälters mit einem reaktivsten Brennelement“.	
1613	Tab. 5.1, E3-17	Modultext: Ungünstigste Fehlbeladung der drei reaktivsten Brennelemente Kommentar: Im Rahmen der Workshop-Diskussion dieses (neu aufgenommenen) Ereignisses konnte sich das Team der Argumentation, systematische Fehler seien aufgrund der praktizierten Vorgehensweise nicht zu unterstellen, nicht anschließen, da ein solcher „Ausschluss“ im wesentlichen auf administrativen Maßnahmen beruht, die „nicht ausreichend sind“. Warum eine Anzahl von drei fehl beladenen Brennelementen eine „sinnvolle Eingrenzung“ ist, darüber hinaus dann aber administrative Maßnahmen ausreichend wirksam sind, bleibt unklar.	JA	Siehe Kommentar 126/589	
	Tab. 5.1, E3-18			Folgeanpassung aufgrund Neugliederung von M1 - Reflux-Condenser-Betrieb nach kleinem Leckstörfall unter Berücksichtigung der eingefahrenen Steuerelemente (unter Beachtung von Modul 1, Ziffer 3.2-7(6)) und der zeitabhängigen Xenonkonzentration sowie
127 590	Tab. 5.1, E3-19	Modultext: Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt, mit Ausfall der Begrenzungen bzw. vorgelagerter Prozeduren (Externe Deborierung; homogen und heterogen) Kommentar: 1. Ohne beispielhafte Nennung von Begrenzungen oder Prozeduren ist dieses Ereignis nicht anschaulich beschrieben. 2. Beim Fall Speisewassereintrag während des Abfahrens unter Notstrombedingungen nach Dampferzeugerheizrohr-Bruch sehe ich solche Begrenzungseinrichtungen und Prozeduren nicht.	JA	Es sind alle möglichen Einspeisemöglichkeiten für Deionat zu untersuchen. Begrenzungen (z.B. Einspeisekonzentrationsüberwachung des Volumenregelsystems), administrative Regelungen (z.B. Verriegelung von Armaturen) und Prozeduren (z.B. Deionatsicherungsliste und deren Abarbeitung beim Anfahren der Anlage) sind gängige Maßnahmen und müssen aus Sicht des Teams für das Verständnis des Ereignisses nicht explizit aufgeführt werden. Beim Abfahren nach Dampferzeugerheizrohrbruch sollte der Kühlmitteldruck den Frischdampfdruck nicht über einen längeren Zeitraum unterschreiten, damit ein Übergang einer signifikanten Deionatmenge von der Sekundärseite auf die Primärseite vermieden wird. Entsprechende Hinweise finden sich in den BHB z.B. unter „KMD an FD-Druck isolierter DE anpassen“ (BHB KKI-2). Diese Hinweise für das Abfahren der Anlage können als Prozedur angesehen werden. ⇒ Integration von E3-19 in E3-20 mit Erweiterung der relevanten Betriebsphasen für letzteres. Zudem Änderung der Ereignistitel von E3-20 (DWR).	E3-19 — Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt, mit Ausfall der Begrenzungen bzw. vorgelagerter Prozeduren (Externe Deborierung; homogen und heterogen)
	Tab. 5.1, E3-20	Modultext: Fehlerhafte Einspeisung von Deionat aus angeschlossenen Systemen mit		Folgeanpassung aus Streichung E3-19 (siehe vorhergehende Zeile).	Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt, mit

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		nicht beherrschbaren Auswirkungen			<p><u>Ausfall der Begrenzungen bzw. vorgelagerter Maßnahmen (Externe Deborierung; homogen und heterogen)</u> Fehlerhafte Einspeisung von Deionat aus angeschlossenen Systemen mit nicht beherrschbaren Auswirkungen <u>BA-E</u> <u>Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: (...)</u> Ergänzende Randbedingungen: Dabei sind berücksichtigt:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Fehlerhaftes Befüllen von Behältern, - Eintrag aus anschließenden Systemen über Wärmetauscher-Rohre, Dichtungen und/oder Armaturensitzleckagen und - Fehleinspeisen in den Primärkreislauf. - <u>Speisewassereintrag während des Abfahrens unter Notstrombedingungen nach Dampferzeugerheizrohr-Bruch</u> <p><u>Es ist nachgewiesen, dass Änderungen der Reaktivität infolge von Deionateintrag in den Reaktorkühlkreislauf auf solche Werte begrenzt bleiben, bei denen</u></p> <ul style="list-style-type: none"> - <u>bei einem anfänglich kritischen Reaktor das sicherheitstechnische Nachweisziel für den Reaktivitätsstörfall gemäß Tabelle 3.1b, und</u> - <u>bei einem anfänglich unterkritischen Reaktor der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität gemäß Tabelle 3.1a eingehalten werden.</u> <p>Hinweis: Derartige Ereignisse können auch durch VM-Maßnahmen (z.B. Verriegelung von Armaturen, Überwachung Borkonzentration etc.) ausgeschlossen sein. Für diese Fälle sind entsprechende Nachweise geführt und dokumentiert.</p>
1610	Tab. 5.1, E3-20	Kommentar: Gemäß Modul 10 (Abschn. 2.5.1 „Deionateintrag in den Reaktorkühlkreislauf“) sind mögliche Quellen „für alle Betriebsphasen und Ereignisse der SE 2 bis 3“ zu analysieren. Gemäß Modul 3 in SE 3 nur für BP B-E.	JA	Siehe Änderungen des Ereignistitels zum Kommentar (127, 590).	
128 591	Tab. 5.1, E3-20	Modultext: Fehlerhafte Einspeisung von Deionat aus angeschlossenen Systemen mit nicht beherrschbaren Auswirkungen Kommentar: Gehört dieses Ereignis nicht auf die Ebene 4? Änderungsvorschlag: Zuordnung zu SE 4a ?	NEIN	Dieses Ereignis betrifft u.a. den Nichtleistungsbetrieb der Anlage. Siehe zur Zusammenfassung der Ereignisse E3-19 und E3-20 sowie zu den Änderungen des Ereignistitels in den vorausgehenden Zeilen.	
	Tab. 5.1, E3-21	Modultext: Bildung unterborierter Bereiche im Primärkreislauf (Interne Deborierung)		Anpassung an Änderungen in E3-20	<u>Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen:</u>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					<p>Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10).</p> <p>Ergänzende Randbedingungen:Hinweis: Mögliche Quellen der Bildung von unterborierten Bereichen sind untersucht. Ursachen können z. B. sein:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Reflux-Condenser-Betrieb nach kleinem Leckstörfall unter Berücksichtigung der eingefahrenen Steuerelemente (unter Beachtung von Modul 1, Ziffer 3.2 (6)) und der zeitabhängigen Xenonkonzentration sowie (...) - VM <u>nur</u> hinsichtlich der Unterbindung der Zuschaltung von Hauptkühlmittelpumpen - <u>Es ist nachgewiesen, dass Änderungen der Reaktivität infolge von Deionateintrag in den Reaktorkühlkreislauf auf solche Werte begrenzt bleiben, bei denen bei einem anfänglich unterkritischen Reaktor der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität gemäß Tabelle 3.1a eingehalten wird.</u>
129 592	Tab. 5.1, E3-21	<p>Modultext: Bildung unterborierter Bereiche im Primärkreislauf (Interne Deborierung)</p> <p>Kommentar: „Ergänzende Randbedingung:Bei Deborierung nach Reflux-Condenser-Mode unter Berücksichtigung der eingefahrenen Steuerelemente und der zeitabhängigen Xenonkonzentration.“Es müssen alle Steuerelemente sein, da sich ohne Einzelfehler im Kühlsystem und ohne gleichzeitigen Reparaturfall Reflux-Condenser gar nicht einstellt.</p> <p>Änderungsvorschlag: „Ergänzende Randbedingung:Bei Deborierung nach Reflux-Condenser-Mode unter Berücksichtigung der aller eingefahrenen Steuerelemente und der zeitabhängigen Xenonkonzentration.“</p>	JA	Der Kommentar zielt auf die Frage, ob beim Reflux-Condenser Betrieb zusätzlich zum Ausfall von zwei Notkühlsträngen (Einzelfehler und Reparaturfall) noch der stuck rod zu unterstellen ist. Dies ist nicht so und wird in Modul 1 Ziffer 3.2 (6) übergeordnet für alle Ereignisse der SE3 geregelt.	
130 593	Tab. 5.1, E3-23	<p>Modultext: Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters: R</p> <p>Kommentar: M.E. ist der Aspekt der Reaktivitätskontrolle vollständig durch E3-21 abgedeckt</p> <p>Änderungsvorschlag: R K B S</p>	JA	Modifizierung der ergänzenden Randbedingungen erfolgt für Ereignis E3-23 (Querverweis zu Ereignis E3-21, siehe auch Kommentar (129, 592)). Schutzziel R bleibt bei E3-23 bestehen.	<p>Ergänzende Randbedingungen: <u>- Bei Deborierung nach</u> Reflux-Condenser-Mode <u>ist berücksichtigt (siehe E3-21)</u><u>unter Berücksichtigung der eingefahrenen Steuerelemente und der zeitabhängigen Xenonkonzentration.</u></p> <p><u>- Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.</u></p> <p><u>- Nachweis umfasst auch: "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten"</u></p>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					<p>ten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).</p> <p>Hinweis: Charakteristisches Merkmal: Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung notwendig.</p> <p>Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2-</p>
	Tab. 5.1, E3-24	<p>Modultext: Mittleres Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $\leq 0,1F$)</p>		Angleichung an E3-23.	<p><u>Ergänzende Randbedingung:</u> - Zu den Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und den erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A2. - Nachweis umfasst auch: "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).</p> <p>Hinweis: Charakteristisches Merkmal für das mittlere Leck: Wärmeabfuhr über Leck ausreichend => Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung nicht generell notwendig.</p> <p>Zu den Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A2-</p>
1894	Tab 5.1, E3-25	<p>Kommentar: Die in Modul 3 zum Ereignis E3-25 (DWR) „<i>Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $> 0,1F$ bzw. Fläche der größten Anschlussleitung)</i>“ vorzufindende Ergänzung „<i>Unterkritikalität kurz- und langfristig ohne Kreditnahme der Steuerelementen</i>“ ist problematisch, da damit zukünftig der Unterkritikalitätsnachweis bspw. für ein $0,11 F$ Leck ohne die Steuerelemente zu führen sei, obgleich die Abschaltbarkeit des Kerns bei einer solchen Leckgröße noch gegeben sein könne. Hier sollte eine Korrektur am Text erfolgen.</p>	JA	Präzisierung der Nachweiskriterien erfolgt. Bezug auf Anschlussleitungen entbehrlich.	<p>Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $> 0,1F$ bzw. Fläche der größten Anschlussleitung)</p> <p>Präzisierung der Nachweiskriterien: Unterkritikalität kurzfristig ohne Kreditnahme der Steuerelemente, sofern der Nachweis der Wirksamkeit der Steuerelemente nicht geführt ist, - und langfristig ohne Kreditnahme der Steuerelementen.</p> <p>Hinweis <u>Ergänzende Randbedingungen:</u> (...) Der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittelleitung („2F-Bruch“) bestimmt die Dimensionierung des Not- und Nachkühlsystems, die Druckauslegung des Sicherheitsbehälters, die Auslegung der Pumpenschwungräder gegen Versagen infolge Überdrehzahl und die Störfallfestigkeit aller zur Störfallbeherrschung erforderlichen sicherheitstechnisch relevanten Komponenten im Sicherheitsbehälter.</p> <p>- Nachweis umfasst auch: "Sicherheitsanforde-</p>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					rungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).
548	Tab 5.1, E3-25 +Tab 3.1	Modultext: Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt > 0,1 F bzw. Fläche der größten Anschlussleitung) Schutzziele: R, K, B, S Betriebsphasen: A-B Präzisierung der Nachweiskriterien: Unterkritikalität kurz- ind. langfristig ohne Kreditnahme der Steuerelemente. Kontrolle Reaktivität (R) Nachweiskriterium "Betrag der Abschaltreaktivität" Betriebsphase A und B: > 1 % Kommentar: Bisher war bei LOCA die Unterkritikalität ohne Kreditnahme von Steuerelementen nur für Langzeitreaktivitätsbilanzen gefordert s. RSK-LL 22.1.1 (2). Kurzfristig wurde bisher Stuck rod (Ausfall wirksamster Steuerstab) unterstellt.	NEIN	Zum DWR: Siehe hierzu RSK LL 3.3 (1); demnach muss für die in den RSK LL 21.1 genannten Störfälle die (kurzfristige) Unterkritikalität mit der RESA zu erreichen sein, die in 21.1. genannten Leckfälle sind maximal = 0,1 F; ansonsten müsste der Erhalt der (mechanischen) Abschaltfähigkeit auch für das 2F Leck gezeigt werden. Beim SWR ist das wegen fehlender Borierung anders, siehe Modul 3 Anhang A2 Ziffer 3 (2). Siehe auch vorstehenden Kommentar 1894	
1671	Tab 5.1, E3-25	Kommentar: Die Forderung " $k_{eff} \leq 0,99$ (ohne Kreditnahme von den Steuerelementen)" wurde bisher nur bei 2A Leck gestellt. Differenzierung "kurzfristig/langfristig" muss erfolgen. (K2) Die unterschiedlichen Vorgehensweisen bei Postulaten und bei physikalisch begründeten Ereignissen sind differenziert dazustellen. (K2)	NEIN	Hinsichtlich der Langzeitreaktivitätsbilanz nach RSK-LL ist der Nachweis nicht an die Leckgröße gebunden s. RSK-LL 22.1.1 (2). Auf die kurzfristige Anforderung an die Unterkritikalität wird hingewiesen. "Unterschiedliche Vorgehensweisen" in Modul 3 sind daraus nicht abzuleiten. Siehe Kommentare 1894 und 548	
	Tab 5.1, E3-26			Folgeanpassungen aus Anhang 1.	VM K Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Ergänzende Randbedingungen: Hinweis: VM hinsichtlich Begrenzung Druckaufbau innerhalb des biologischen Schildes. Es ist nachgewiesen, dass unzulässige Auswirkungen auf die baulichen Strukturen der Reaktorgrube sowie auf die Verankerungen des Reaktordruckbehälters ausgeschlossen sind. Schutzziel K Ferner sind die Folgen des Ereignisses hinsichtlich der Sicherstellung einer ausreichenden Kühlmittelüberdeckung der Sumpfsaugleitungen wegen zu bei berücksichtigen dem berücksichtigtem Totraumvolumen in der Reaktorgrube <u>berücksichtigt</u> .
	Tab 5.1, E3-27			Konkretisierung.	Ergänzende Randbedingungen: Die Leckfläche von 20 cm² ist auslegungsrelevant für die Abströmungsbedingungen am biologischen Schild <u>und dem Erhalt seiner sicherheitstechnischen Funktion</u> .
1611	Tab. 5.1, E3-28	Modultext: Leck Reaktordruckbehälter-Deckelbereich ohne ausreichende Abflussmög-	JA	VM Option entfällt gemäß Ansatz in Anhang 1.	Leck <u>im</u> Reaktordruckbehälter-Deckelbereich ohne ausreichende Abflussmöglichkeit vom

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		lichkeit vom Flutraum zum Sicherheitsbehälter-Sumpf Kommentar: Leck Reaktordruckbehälter-Deckelbereich ohne ausreichende Abflussmöglichkeit ... ist als VM nach Modul 3 für die Betriebsphasen A-B, nach Modul 10 für die Phasen A-C zu gewährleisten. (Die Nennung von Betriebsphasen in M10 ist eigentlich überflüssig, da in M3 geregelt).			Flutraum zum Sicherheitsbehälter-Sumpf R K B S VM Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Ergänzende Randbedingungen: Bei der Beherrschung des Ereignisses ist insbesondere auch nachgewiesen, dass der ausreichende Abfluss des Kühlmittels in den Sicherheitsbehältersumpf auch unter Berücksichtigung der routinemäßigen Betriebsvorgänge im und nach Anlagenstillständen gewährleistet ist. Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.
131 594	Tab. 5.1, E3-35	Modultext: Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters bei Leck in der Sumpfansaugleitung oder bei demontierten Sumpfarmaturen Kommentar: Dieses Ereignis steht derzeit in der Rubrik: Kühlmittelverlust außerhalb des SHB Änderungsvorschlag: Ereignis anderer Rubrik zuordnen: Kühlmittelverlust innerhalb des SHB	JA	Eine allgemein gültigere Formulierung des Ereignisses wird durchgeführt, sodass dadurch auch das Ereignis E3-44 entfallen kann. Unter Ergänzende Randbedingungen erfolgt eine Ergänzung, die den Umfang des Untersuchungsbereichs näher spezifiziert.	Lecks an Systemen mit Überflutungspotential im Ringraum. Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters bei Leck in der Sumpfansaugleitung oder bei demontierten Sumpfarmaturen R K B S Ergänzende Randbedingungen: - Es sind alle relevanten Quellen aus Lecks und Behälterversagen an im Ringraum befindlichen Systemen und Einrichtungen insbesondere der Sumpfansaugleitung aus dem Sicherheitsbehälter betrachtet. - Ferner sind die besonderen Randbedingungen im Rahmen von Instandhaltungsmaßnahmen berücksichtigt (siehe auch: "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.2 (Modul 10)).
	Tab. 5.1, E3-41			Anpassung an Neustrukturierung gemäß Anhang 1. Die Explosionen werden gesondert aufgeführt, siehe unten.	Anlageninterner Brand und/oder anlageninterne Explosion -mit redundanzübergreifenden Auswirkungen Auslegungsanforderung VM Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen,

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.1 (Modul 10).
	Tab. 5.1, E3-43			Anpassung an Neustrukturierung gemäß Anhang 1.	<u>Anlageninterne Überflutung innerhalb sicherheitstechnisch relevanter Gebäude mit redundanzübergreifenden Auswirkungen</u> <u>Auslegungsanforderung VM</u> Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.2 (Modul 10).
	Tab. 5.1, E3-44			Folgewirkung aus Kommentar 131/594.	E3-44 — Überflutung innerhalb des Ringraums oder in anderen sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden
	Tab. 5.1, E3-45			Anpassung an Neustrukturierung gemäß Anhang 1. Wird in Modul 10 mit Abschnitt 2.2.4 Rev. C und durch E-3-41 Rev. C erfasst.	E3-45 — Leck am Flutraum/Absetzbecken durch Lastabsturz (inklusive Brennelement Absturz)
	Tab. 5.1, E3-46			Präzisierung des Titels sowie Anpassung an Neustrukturierung gemäß Anhang 1.	Absturz <u>und Anprall</u> von schweren Lasten mit <u>potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen</u> nicht beherrschbaren Folgen <u>Auslegungsanforderung VM</u> Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).
	Tab. 5.1, E3-47			Bis auf das Ereignis „Bruch eines Steuerelementstutzens bzw. Steuerelementauswurf" wird dies integriert in E3-43 bzw. Abschnitt 2.2.3 in Modul 10.	<u>Bruch eines Steuerelementstutzens bzw. Steuerelementauswurf</u> Hochenergetische Bruchstücke infolge Komponentenversagen inkl. Versagen des Hauptkühlmittelpumpen Schwungrades durch Überdrehzahl bei Kühlmittelverlust sowie Bruch eines Steuerstabstutzens bzw. Steuerstabauswurf. <u>R, K, B, S VM</u> Vorsorgemaßnahme:

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					<p>Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)</p> <p>Ergänzende Randbedingungen: <u>Es ist zusätzlich zur Beherrschung des dadurch ausgelösten Leckstörfalls nachgewiesen, dass beim Auswurf eines Steuerelements der Sicherheitsbehälter nicht unzulässig beschädigt wird. Ferner ist nachgewiesen, dass an benachbarten Antrieben keine Folgeschäden auftreten, die die Funktionssicherheit anderer Steuerelemente bzw. Steuerstäbe beeinträchtigen. Wenn ein Folgeschaden nicht ausgeschlossen werden kann, ist nachgewiesen, dass auch dann die Nachweiskriterien eingehalten werden.</u></p>
1627	Tab 5.1, E3-47 und E3-48	<p>Kommentar: Im Modul 3 unter Nr. E3-47 und E3-48 (bzgl. DWR) wird u. a. das Versagen von Komponenten sowie hochenergetischer Behälter postuliert und entsprechende Vorsorgemaßnahmen gefordert. In dem vorliegenden Modul 4 ist abgesehen von Rohrleitungen und vom RDB für Komponenten der DFU und der Äußeren Systeme nicht angegeben, welche Auslegungsanforderungen gelten und betriebsbedingtes Versagen auszuschließen.</p> <p>Änderungsvorschlag: Im Modul 3 ist unter den entsprechenden Ziffern anzugeben für welche Komponenten bzw. Auslegungsanforderungen die Ziffern gelten sollen.</p>	NEIN	<p>Es ist zu analysieren, welche hochenergetischen Rohrleitungen und Behälter ein Gefährdungspotential für die Anlage darstellen könnten. Für diese ist dann der Nachweis der Wirksamkeit der vorzusehenden Vorsorgemaßnahmen zu führen. Daher ist es aus Sicht des Teams nicht sinnvoll vorab Komponenten zu benennen, für die ein Nachweis zu führen ist.</p> <p>In Kapitel 3 von Modul 4 sind Anforderungen an die Äußeren Systeme genannt. Dort werden auch unter 3.1 (1) Kriterien aufgelistet, wann eine Komponente als äußeres System zu betrachten ist. Nach 3.1 (1) b) gelten demnach auch Anlagenteile als äußere Systeme, bei deren Versagen große Energien freigesetzt werden und Funktionen von Sicherheitseinrichtungen nicht vor Einwirkungen eines unterstellten Versagens dieser Anlagenteile geschützt sind.</p>	
	Tab. 5.1, E3-48			<p>Folge der Umstrukturierung gemäß Anhang 1.</p>	<p><u>Komponentenversagen mit potentiellen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen</u> Versagen hochenergetischer Rohrleitungen und Behälter Auslegungsanforderung VM Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)</p> <p>Ergänzende Randbedingung: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruchannahmen und zur Nachweisführung bei druck-</p>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					<u>führenden Komponenten enthält Anhang A2.</u> <u>- siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.3 (Modul 10).</u>
	Tab. 5.1, E3-49			Folge der Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	Elektromagnetische innere Einwirkungen <u>von innen</u> (außer Blitz) <u>Auslegungsanforderung VM</u> Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) <u>Ergänzende Randbedingung:</u> <u>siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.5 (Modul 10).</u>
	Tab. 5.1, E3-... neu			Folge der Umstrukturierung gemäß Anhang 1 (Trennung interner Brand und interne Explosionen).	<u>Anlageninterne Explosionen, einschließlich Radiolysegasexplosionen in Systemen und Komponenten</u> <u>Auslegungsanforderung A-F</u> <u>Ergänzende Randbedingung:</u> <u>siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8 (Modul 10).</u>
267	Tab 5.1, E3-50	Kommentar: Der Begriff Folgeschäden passt nicht. Richtig ist der Begriff Folgeeinwirkungen, wie er auch u. a. im Modul 10 verwendet wird. Vorschlag: Erdbeben (einschließlich Folgeeinwirkungen)	JA	Der Begriff wurde aus den Störfall-Leitlinien entsprechend übernommen. In M10 wird der Begriff Einwirkungen verwendet. Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden <u>Folgewirkungen</u>) VM S Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Ergänzende Randbedingung: Hinsichtlich S: Unterstellt wird das Versagen des Behälters, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert. <u>siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3.2</u>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					(Modul 10).
	Tab 5.1, E3-51			Folge der Umstrukturierung gemäß Anhang 1, Präzisierungen.	<p>Extreme standortabhängige Einwirkungen wie <u>hohe/niedrige</u> Umgebungs- und <u>Kühlwasser</u>temperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und ggf. andere ggf. standortspezifische abhängig zu unterstellende Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, Schlammlawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen im a Kühlwasser einlaufen (bspw. Muschelbewuchs, Quallen)</p> <p><u>Auslegungsanforderung</u> VM</p> <p>Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)</p> <p>Ergänzende Randbedingung: <u>siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3 (Modul 10).</u></p>
552	Tab 5.1, E3-52	<p>Kommentar: Dieses Ereignis ist im Modul 10 unter 2.3.8 als EVI aufgeführt</p> <p>Kommentar: Im Modul 10 das Ereignis unter EVA aufführen</p>	JA	Umverlagerung sowie Umstrukturierung gemäß Anhang 1, Präzisierungen.	<p>Kollision von Fahrzeugen auf dem Anlagengelände mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen, Strukturen oder Komponenten <u>auf dem Anlagengelände</u></p> <p><u>Auslegungsanforderung</u> VM</p> <p>Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)</p> <p>Ergänzende Randbedingung: <u>siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.6 (Modul 10).</u></p>
268	Tab 5.1, E3-53 + E3-54	<p>Kommentar: Die unter E3-54 genannte Vorsorgemaßnahme bezieht sich auch auf das Ereignis E3-53.</p> <p>Vorschlag: Ist der Zeilenstrich zwischen den Ereignissen E3-53 und E3-54 zu streichen</p>	JA	Durch Neustrukturierung erledigt.	<p><u>Auslegungsanforderung</u> VM</p> <p>Ergänzende Randbedingung: <u>siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.1 (Modul 10).</u></p>
	Tab 5.1, E3-54			Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	<p><u>Auslegungsanforderung</u> VM</p> <p>Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraft-</p>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					werke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.2 (Modul 10).
	Tab 5.1, E4a-10			Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	Auslegungsanforderung VM Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.7 (Modul 10).
	Tab 5.1, E4a-11			Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	Auslegungsanforderung VM Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)
	Tab 5.1, E4a-12			Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	Anlagenexterne Explosion, <u>anlagenexterner Brand</u> Auslegungsanforderung VM Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.2 und 3.2.1.3 (Modul 10).
	Tab 5.1, E4a-13			Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	Auslegungsanforderung VM Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Ergänzende Randbedingung:

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.4 (Modul 10).
1477	Tab 5.2, E2-01	Kommentar: Hinsichtlich der Frage, wann Ereignisse in Bezug auf das Schutzziels B relevant sind, ist m. E. zu berücksichtigen, dass die Belastungen von Komponenten bei bestimmten Ereignissen auch konstruktionsabhängig sein können. Dies gilt insbesondere, wenn Belastungen durch Kaltwassereinspeisungen auftreten (wenn z. B. Einzelsysteme einspeisen, die nur einzelnen Strängen zugeordnet sind). Ob sich da unabhängig von der konkreten Ausführung sinnvoll bestimmten Ereignissen das Schutzziel B zuordnen lässt während dies bei anderen Ereignissen nicht passiert, hier also „relevante Ereignisse“ identifiziert werden können, erscheint mir zweifelhaft. So können z. B. die SWR Ereignisse E2-01, E2-11 und E2-24 aufgrund der damit verbundenen Temperaturänderungen in einzelnen Rohrleitungsabschnitten auf der SE 2 auslegungsrelevant für Teile der DfU bzgl. Beanspruchungsstufe B sein. Eine Zuordnung des Schutzziels B fehlt aber in der Ereignisliste. Es sollte vor dem Hintergrund der Lastfallproblematik die Zuordnung des Schutzziels B in Verbindung mit dem Anhang 1 noch einmal überprüft werden.	NEIN	Schutzziel B gilt hier nicht. Anpassung bzgl. Stabilität.	Ergänzende Randbedingungen: Auswirkung auf Stabilität des Kerns ist berücksichtigt.
	Tab. 5.2 E2-03			Anpassung infolge Kommentar Nr. 544.	Turbinenschnellschluss mit Öffnen der Umleitstation bzw. mit verzögertem Ausfall der Umleitstation R K B
1677	Tab. 5.2 E2-04	Kommentartext: Der Fall TUSA ohne FDU (Kondensatorausfall) ist der klassische Fall für den Nachweis der Barriereintegrität (kein Ansprechen Druckhalterventil) in Sicherheitsebene 2 (B). TUSA mit sofortigem Ausfall der FDU ist eine Überlagerung zweier Störungen. Es ist zu überprüfen, ob dieses der Sicherheitsebene 3 zuzuordnen ist. (K2)	NEIN	Der Fall TUSA mit verzögertem Ausfall der FDU ist z.B. denkbar durch den Verlust des Kondensatorvakuum. Der Fall TUSA ohne FDU ist z.B. denkbar durch Fehler in der hydraulischen Steuerung von Turbine/FDU. Das Auftreten der TUSA ohne FDU ist innerhalb der Lebensdauer einer Anlage durchaus zu erwarten, was auch anhand der Betriebserfahrung zu erkennen ist. Zudem findet man in den DWR-BHB diesen Fall auch unter der Rubrik Anomale Betriebszustände. Daher sollte dieses Ereignis auf der Sicherheitsebene 2 verbleiben.	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation bzw. mit verzögertem Ausfall der Umleitstation
544	Tab 5.2, E2-06	Kommentar: E2-07 DWR: Sind die ergänzten Schutzziele K und R gerechtfertigt? Hinweis: Beim SWR werden in 5.2 bei E2-06 als Schutzziele R und B genannt.	JA	Es erfolgt ein Abgleich der betroffenen Schutzziele für DWR und SWR. Bei beiden Reaktortypen jeweils R, K, B.	R K B
	Tab 5.2, E2-07			Anpassung analog DWR.	R, K
	Tab 5.2, E2-10			Das Ereignis wird unter der Ereigniskategorie „Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung“ neu eingeordnet	
1479	Tab 5.2, E2-11	Kommentar: Der Hinweis bei E2-11 würde m. E. eher zum Schutzziel B als zu R passen.	JA	Kommentar ist berechtigt. Es wird das Schutzziel B hinzugefügt.	R K B

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
1478	Tab 5.2, E2-11, E3-04	Kommentar: In der SWR Ereignisliste Modul 3 sollte bei den Ereignissen E2-11 und E3-04 m. E. eine Bemerkung aufgenommen werden, dergestalt, dass sich hieraus auch lokale Unterkühlungstransienten ergeben können. So würde ein fehlerhaftes Einspeisen des TJ Systems beim SWR 69 bei Nennlast aufgrund der Strangzuordnung dieses Systems eine lokale Unterkühlungstransiente mit entsprechender thermomechanischer Belastung (Schutzziel B) und mit lokalen Leistungssteigerungen im Kern ergeben (letzteres, sofern keine RESA ausgelöst würde).	NEIN	Die Beherrschung eines Reaktivitätsgewinns durch eine mögliche Absenkung der Kühlmitteltemperatur ist durch das für beide Ereignisse zu berücksichtigende Schutzziel R, für das nach Tabelle 3.1 eine Mindestabschaltreaktivität einzuhalten ist, berücksichtigt. Die Problematik der Unterkühlungstransienten wird mit der Neuformulierung zu dem Ereignis E2-24 berücksichtigt.	
1477	Tab 5.2, E2-01, E2-11, E2-24	Kommentar: Hinsichtlich der Frage, wann Ereignisse in Bezug auf das Schutzziels B relevant sind, ist m. E. zu berücksichtigen, dass die Belastungen von Komponenten bei bestimmten Ereignissen auch konstruktionsabhängig sein können. Dies gilt insbesondere, wenn Belastungen durch Kaltwassereinspeisungen auftreten (wenn z. B. Einzelsysteme einspeisen, die nur einzelnen Strängen zugeordnet sind). Ob sich da unabhängig von der konkreten Ausführung sinnvoll bestimmten Ereignissen das Schutzziel B zuordnen lässt während dies bei anderen Ereignissen nicht passiert, hier also „relevante Ereignisse“ identifiziert werden können, erscheint mir zweifelhaft. So können z. B. die SWR Ereignisse E2-01, E2-11 und E2-24 aufgrund der damit verbundenen Temperaturänderungen in einzelnen Rohrleitungsabschnitten auf der SE 2 auslegungsrelevant für Teile der DfU bzgl. Beanspruchungsstufe B sein. Eine Zuordnung des Schutzziels B fehlt aber in der Ereignisliste. Es sollte vor dem Hintergrund der Lastfallproblematik die Zuordnung des Schutzziels B in Verbindung mit dem Anhang 1 noch einmal überprüft werden.	JA	Hinzufügen des Schutzziels B bei Ereignis E2-11 (SWR) und Änderung des Ereignistitels von Ereignis E2-24 (SWR).	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung <u>oder durch fehlerhaftes Einspeisen von betrieblichen Systemen bzw. Sicherheitssystemen</u> (Unterkühlungstransiente)-
	Tab. 5.2 E2-19			Korrektur.	CB -E
132 595	Tab. 5.2 E2-25	Modultext: Störungen in der Reaktorleistungsregelung Kommentar: Aus welcher Ursache? Ereignis zu unklar spezifiziert, siehe dagegen E2-24 SWR Seite 35 Änderungsvorschlag: Ereignis klarer definieren	NEIN	Ursachen für Störungen in der Reaktorleistungsregelung des SWR können an verschiedenen Stellen angenommen werden (z.B. beim Verfahren der Steuerstäbe sowie bei der Drehzahlregelung der Zwangsumwälzpumpen). Die Betriebserfahrung hat z.B. bereits Ereignisse mit Schwierigkeiten in der Regelung der Zwangsumwälzpumpen aufgezeigt. Für die Analysen zu diesem Ereignis sind die ungünstigsten Störungen und Randbedingungen auszuwählen und zu analysieren. Weiterer Präzisierungsbedarf wird nicht gesehen.	
	Tab. 5.2 E2-26			Analog zum DWR.	<u>Ungünstigste Fehlbelastung eines reaktivsten Brennelementes Einsetzen und Inbetriebnahme eines reaktivitätswirksamen Brennelementes in einer falschen Position</u> <u>Ergänzende Randbedingung:</u> <u>Die Inbetriebnahme des Reaktors mit dem fehlbeladenen Brennelement ist bezüglich Schutzziel K in Betriebsphase A untersucht.</u>
	Tab. 5.2			Anpassung an Definitionen.	Störung oder Leckage im Abgas- und Abwasse-

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	E2-27				raufbereitungssystem und sonstigen nuklearen Hilfssystemen mit radiologischen Auswirkungen Freisetzung
	Tab. 5.2 E2-30			Analog zum DWR.	E2-30 — Lastabsturz
1473	Tab 5.2, E3-01, E3-02	Kommentar: Die Ereignislisten sind hinsichtlich möglicher Lastfälle im Frischdampfsystem nicht vollständig. Z. B. fehlen m. E. zumindest beim SWR Ereignisse, die unter die Kategorie „Transienten mit schneller Umverlagerung von Frischdampfströmen“ fallen (die Ereignisse E3-01 und E3-02 zielen m. E. auf etwas anderes). Genannt seien: „Stader“ Lastfall TUSA + (TUSA mit Öffnen und sofortigem Wiederschließen der FDU) Ereignis KKK N1/91 Lastfälle mit fehlerhaften Schließvorgängen von Armaturen bei hohen FD-Strangdurchsätzen Ungedämpfte Schließvorgänge von Armaturen im Frischdampfsystem aufgrund von Ventilspindelabrissen an Turbinen-/Umleitventilen Für einen Teil dieser Ereignisse ist bei der konkreten Anlagenauslegung Beanspruchungsstufe D nachgewiesen, die Ereignisse wären also gemäß Anhang 1 in Modul 3 der SE 4a zugeordnet. Die (mittelbare) Einordnung in SE4a ergibt sich m. E. daraus, dass beim Ereignis ein zusätzliches Komponentenversagen unterstellt wird. Ob dies mit dem Vorgehen der SE Zuordnung im Rahmen von Modul 3 konsistent ist, kann ich derzeit nicht beurteilen.	NEIN	Die Ereignisse der Ereignislisten bilden eine Basis für die Ermittlung der bei der Auslegung von Komponenten zu berücksichtigenden Lastfälle. Die Formulierung des Ereignis ist allgemein gehalten, sodass der kritische Fall bestimmt und analysiert werden muss. So könnte – falls dominierend - auch das Anlagenverhalten bei einem Spindelabriss berücksichtigt werden. Abweichungen zwischen der realen Anlagenauslegung und den Anforderungen aus Anhang A1 sind grundsätzlich nicht auszuschließen. Ausgehend von Modul3 und speziell dem Anhang A1 müsste für die DfU bei einem SE3-Ereignis von der Beanspruchungsstufe C ausgegangen werden. Das Problem der Abweichungen zwischen der Anlagenrealität und dem Regelwerksentwurf kann im Rahmen des Vorhabens nicht gelöst werden.	
1672	Tab 5.2, E3-09	Kommentar: Die Forderung nach Begrenzung des Auswurfes <u>auf 3 cm</u> ist zu ausführungsorientiert. Forderung nach Ausschluss eines Folgeschadens infolge des Auswurfes wäre technisch sinnvoll. (K2)	NEIN	Dieser Kommentar bezieht sich noch auf die Ereignisformulierung von Rev. A. Im Rahmen der Erstellung der Rev. B wurde die Angabe "3 cm" gestrichen und es wird die Anforderung in allgemeiner Form in Modul 2 Wickel 6.3 (6) behandelt: "Gegen den Auswurf eines Steuerelements bzw. Steuerstabs sowie den vollständigen Ausfall eines Steuerstabs (SWR) sind außer der sicheren Auslegung und der sorgfältigen Fertigungskontrolle sowie Verriegelungen (SWR) davon unabhängige Vorkehrungen getroffen, es sei denn, es ist nachgewiesen, dass der Auswurf des Steuerelements bzw. Steuerstabs bzw. der Ausfall eines Steuerstabs mit dem größtem Reaktivitätswert zu keiner Überschreitung der Nachweiskriterien führt.".	
	Tab 5.2, E3-09			Analog zum DWR.	Hinweis: Siehe auch "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns" (Modul 2), Ziffer 6.3 (6), und „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10);

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					Abschnitt 2-5-8.
	Tab 5.2, E3-11			Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	Absturz eines Brennelements in den gerade noch unterkritischen Reaktorkern <u>während des Brennelementwechsels</u> (SWR) R K VM <u>Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen:</u> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderung an die Auslegungen und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10) Hinweis: Anforderung an die Beladeverriegelungen
	Tab 5.2, E3-13			Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	Fehl erhaftes Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens (SWR) R K VM <u>Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen:</u> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderung an die Auslegungen und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)
	Tab 5.2, E3-15			Analog zum DWR unter E3-17.	Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelement Fehlbeladung einer Viererzelle mit nachfolgender Funktions- und Unterkritikalitätsprüfung R VM <u>Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen:</u> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.3 (Modul 10). Hinweis: Die sich ergebende Endkonfiguration ist: 4 reaktivste Brennelemente in ungünstigster Anordnung positioniert.
	Tab. 5.2, E3-16			Konkretisierung.	Ergänzende Randbedingung: Gleich- und gegenphasige Schwingungen sind analysiert. <u>Die Randbedingungen der möglichen einleitenden Ereignisse sind berücksichtigt.</u>
133 596	Tab. 5.2, E3-18	Kommentar: Was ist der Unterschied zu SWR E3-01 auf Seite 36? Ereignis klarer definieren. Modultext: Kaltwassertransiente im Reaktordruckbehälter	JA	In E3-18 ist der Kaltwassereintrag in den RDB des SWR im Zustand unterkritisch heiß sowie bei abgeschalteten Zwangsumwälzpumpen gemeint. Der Kaltwassereintrag kann über das Steuerstabspülwasser erfolgen, sodass sich im unteren	E3-18 — Kaltwassertransiente im Reaktordruckbehälter

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				RDB-Bereich ein Kaltwasserpfpfen ansammeln kann. Mit Wiederschalten der ZUP wird der Kaltwasserbereich durch den Kern gedrückt, was zu einem Reaktivitätsgewinn führt. Aus diesem Grund muss sichergestellt sein, dass bei Wiederschalten der ZUP alle Steuerstäbe vollständig in den Kern eingefahren sind. Dieses Ereignis wurde aufgrund von Betriebserfahrung (Meldepflichtiges Ereignis) in Revision B in die SWR-Ereignisliste aufgenommen. Transienten infolge Einspeisung von HD/ND-Si-Systemen fallen dagegen nicht unter dieses Ereignis. Nach erneuter Diskussion im Rahmen der Kommentarbearbeitung wird die Vermeidung eines derartigen Ereignisses letztendlich als allgemeine Auslegungsanforderung für den SWR angesehen. ⇒ Streichen des Ereignisses aus der SWR-Liste mit gleichzeitiger Formulierung der Auslegungsanforderung in Modul 2 Ziffer 6.1 (7) f, sodass die Thematik weiterhin Berücksichtigung findet.	
63	Tab 5.2, E3-19	Kommentar: Prüfen, inwieweit die Hilfsdampfleitung explizit anzuführen ist	JA	Die Reaktorkühlmittel führenden Anschlussleitungen der FD- und Speisewasserleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters werden nun beim Ereignis unter Hinweis angesprochen.	HinweisErgänzende Randbedingungen: <u>- Betrachtet sind neben FD- und Speisewasserleitungen auch alle anderen Reaktorkühlmittel führenden Systeme.</u> <u>- Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.</u> <u>- Nachweis umfasst auch: "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).</u>
1684	Tab. 5.2, E3-19	Kommentartext: Die Anmerkung, dass es sich bei einem kleinen Leck um ein repräsentatives Ereignis handelt, ist zu überprüfen, da hieraus bei SWR-Anlagen keine auslegungsbestimmenden Anforderungen resultieren. Auch die vorhandenen Druckabsicherungen mit kleinem Querschnitt führen zum Ansprechen von Sicherheitseinrichtungen, da die Kondensationskammer aufgeheizt wird und die Wasserbilanz des Primärkreises gestört wird. (K2)	NEIN	Die Anmerkungen wurden gestrichen, die Leckereignisse werden in Revision B jetzt generell innerhalb eines geschlossenen Konzeptes definiert. Titelanpassung an DWR (Angabe Anschlussleitung entbehrlich).	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt > 0,1 F der Frischdampfleitung bzw. Fläche der größten Anschlussleitung)
	Tab. 5.2, E3-20				Ergänzende Randbedingung: Hinweis (...) - Der doppelendige Bruch der Frischdampfleitung („2F-Bruch“) bestimmt die Dimensionierung des Druckabbausystems, der für Abschaltung und Kernkühlung notwendigen Reaktordruckbehälter-Einbauten und des Not- und Nachkühlsys-

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					tems sowie die Druckauslegung des Sicherheitsbehälters und die Störfallfestigkeit aller zur Ereignisbeherrschung erforderlichen sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen und Komponenten. - Nachweis umfasst auch: "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).
1673	Tab 5.2, E3-21	Kommentartext: Die Aufrechthaltung des Postulats mit einer Größe von 80 cm ² sollte unter Berücksichtigung der Aussagekraft der heutigen Prüftechnik überprüft werden. (K2)	NEIN	Das 80 cm ² RDB-Bodenleck ist ein postuliertes Ereignis zur Auslegung von SWR-Anlagen. Inwieweit die Verbesserung der Prüftechnik eine Reduzierung der Leckgrößenannahme bzw. ein Streichen erlaubt, müsste vertieft geprüft werden. Aktuelle belastbare Aussagen zum derzeitigen Stand von W&T sind nicht verfügbar, sodass eine Überprüfung im Rahmen der derzeitigen Regelwerkserstellung nicht machbar ist. Somit sollte das Ereignis in der derzeitigen Formulierung in der SWR-Ereignisliste verbleiben.	
549	Tab 5.2, E3-21+ Anhang A2 Kap. 3	Modultext: "80 cm ² "-Leck am Reaktordruckbehälter-Boden Schutzziele: R, K, B, S Betriebsphasen: A-B 1) Bei der Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit und der Auslegung der Notkühlsysteme sind folgende Leckquerschnitte zugrunde gelegt: a) an Frischdampf- und Speisewasserleitungen bis zu 2F sowie b) am Reaktordruckbehälter einerseits 80 cm ² (geometrischer Querschnitt: Kreisförmig) unterhalb der Reaktorkernoberkante, andererseits die maximale möglichen Leckquerschnitte durch den Bruch eines Kerninstrumentierungsstutzens bzw. des Gehäuserohres eines Steuerstabantriebs oder der Schweißnaht zwischen Gehäuserohr und RDB. Kommentar: Diskussionsbedarf	NEIN	Kommentar ist aufgrund seiner Knappheit nicht zu beantworten.	
1861	Tab 5.2, E-neu	Kommentar: Muss nicht das Ereignis „Leck zwischen Kondensationskammer und Druckkammer (SWR)“ in die VM Liste aufgenommen werden ?	JA	Die Sicherstellung der Dichtheit zwischen Druckkammer und Kondensationskammer beruht neben einer technischen Überwachung auch auf administrativen Maßnahmen. Unzulässige Undichtigkeiten führen ggf. zum Ausfall der Ersatzwärmesenke und des Druckabbausystems durch unzureichende Druckdifferenz zwischen KOKA und Druckkammer.	Dichtheitsverlust zwischen Druck- und Kondensationskammer R, K, B, S VM A-B Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.5 (Modul 10).
	Tab 5.2, E3-25	Modultext: Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb des Reak-		Siehe unter Kommentar Nr. 62 zu Ereignis E3-06 DWR Rev. B.	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohr-

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		torgebäudes			<p>leitungen zwischen Sicherheitsbehälter und erster Absperrmöglichkeit außerhalb des Sicherheitsbehälters Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb des Reaktorgebäudes</p> <p>R, K, B, S VM</p> <p>Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen:</p> <p>Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.4 (Modul 10).</p> <p>Ergänzende Randbedingungen: Hinweis:</p> <p>Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.</p> <p>Betrachtet sind insbesondere auch:</p> <ul style="list-style-type: none"> - die Integrität des Sicherheitsbehälters, - redundanzübergreifende Auswirkungen infolge Feuchte, Druckaufbau, Differenzdrücken, Temperatur, Strahl- und Reaktionskräften etc. sowie - die Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Strukturen des Reaktorgebäudes.
1480	Tab 5.2, E3-27	<p>Kommentar:</p> <p>Die VM Anforderung für das Ereignis E3-27 betrifft nicht nur die FD Leitung sondern gilt für alle größeren Primärkühlmittel führenden Leitungen. Hierzu ist meines Wissens in der Diskussion, Änderungen im M10 vorzunehmen (z. B. Streichung der Beschränkung auf FD Leitung).</p>	JA	Durch Neustrukturierung in Lecks innerhalb SHB (E3-18) und außerhalb SHB (E3-25) ist der Bereich zwischen den GBA's erfasst, so dass dieses spezifische Ereignis eliminiert werden kann. Die anderen Leitungen sind über die dort genannten „Ergänzenden Randbedingungen“ integriert worden.	<p>E3-27 — Frischdampf Leitungsbruch zwischen der Erst- und Zweitabspernung</p>
1628	Tab 5.2, E3-27	<p>Modultext:</p> <p>Frischdampfleitungsbruch zwischen der Erst- und Zweitabspernung</p> <p>Einwände:</p> <p>Gemäß der Versagensannahme im Modul 3 unter Ereignis E-27 ist der Ausschluss des Versagens bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1, 2 und 3 gefordert.</p> <p>Auslegungsanforderungen, die für diesen Teil des Rohrleitungssystems der DFU des SWR, über die Anforderungen des Eingeschränkten Bruchpostulates hinausgehen fehlen. Bei einem Bruchoder Leck in diesem Rohrleitungsbe- reich entsteht bei einem Einzelfehler an der inneren ISO-Armatur auch dann wenn keine Folgeschäden am Sicherheitsbehälter entstehen, ein nicht ab- sperrbares Leck.</p>	JA	<p>Die für dieses VM-Ereignis zu berücksichtigen- den Anforderungen werden in Revision C in Modul 4, Ziffer 4.6 formuliert. Für den relevanten Rohrbereich sind dort spezifische Anforderungen an die Qualität dieses Bereichs aufgelistet.</p> <p>Ansonsten siehe vorausgehende Zeile.</p>	
	Tab 5.2, E3-31				<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.</p> <p>Hinweis:</p>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					Das Ereignis ist relevant für den Übergang auf geschlossenes Nachkühlen sowie Überflutung des Reaktorgebäudes.
	Tab 5.2, E3-32			Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	K B S VM Vorsorgemaßnahme: Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)
	Tab 5.2, E3-36			Entfällt, da abgedeckt durch Auslegungsanforderungen in Modul 10 Abschnitt 2.2.2.	E3-36 — Kühlmittelverlust ins Reaktorgebäude nach Kühlmittelverlust Störfall innerhalb des Sicherheitsbehälters bei demontierten Sumpf- bzw. Kondensationskammerarmaturen
	Tab 5.2, E3-40	Modultext: Anlageninterner Brand und/oder anlageninterne Explosion mit redundanzübergreifenden Auswirkungen		Analog zum DWR unter E3-41.	
	Tab 5.2, E3-42	Modultext: Überflutung innerhalb sicherheitstechnisch relevanter Gebäude mit redundanzübergreifenden Auswirkungen		Analog zum DWR unter E3-43.	
	Tab 5.2, E3-43	Modultext: Überflutung innerhalb von sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden		Entfällt, da abgedeckt durch E3-40 Rev. C und Abschnitt 2.2.2 Modul 10 Rev. C.	E3-43 — Überflutung innerhalb von sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden
	Tab 5.2, E3-44	Modultext: Leck am Flutraum/Absetzbecken durch Lastabsturz (inklusive Brennelement-Absturz)		Entfällt, da abgedeckt durch E3-41 Rev. C und Abschnitt 2.2.4 Modul 10 Rev. C.	E3-44 — Leck am Flutraum/Absetzbecken durch Lastabsturz (inklusive Brennelement-Absturz)
	Tab 5.2, E3-45	Modultext: Absturz schwerer Lasten mit nicht beherrschbaren Folgen		Analog zum DWR unter E3-46.	
	Tab 5.2, E3-46	Modultext: Hochenergetische Bruchstücke infolge Komponentenversagen		Analog zum DWR unter E3-47 Rev. B. Wird integriert in E3-42 SWR Rev. C bzw. Abschnitt 2.2.3 in Modul 10.	
1627	Tab 5.2, E3-46 und E3-47	Kommentar: Im Modul 3 unter Nr. E3-46 und E3-47 (bzgl. SWR) wird u.a. das Versagen von Komponenten sowie hochenergetischer Behälter postuliert und entsprechende Vorsorgemaßnahmen gefordert. In dem vorliegenden Modul 4 ist abgesehen von Rohrleitungen und vom RDB für Komponenten der DFU und der Äußeren Systeme nicht angegeben, welche Auslegungsanforderungen gelten und betriebsbedingtes Versagen auszuschließen. Änderungsvorschlag: Im Modul 3 ist unter den entsprechenden Ziffern anzugeben für welche Komponenten bzw. Auslegungsanforderungen die Ziffern gelten sollen.	NEIN	Es ist zu analysieren, welche hochenergetischen Rohrleitungen und Behälter ein Gefährdungspotential für die Anlage darstellen könnten. Für diese ist dann der Nachweis der Wirksamkeit der vorzusehenden Vorsorgemaßnahmen zu führen. Daher ist es aus Sicht des Teams nicht sinnvoll vorab Komponenten zu benennen, für die ein Nachweis zu führen ist. Dies würde die vollständige Erfassung derartiger Komponenten gefährden. In Kapitel 3 von Modul 4 sind Anforderungen an die Äußeren Systeme genannt. Dort werden auch unter 3.1 (1) Kriterien aufgelistet, wann eine Komponente als äußeres System zu betrachten ist. Nach 3.1 (1) b) gelten demnach auch Anlagenteile als äußere Systeme, bei deren Versagen große Energien freigesetzt werden und Funktionen von Sicherheitseinrichtungen nicht vor Einwirkungen eines unterstellten	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				Versagens dieser Anlagenteile geschützt sind.	
	Tab 5.2, E3-47	Modultext: Versagen hochenergetischer Rohrleitungen und Behälter		Analog zum DWR unter E3-48.	
	Tab 5.2, E3-48	Modultext: Elektromagnetische innere Einwirkungen (außer Blitz)		Analog zum DWR unter E3-49.	
	Tab. 5.2, E3-... neu			Folge der Umstrukturierung gemäß Anhang 1 (Trennung interner Brand und interne Explosionen).	Anlageninterne Explosionen, einschließlich Radiolysegasexplosionen in Systemen und Komponenten Auslegungsanforderung A-F Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8 (Modul 10).
267	Tab 5.2, E3-49	Kommentar: Der Begriff Folgeschäden passt nicht. Richtig ist der Begriff Folgeeinwirkungen, wie er auch u. a. im Modul 10 verwendet wird. Vorschlag: Erdbeben (einschließlich Folgeeinwirkungen)	JA	Analog zum DWR E3-50 Rev. B.	
	Tab 5.2, E3-50	Modultext: Extreme standortabhängige Einwirkungen wie Umgebungstemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und ggf. andere standortabhängig zu unterstellende Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, Schlammlawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen in Kühlwassereinläufen (bspw. Muschelbewuchs, Quallen)		Analog zum DWR unter E3-51.	
552	Tab 5.2, E3-51	Kommentar: Dieses Ereignis ist im Modul 10 unter 2.3.8 als EVI aufgeführt Kommentar: Im Modul 10 das Ereignis unter EVA aufführen	JA	Analog zum DWR E3-52 Rev. B.	
	Tab 5.2, E3-52			Analog zum DWR unter E3-53.	
	Tab 5.2, E3-53			Analog zum DWR unter E3-54.	
550	Tab 5.2, E4a-01 - E4a-10	Modultext: Verschiedene Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellschaltsystems (ATWS) Schutzziele: R, K, BBetriebsphasen: A Kommentar: ggf. Diskussionsbedarf	NEIN	Anlass des Kommentars nicht erkennbar! ATWS Ereignisse sind für den SWR aus den RSK-Leitlinien DWR und dem Leitlinienentwurf SWR abgeleitet.	
1659	Tab 5.2, E4a-01 bis E4a-10	Kommentartext: Bei SWR-Anlagen führen ATWS nicht zum Druckaufbau im SHB. Insofern ist die Anforderung nach Begrenzung des SHB-Druckes zu überprüfen. (K2)	NEIN	Die Nachweiskriterien für den SHB beschränken sich im Modul 3 nicht allein auf den Druck – siehe Tabelle 3.1. Der ATWS hat einen Einfluss auf den Sicherheitsbehälter, wenn die Hauptwärmesenke nicht verfügbar ist bzw. die im Kern erzeugte Wärme nicht zur Hauptwärmesenke abgeführt werden kann. In diesen Fällen wird Dampf über die S+E-Ventile in die Kondensati-	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				onskammer eingetragen (Belastungen durch Kondensationsschläge und Temperaturerhöhung). Derartige Ereignisse sind in der Liste genannt, und für diese muss die Einhaltung aller Nachweiskriterien für den SHB, d. h. nicht nur eine Begrenzung des SHB-Druckes, nachgewiesen werden. Wenn für andere ATWS-Fälle ein Nachweiskriterium nicht angesprochen wird, so erübrigt sich dann ein Nachweis.	
	Tab 5.2, E4a-12			Analog zum DWR unter E3-10.	
	Tab 5.2, E4a-13			Analog zum DWR unter E3-11.	
	Tab 5.2, E4a-14			Analog zum DWR unter E3-12.	
	Tab 5.2, E4a-15			Analog zum DWR unter E3-13.	
205	Tab 5.3	Kommentar: Es fehlen einzuhaltende Multiplikationsfaktoren	Teilweise	Die einzuhaltenden Multiplikationsfaktoren für das BE-Lagerbecken sind in der Tabelle 3.1, Teil 2 vorhanden. Aber: In Fußnote a) der Tabelle 3.1 Teil 2 muss Querverweis korrigiert werden. ^a Für spezielle Ereignisse (siehe Ereignisliste Tabelle 25.34): < 0,98.	
209	Tab 5.3	Kommentar: Es fehlt unter E 2 ... und E 3 ... der Einfluss der Lagerbeckentemperatur auf den einzuhaltenden Multiplikationsfaktor.	NEIN	Die hierfür heranzuziehenden Berechnungsvorschriften sind in Modul 11 (dort die Ziffern 5.1 (7), 5.2 (1) (sowie die Ziffer 5.3 (1) in der neuen Fassung).	
203	Tab 5.3 E2-02	Modultext: Zunahme des Kühlmittelinventars Überspeisung des Brennelement-Lagerbeckens Kommentar: Eine Überspeisung des Lagerbeckens bei DWR mit Deionat ist im Notfall vorgesehen und nicht nur ein Ereignis der Ebene 2.	Teilweise	Modul 3 behandelt ausschließlich Ereignisse der Sicherheitsebenen 2 bis 4a. Somit sind Notfallmaßnahmen nicht Thema dieses Moduls. Aber: das Ereignis soll entfallen, da es aus Sicht des Teams eine Auslegungsanforderung für das BE-Becken darstellt (siehe Modul 11 Ziffer 5.1 (10) Rev. B).	Zunahme des Kühlmittelinventars E2-02 — Überspeisung des Brennelement-Lagerbeckens
200	Tab 5.3 E2-05	Kommentar: Die Formulierung „Reaktivitätsereignis“ für das BE-Lagerbecken bei SWR und DWR im Sinne von Kritikalitätsstörfall ist irreführend, da ein derartiger Störfall nicht unterstellt und analysiert wird. Es sollte heißen: „Störfallbedingter Reaktivitätsanstieg“ oder „Ereignisabhängiger Reaktivitätsanstieg“.	JA	Kommentar ist berechtigt: Die Ereigniskategorie „Reaktivitätsereignisse im Brennelement-Lagerbecken“ wird in „Reaktivitätsänderungen im Brennelement-Lagerbecken“ umbenannt	Reaktivitätsereignis <u>Reaktivitätsänderungen</u> im Brennelement-Lagerbecken
201	Tab 5.3, E2-05	Kommentar: Störungen in der Borkonzentration (nur DWR) sind nicht nur relevant beim Borkredit in der Lagerauslegung (dort sind sie durch die Auslegung beherrscht, keff 0,98) sondern bei der Beherrschung von Störfällen aller Art, für die beträchtliche Borkonzentrationen erforderlich sind. Der Hinweis ist einseitig irreführend.	NEIN	Das Ereignis ist Bestandteil der Ereignisliste „Brennelement-Lagerbecken DWR und SWR“ somit für das DWR-Lagerbecken zu analysieren, wenn bei der Beckenauslegung von der Borierung Kredit genommen wurde. Aus diesem Grund wird die Aussage der rechten Spalte als Hinweis verstanden, wann dieses Ereignis zu analysieren ist. Die Borverdünnung als eigenständiges Ereignis	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
				stellt nur dann ein Problem dar, wenn das Bor für die Nachweisführung im ereignislosen, d.h. ungestörten Zustand (Normalbetrieb) benötigt wird. Insofern ist die Borverdünnung als eigenständiges Ereignis tatsächlich nur bei Borkredit in der Auslegung relevant. Davon unberührt bleibt, dass Bor im Beckenwasser zur Beherrschung von bestimmten Störfällen benötigt wird. Dann wird aber nicht gleichzeitig das Ereignis Borverdünnung unterstellt (keine Kombination unabhängiger Ereignisse), es sei denn, der Störfall (z. B. Erdbeben) zieht kausal eine Borverdünnung nach sich. Letztgenanntes Szenario fiele aber nicht unter E2-05 bzw. E3-12 sondern z. B. unter E3-09.	
202	Tab 5.3, E2-06	Kommentar: Dieses Ereignis ist nicht für alle Betriebszustände zu unterstellen, da beim BE-Wechsel Umsetzungsvorgänge in Zonen mit Abbrandkredit nicht stattfinden sollten (KTA-Regel 3602).	Teilweise	Der BE Wechsel findet in Betriebsphase E statt. Auch in dieser Phase kann infolge von Befunden eine Handhabung von Brennelementen im Becken erforderlich werden. Im Übrigen sieht die KTA 3602 die Möglichkeit vor, dass die Umsetzungsvorgänge im RDB bzw. zwischen RDB und Becken unterbrochen werden, um sodann Umsetzungsvorgänge im Lagerbecken vorzunehmen. Anpassung gemäß DWR und SWR (Ereignisse E2-29 DWR, E2-26 SWR, beides Rev. B).	<u>Ungünstigste Fehlbelegung des Brennelement-Lagerbeckens bzw. des Transport- und Lagerbehälters mit einem reaktivsten Brennelement-Einsetzen eines reaktivitätswirksamen Brennelements in eine falsche Position</u>
	Tab 5.3, E2-01			Tippfehlerkorrektur.	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem führt.
	Tab 5.3, E3-02			Tippfehlerkorrektur.	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckerhöhung im Reaktorkühlsystem führt.
	Tab 5.3, E3-04	Modultext: Leck am Brennelement-Becken durch Lastabsturz (inklusive Brennelement-Absturz)		Anpassung an Neustrukturierung gemäß Anhang 1. Wird in Modul 10 mit Abschnitt 2.2.4 Rev. C und durch E-3-41 Rev. C erfasst.	<u>Absturz und Anprall von Lasten mit potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen</u> Leck am Brennelement-Becken durch Lastabsturz (inklusive Brennelement-Absturz) <u>Auslegungsanforderung K-B-S</u> Ergänzende Randbedingung: <u>siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).</u> Hinweis: Folgewirkungen eines Absturzes führen höchstens zu einem beherrschbaren Ereignis der Sicherheitsebene 3.

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					Größere, nicht beherrschbare Schäden werden durch VM ausgeschlossen.
	Tab 5.3, E3-05	Modultext: Leck im Beckenkühlsystem im Ringraum während des Beckenkühlbetriebs		Entfällt, da abgedeckt durch Auslegungsanforderungen in Modul 10 Abschnitt 2.2.2 und im DWR zusätzlich mit Ereignis E 3-32.	E3-05 Leck im Beckenkühlsystem im Ringraum während des Beckenkühlbetriebs
208	Tab 5.3, E3-08	Modultext: Reaktivitätsereignis im Brennelement-Lagerbecken Kommentar: Die Formulierung „Reaktivitätsereignis“ ist irreführend, s. Abschn. 5 - Anmerkung.	JA	Siehe unter Kommentar Nr. 200.	Reaktivitätsereignis <u>Reaktivitätsänderungen</u> im Brennelement-Lagerbecken
	Tab 5.3, E3-08			Entbehrlicher Hinweis.	Hinweis: Kritikalität ist durch Auslegung ausgeschlossen, einschließlich der Verwendung wasserstoffhaltiger Löschmittel bei Brand.
204	Tab 5.3, E3-09	Modultext: Geometrieänderungen durch Erdbeben (Brennelement-Lagerbecken, Brennelement-Trockenlager) Kommentar: Kritikalität ist durch Auslegung der Gestelle und die Einbeziehung des Bors im Lagerbeckenwasser ausgeschlossen (beim DWR). Der Hinweis in lapidarer Kürze ist nicht zutreffend.	JA	Der Hinweis wird gestrichen	Hinweis: Kritikalität ist durch die Auslegung der Gestelle ausgeschlossen.
206	Tab 5.3, E3-11	Kommentar: Keff im Transportbehälter: 0,97 keff im Lagerbecken bei den zu betrachtenden Einrichtungen: keff 0,95 beim DWR unter Einbeziehung des im Lagerbeckenwasser gelösten Bors. Das angegebene Nachweiskriterium ist nicht generell zutreffend.	Teilweise	Analog zum Reaktorkern, siehe unter Kommentar Nr. 126/589.	Fehlbelegung des Mehrzonen- Brennelementlagerbeckens mit mehr als einem Brennelement Fehlbelegung des Brennelement Lagerbeckens einschließlich einer Fehlbeladung des Transport- und Lagerbehälters R VM <u>Anforderungen an mögliche Vorsorgemaßnahmen:</u> <u>Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.3 (Modul 10).</u> Präzisierung der Nachweiskriterien: $k_{eff} < 0,98$ Hinweis: Relevant bei Mehrzonen-Lagerung. Die sich ergebende Endkonfiguration ist: 4 reaktivste Brennelemente in ungünstigster Anordnung positioniert.
505	Tab. 5.3, E3-11	Kommentar: Hinweis zur Endkonfiguration ist unklar.	JA	Siehe vorausgehende Zeile.	
207	Tab 5.3, E3-12	Kommentar: Der Hinweis ist nicht generell zutreffend, da die für die Störfallbeherrschung erforderliche Borkonzentration wichtig ist und nicht die Beckenauslegung bei Borkredit.	NEIN	Siehe Beantwortung zu Kommentar 201 zu Ereignis E2-05.	
	Tab 5.3, E3-14 bis			Änderungen analog zum DWR und SWR (E3-19 BE Becken entfällt, da durch E3-18 abgedeckt).	

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	26				
210	Tab 5.3	Kommentar: Es fehlt der Absturz eines BE neben: BE-Reparaturstation BE-Sippingstation BE-Kapselgestelle BE-Übergabestation	NEIN	Diese Ereignisse sind hinsichtlich der Kritikalität durch E3-10 abgedeckt, hinsichtlich der Radiologie durch E3-13 und hinsichtlich eines Leckereignisses durch E3-04 (Rev. B Bezüge).	
211	Tab 5.3	Kommentar: Es fehlt der Absturz eines BE neben dem BE-Transport- und Lagerbehälter	NEIN	Dieses Ereignis ist hinsichtlich der Kritikalität durch E3-10 abgedeckt, hinsichtlich der Radiologie durch E3-13 und hinsichtlich eines Leckereignisses durch E3-04 (Rev. B Bezüge).	
212	Tab 5.3	Kommentar: Es fehlt der Absturz eines BE auf den BE-Transport- und Lagerbehälter	NEIN	Siehe vorausgehende Zeile.	
	Tab 5.3, E4a-01 bis 04			Änderungen analog zum DWR und SWR.	
	A1 Hinweis A1.1			Folgeanpassung durch Kommentar Nr. 1481.	Den in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1) definierten Sicherheitsebenen sind in den vorliegenden Listen Ereignisse zugeordnet. Die Anforderungen in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) beziehen sich auf diese den verschiedenen Sicherheitsebenen zugeordneten Ereignisse. Demgegenüber werden in den KTA-Regeln <u>Lastfälle bzw. Lastfallklassen (diese sind Dimensionierungs- bzw. Auslegungsfälle, Montagefälle, normale und anomale Betriebsfälle, Prüffälle und Störfälle) in Beanspruchungsstufen (0, A, B, C, D, P bzw. 0, 1, 2, 3 (für den SHB)) eingruppiert, für die jeweils die zulässigen Spannungen zugeordnet sind und Verformungen nach Beanspruchungsstufen unterteilt</u> , ohne dass ein Bezug zu Ereignissen oder Sicherheitsebenen <u>bis dato</u> hergestellt wird <u>wurde</u> . Um die in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) aufgestellten übergeordneten Anforderungen mit den detaillierten Anforderungen der KTA-Regeln verknüpfen zu können, sind für die <u>den</u> Ereignissen der verschiedenen Sicherheitsebenen unter Beachtung der Festlegungen in „Sicherheitsanforde-

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
					<p>rungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) die jeweils zutreffenden Beanspruchungsstufen der KTA-Regeln <u>zuzuordnen</u>. festzulegen. Nachfolgende Matrix enthält <u>als Leitfaden hierfür</u> eine prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu den Sicherheitsebenen. <u>Dort sind daher den Sicherheitsebenen die für die druckführende Umschließung (DfU), die äußeren Systeme sowie den Sicherheitsbehälter die in den jeweiligen KTA-Regeln (3201.2, 3211.2 und 3401.2) definierten Beanspruchungsstufen zugeordnet. Für die Spalten „DfU“ sowie „Äußere Systeme“ der Matrix stellt bei einer Mehrfachnennung von Beanspruchungsstufen innerhalb einer Zelle die erstgenannte Stufe immer den Regelfall dar. Die anderen genannten Stufen können bzw. müssen verwendet werden, wenn bestimmte Sonderfälle gegeben sind, die durch die neben stehenden Fußnoten konkretisiert werden. Die Bedeutung der Beanspruchungsstufen sowie die dazu gehörenden Kriteriensätze sind für die DfU derzeit der KTA-Regel 3201.2 zu entnehmen. Entsprechend ist für die äußeren Systeme die KTA-Regel 3211.2 heranzuziehen. Für den Sicherheitsbehälter werden in Abhängigkeit der zu berücksichtigenden Lastfälle die zu verwendenden Beanspruchungsstufen in Abhängigkeit der zu betrachtenden Beanspruchungskombinationen bestimmt, sodass in der Matrix keine Fußnoten für den Sicherheitsbehälter Verwendung finden. Die den verschiedenen Beanspruchungskombinationen zuzuordnenden Beanspruchungsstufen sowie die unterlagerten Kriteriensätze sind für den Sicherheitsbehälter in der KTA-Regel 3401.2 genannt.</u></p>
	Anhang A1, Fußnote 3			Folgeanpassung aufgrund Neugliederung von M4	3) Anforderungen aus Modul 4, Abschnitt 5-7 sind erfüllt.
1644	Anhang A1, Fußnote 5	Kommentar: Die konsistente Verwendung des Begriffs "Sicherheitsfunktion".	JA	Richtigstellung.	⁵⁾ Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters: Nicht zulässig, wenn nachfolgend der Einsatz der Komponente für eine Sicherheitsfunktion zur Störfallbeherrschung erforderlich ist.
505	Anhang	Kommentar:	JA	Hierbei handelt es sich um eine neue Anforderung	¹¹⁾ Bei der Zuordnung der Beanspruchungsstufen

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	A1, Fußnote 11	Fußnoten-Text ist schwer verständlich.		<p>rung für den Lastfall Sicherheitserdbeben, so dass bei der Wahl der zugrunde zulegenden Beanspruchungsstufe auch die Anzahl der durch das Ereignis betroffenen Komponenten zu berücksichtigen sind. D.h. bei einer großen Anzahl betroffener Komponenten ist die „strengere“ Beanspruchungsstufe zu wählen.</p> <p>Deutlicheren Formulierung der Fußnote. Zudem wird die Fußnote in die DFU Spalte und in die Spalte für die äußeren Systeme integriert und in der linken Spalte gestrichen.</p>	fen ist die große Population der betroffenen Komponenten <u>im Lastfall „Sicherheitserdbeben“</u> berücksichtigt.
	Anhang A2 Titel	Modultext: Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung bzw. der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme		Präzisierung bzw. Verallgemeinerung.	Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung (DfU) bzw. der drucktragenden Wandung in der den äußeren <u>und sonstigen</u> Systemen
	Anhang A2, 1(2)			Präzisierung.	Die Anwendung dieses Anhangs setzt die Erfüllung der Anforderungen von "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses" (Modul 4), Abschnitte 2 bzw. 3 <u>sowie 4.1 bis 4.3</u> voraus.
	Anhang A2, neu			Ergänzung.	<u>1 (3) Für Abschnitte hochenergetischer Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung und der Äußeren Systeme zwischen Sicherheitsbehälter und äußerer Absperreinrichtung, für die im Sicherheitsnachweis keine Folgeschäden aus Lecks unterstellt werden, gelten die Kriterien und Anforderungen nach "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses" (Modul 4), Abschnitt 4.6.</u>
	Anhang A2, neu			Klarstellende Ergänzung.	<u>1 (4) Für die im Folgenden nicht behandelten Rohrleitungen ist der 2F Bruch postuliert.</u>
	Anhang A2, 2.3 (3)			Tippfehlerkorrektur.	Beim Frischdampfleitungsbruch außerhalb der äußeren Absperrarmatur mit zusätzlich unterstelltem „Nichtschließen der Absperrarmatur“ ist ein Dampferzeugerheizrohrversagen nicht angenommen, wenn der oben genannte Belastungsnachweis nach Ziffer 2.34 (1) positiv geführt worden ist.
	Anhang			Entfällt infolge der Umstrukturierung gemäß	Hinweis: Aspekte der Rückwirkungen auf benachbarte

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
	A2, 2.2 (2)			Anhang 1.	Steuerelementantriebe oder den Sicherheitsbehälter sind in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10), Abschnitt 2.5.8, behandelt.
	Anhang A2, 3 (1)			Entfällt infolge der Umstrukturierung gemäß Anhang 1.	Hinweis: Aspekte der Rückwirkungen auf benachbarte Steuerantriebe oder den Sicherheitsbehälter sind in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10), Abschnitt 2.5.8, behandelt.
134 597	Anhang A2, 3 (3) letzter Satz	Modultext: Dies gilt auch für die Freisetzung oder Ablösung von Materialien im Hinblick auf mögliche Beeinträchtigungen der Sumpfansaugung Kommentar: Das Kapitel betrifft den SWR. Änderungsvorschlag: "Dies gilt auch für die Freisetzung oder Ablösung von Materialien im Hinblick auf mögliche Beeinträchtigungen der Ansaugung aus der Kondensationskammer"	JA	Textstelle wird umformuliert.	Hinsichtlich der Belastungsannahme für die Strahl- und Reaktionskräfte auf Rohrleitungen, Komponenten und Gebäudeteile ist ein Leck mit einem Querschnitt von 0,1 F der jeweiligen Leitung und statischer Ausströmung für verschiedene anzunehmende Lecklagen unterstellt. Dies gilt auch für die Freisetzung oder Ablösung von Materialien im Hinblick auf mögliche Beeinträchtigungen der <u>Ansaugung aus dem Sumpf bzw. der Kondensationskammer und der Kühlung des Kerns</u> Sumpfansaugung.
	Anhang A2, 4.2 (1)				Für andere als in Ziffer 4.1 genannte Rohrleitungen der Äußeren Systeme sind, sofern sie sich im Reaktorgebäude befinden, folgende Leck- bzw. Bruchannahmen getroffen: - Unterkritische Risse in den Schweißnähten von Komponenten . Die dabei entstehenden Leckquerschnitte sind auf der Basis der Bruchmechanik ermittelt oder auf 0,1 F begrenzt worden. - (...)
	Anhang A2, 4.2 (3) neu			Konkretisierung einer bislang fehlenden Angabe, analog der Vorgehensweise bei Behältern, siehe Anhang A2, Abschnitt 5.	<u>4.2 (3)</u> <u>Für Lecks an der Kondensationskammer des Siedewasserreaktors ist der Rundabriss der größten Anschlussleitung angenommen.</u>
616, 775	Anhang A2, 5 (neu)	Kommentar: Im Modul 3 unter Nr. E3-47 und E3-48 (bzgl. DWR) und unter Nr. E3-46 und E3-47 (bzgl. SWR) wird u. a. das Versagen von Komponenten sowie hoch-energetischer Behälter postuliert und entsprechende Vorsorgemaßnahmen gefordert. In dem vorliegenden Modul 4 ist abgesehen vom RDB nicht angegeben bzw. erkennbar, welche Versagensannahmen und Vorsorgemaßnahmen für Behälter, Armaturen und Pumpen gefordert werden. Es ist nicht erkennbar, dass die im Modul 10 angegebenen Vorsorgemaßnahmen auch für die DFU gelten sollen. Änderungsvorschlag:	JA	In Übereinstimmung mit der internationalen Praxis wurden bisher für Behälter und Gehäuse keine Lecks an der drucktragenden Behälterwand angenommen. Ein impliziter „Bruchabschluss“ wurde aufgrund der Auslegung unterstellt. Entsprechend einer systematischen Nachweiskette ist ein solcher Nachweis aber zu fordern und beim heutigen Stand der Bruchmechanik auch leistbar. Daher folgen wir dem Vorschlag und stellen diese Anforderung in den	<u>5. Behälter, Armaturen- und Pumpengehäuse</u> <u>Grundsätzlich ist das Bersten von Behältern (nicht Reaktordruckbehälter), Wärmetauschern sowie Armaturen- und Pumpengehäusen unterstellt.</u> <u>Für diejenigen Behälter (nicht Reaktordruckbehälter), Wärmetauscher sowie Armaturen- und Pumpengehäuse, einschließlich der zugehörigen</u>

Nr. in DB	Kapitel in Modul	Kommentar	Änderung	Begründung	Vorschlag Textänderung
		Versagens- und Vorsorgemaßnahmen für Behälter, Armaturen und Pumpen sollten im Modul 4 bzgl. der DFU aufgenommen werden.		<p>neuen Abschnitten 4.4 und 4.5 von Modul 4 auf. Ergänzend dazu ist dort die neue Ziffer 4.1 zu sehen.</p> <p>Die Versagensannahmen werden dann hier in Anhang A2 von Modul 3 ergänzt.</p>	<p><u>Gehäuse der Antriebsturbinen, die Teil der DfU bzw. der äußeren Systeme sind und für die entsprechende Bruchausschluss- bzw. Bruchsischerheitsnachweise (siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußerer Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“, Abschnitt 48 (Modul 4)) vorliegen, sind jeweils die Leck- und Bruchpostulate der anschließenden Rohrleitungen angenommen. Dabei ist für Behälter, Wärmetauscher und andere Komponenten mit mehreren Anschlüssen in Abhängigkeit des Nachweiszieles das ungünstigste Leck unter Beachtung der Leck- und Bruchpostulate der ausgewählten Anschlussleitung berücksichtigt.</u></p>

Anhang 1: Modifizierungen in Modul 3 und 10 infolge teilweiser Verlagerung von „VM-Ereignissen“ in „Auslegungsanforderungen“

1.1 Anlass

In den Kommentaren zu Rev. B des aktualisierten Regelwerks wurde angeregt die RSK Stellungnahme zum VO Konzept (387.Sitzung) stärker zu berücksichtigen. Ferner wurde ersichtlich, dass einige der Kommentatoren Präzisierungen im Hinblick auf Einstufung von bislang als VM Einrichtungen definierten Maßnahmen (z.B. Doppelrohre) wünschten. Es wird daher vorgeschlagen, Modul 3 hinsichtlich des VM Konzepts zu überarbeiten. Dabei wurde sich auch stärker an IAEA NS-R1 orientiert. Von der Neustrukturierung sind neben Modul 3 auch Modul 10 sowie in geringerem Maße auch andere Module wie 2 und 11 betroffen.

1.2 Lösungsansatz

Mit der Überarbeitung wird nunmehr in Modul 10 differenziert zwischen grundlegenden Auslegungsanforderungen (spez. bei EVA/EVI Ereignissen) und einzelnen deterministisch postulierten Ereignissen. Grundlegende Auslegungsanforderungen an die Anlage im Hinblick auf die Beherrschung übergreifender Ereignisse werden künftig generell in Modul 10 abgehandelt und in den Ereignislisten des Modul 3 nur im Hinblick auf die Zuordnung der Ereignisse zu Sicherheitsebenen aufgeführt. Ansonsten erfolgt in Modul 3 ein Querverweis auf die diesbezüglichen Auslegungsanforderungen des Kapitel 2 bzw. 3 in Modul 10.

Deterministisch postulierte Ereignisse werden über die allgemeinen Auslegungsanforderungen hinaus dem deterministischen Auslegungskonzept sowie dem RSK Ansatz folgend in die Ereignisliste des Modul 3 aufgenommen, wenn auf Grund des Standes von W&T sowie von Betriebserfahrungen derartige Ereignisse nicht generell ausgeschlossen werden können. Grundsätzlich ist die Beherrschung dieser postulierten Ereignisse nachzuweisen.

Es gibt jedoch eine Reihe von Ereignissen bei denen die Möglichkeit eröffnet wird, durch Einsatz geeigneter Vorkehrungen den Eintritt eines derartigen Ereignisses so unwahrscheinlich zu machen, dass er nicht mehr unterstellt zu werden braucht (praktisch ausgeschlossen). Dies hängt jedoch entscheidend von der Qualität und der Zuverlässigkeit der entsprechenden Vorkehrungen („VM Maßnahmen“) ab und kann meist nur anlagenspezifisch überprüft werden. So bleibt es für diese Ereignisse optional, ob ein Nachweis der Beherrschung des postulierten Ereignis geführt wird oder ein Nachweis, dass durch Implementierung spezieller Maßnahmen („VM-Maßnahmen“) das Ereignis „praktisch ausgeschlossen“ werden kann. In Modul 3 werden Ereignisse bei denen diese Option möglich ist, neben den einzuhaltenden Schutzzielen mit dem Zusatz „VM“ gekennzeichnet. Es ist dann bei derart gekennzeichneten Ereignissen an Stelle des Nachweises der Ereignisbeherrschung und der Einhaltung der relevanten Schutzziele anhand der konkreten anlagenspezifischen Maßnahmen und Einrichtungen in einer Anlage nachzuweisen, dass die Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von VM Maßnahmen erfüllt sind. Modul 10 enthält hierzu weiterhin Anforderungen an die Qualität und Zuverlässigkeit von VM Maßnahmen sowie ergänzend einige ereignisspezifisch konkretisierte Anforderungen.

Zur Thematik „Doppelrohre“ wird in den Modulen der Ansatz verfolgt, dass Doppelrohre im ersten Ansatz Maßnahmen der Ereignisbeherrschung und somit keine Maßnahmen im Sinne des VM Ansatzes darstellen. So wird das Ereignis „Bruch einer Frischdampf- und Speiswasserleitung im Ringraum (DWR)“ durch das Doppelrohr nicht verhindert, sondern das Doppelrohr macht das Ereignis mit den vorhandenen Sicherheitssystemen erst beherrschbar. Grundsätzlich sind durch andere, allerdings konstruktiv aufwendigere Konzeptionen, hier auch andere Lösungsansätze denkbar. In Modul 10 wird deshalb zu Doppelrohren nichts mehr ausgesagt, sondern die Anforderungen an die Auslegung der Doppelrohre in Modul 4 Abschnitt 6 integriert.

In einigen wenigen Fällen erschien es darüber hinaus zweckmäßig, bislang als VM Maßnahmen titulierte Maßnahmen bzw. Aspekte als Nachweiskriterium für das jeweilige Ereignis in Modul 3 zu integrieren (z.B. Sicherstellung des Kühlmittelabflusses in den Reaktorgebäudesumpf bei RDB-Deckellecks). Da die Überarbeitung zu umfangreichen Verschiebungen und Modifikation führt wird im Folgenden eine Gegenüberstellung der Änderungen in Modul 10 gegeben.

Anhang 2: Kommentar Nr. 511

Kommentar zu Rev. A	Team 3 Antwort zum Kommentar zu Rev. A	Kommentar zu Rev. B
<p>Ich wollte noch einmal auf das Thema „Einwirkungen von außen“ kommen. Ich denke, das ist so ein Kandidat, nicht nur bei dem Thema „VO“, das habe ich heute Morgen schon mal angeschnitten. Es ist auch ein Kandidat dafür, dass man da eine ganze Reihe von Dingen, von Möglichkeiten vergisst. Und deswegen, wenn ich Ihren Hinweis jetzt richtig verstanden habe, muss man gucken, was in der KTA steht. Ich denke, man muss hochrangig aufhängen und das heißt auch im Modul 1, dass grundsätzlich alle Möglichkeiten abzuscannen sind. Man kann dann in Analogie zu den anderen Störfällen dann hingehen und anlagen-spezifisch abdeckende Ereignisse festlegen. Aber ich warne ein ganzes Stück davor, dass wir da nicht eine recht genaue Prozedur vom prinzipiellen Durchscannen von Einwirkungen von außen haben, die wir auch in der Oberen und dann präzisier, da kommen wir ja morgen noch dazu, in der mittleren Ebene aufhängen. Wir können auch international beobachten, zwei Dinge, das eine, dass dort die „Einwirkung von Außen“ – Listen sehr, sehr viel länger sind. Da gibt es auch manchmal beliebig an den Haaren herbeigezogene, ich habe auch schon Lawinen und Ähnliches dort gesehen. Das muss man sicher nicht machen. Aber es ist auch in der Praxis, sind auch einige Ereignisse im internationalen Rahmen, letztendlich „Einwirkungen von außen“ gewesen. Die Sachen mit der Kühlung, Sachen mit biologischem Bewuchs und Ähnliches, die eher bei den unerwarteten „Ereignissen von außen“ waren. Insofern fehlt mir das im Modul 1 sowieso. Ich denke, es muss schon da aufgehängt werden, wie komme ich zu einer vollständigen Störfallliste. Es muss dann aber im Modul 3, da werde ich mich sicher morgen noch mal zu äußern und zur VO-Problematik, muss das dann entsprechend berücksichtigt werden.</p>	<p>Die bei der Auslegung und bei Sicherheitsanalysen zu berücksichtigenden Ereignisse werden in den Ereignislisten des Moduls 3 – nach Sicherheits-ebenen unterschieden – benannt. Dadurch werden die in den Ereignislisten für die jeweiligen Sicherheitsebenen spezifizierten Kriterien, die im Hinblick auf grundlegende Sicherheitsfunktionen oder radiologische Sicherheitsziele einzuhalten sind, den jeweiligen Ereignissen zugeordnet. Der Umfang der zu betrachtenden Ereignisse und die zu berücksichtigenden Anforderungen wurden im Rahmen der Arbeit in SR 2475 aktualisiert und erweitert (siehe Ereignislisten zu Modul 3 und Festlegungen in Modul 10). Im Hinblick auf ein geschlossenes VM-Konzept (VM = vorgelagerte Vorsorgemaßnahmen) verbleibt in Diskussion, inwiefern bestimmte äußere Einwirkungen mit ihren maximalen Bemessungsparametern, bezogen auf Sicherheitsebene 3 oder 4a, behandelt werden, obwohl sie mit geringer Intensität oder Stärke auch schon als Betriebsstörungen (Ebene 2) auftreten können. Dabei wird aber zutreffend davon ausgegangen, dass durch die Berücksichtigung der max. Bemessungsparameter die erforderliche Wirksamkeit der Schutzmaßnahmen bestimmt wird und bzgl. Von Ereignissen in der Ebene 3 die Zuverlässigkeitsanforderungen abdeckend sind. Offen bleiben in diesem Zusammenhang der Umfang der zu schützenden Einrichtungen, der bei Betriebsstörungen ggf. größer sein kann (dies ist aber Gegenstand des geforderten Schutzkonzepts) und das Absicherungs-niveau insbesondere für mechanische Beanspruchungen. Zu letzterem werden in Modul 4 aber allgemeingültige Anforderungen gestellt.</p>	<p>Wurde die RSK Stellungnahme „Einstufung von „VO- Ereignissen“ in die Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts und Konzept zur Neubestimmung von Vorsorgemaßnahmen (VM)“ vom 06.10.05 ausreichend berücksichtigt? Wurden alle relevanten EVA Ereignisse berücksichtigt?</p>
<p>Für die vorliegenden Teile ergeben sich aus der in der RSK stattfindenden Diskussion und Erarbeitung von Anforderungen zum gestaffelten Sicherheitskonzept und zu den VO (VM) Maßnahmen auch die wesentlichen Anforderungen an das Modul 3. Im gestaffelten Sicherheitskonzept werden sowohl durch Definition als auch durch beispielhafte Nennung von Ereignissen die Anforderungen an die Zuordnung zu Sicherheitsebenen formuliert als auch die dann dazu gehörenden Anforderungen definiert. Bei den Anforderungen an VO Maßnahmen werden Ziele und Nachweisanforderungen benannt. Insgesamt sind damit die Anforderungen an die Inhalte des Moduls 3 aus RSK Sicht beschrieben.</p>	<p>-</p>	<p>Wurde die RSK Stellungnahme „Einstufung von „VO-Ereignissen“ in die Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts und Konzept zur Neubestimmung von Vorsorgemaßnahmen (VM)“ vom 06.10.05 ausreichend berücksichtigt?</p>
<p>Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung: Anstatt der Aufzählung der Einzelfälle, in denen das Ansprechen der Druckhalterabblaseventile zulässig ist, sollte festgelegt werden, dass in der Sicherheitsebene 2b das Ansprechen der Druckhalterabblaseventile zulässig ist.</p>	<p>Es werden vom Team keine Vorteile, die für eine grundsätzliche Aufteilung der Sicherheitsebene 2 in die Ebenen 2a und 2b gesehen, da für alle Ereignisse auf der Ebene 2 in Abhängigkeit der jeweiligen Betriebsphase dieselben Nachweisziele gelten. Trotzdem wurden die Ereignisse der Sicherheitsebene 2 nochmals dahingehend überprüft, ob die Möglichkeit einer RESA besteht oder nicht. Bei den Transienten mit möglicher RESA sind – wie in den Ereignislisten dokumentiert – die Nachweise auch hinsichtlich des Schutzzieles R zu führen. Eine Einzelfallregelung hinsichtlich der Zulässigkeit des DH-Abblaseventils wird nicht mehr formuliert. Das Ansprechen dieses Ventils ist somit bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 zulässig (sofern absperibar ausgelegt).</p>	<p>Sollte eine Aufteilung der SE 2 in 2a und 2b erfolgen?</p> <p>Hinweis: Das Ansprechen des DH-AV auf SE 2 ist jetzt zulässig; der RSK- Kommentar wurde damit zumindest teilweise berücksichtigt.</p>

Kommentar zu Rev. A	Team 3 Antwort zum Kommentar zu Rev. A	Kommentar zu Rev. B
<p>Es ist erstmal so, wenn man jetzt aus Sicht der RSK sieht, wir haben zwei Stellungnahmen. Die eine ist die zu den Sicherheitsebenen, wo wir die Anforderungen aus unserer Sicht festlegen. Und die andere ist zu den VM-Maßnahmen. Das, was wir hier diskutiert haben, stimmt auf keinen Fall mit der beschlossenen Lage in den RSK-Stellungnahmen überein. Insofern, ist auch aus unserer Sicht, glaube ich, deutlich gemacht, dass wir an dem Punkt massive Kritik haben. Deswegen habe ich es auch nicht als lockere Diskussion empfunden, was wir die letzte viertel Stunde gemacht haben an der Stelle, sondern eine Diskussion darüber, was geändert werden muss. Es spielt natürlich auch eine Rolle bei der Gesamteinschätzung der RSK, ob das Regelwerk aus Sicht der RSK fertig ist, die wir ja möglicherweise dieses Jahr zu treffen haben.</p>	<p>Es werden vom Team keine Vorteile, die für eine grundsätzliche Aufteilung der Sicherheitsebene 2 in die Ebenen 2a und 2b gesehen, da für alle Ereignisse auf der Ebene 2 in Abhängigkeit der jeweiligen Betriebsphase dieselben Nachweisziele gelten.</p> <p>Es werden außerdem vom Team keine Vorteile, die für eine Aufteilung der Sicherheitsebene 3 in die Ebenen 3a und 3b sprechen, gesehen, da für alle Ereignisse auf der Ebene 3 in Abhängigkeit der jeweiligen Betriebsphase dieselben Nachweisziele gelten. Insbesondere hinsichtlich des radiologischen Aspektes ist für alle Ereignisse der Sicherheitsebene 3 die Einhaltung der Störfallplanungswerte gefordert.</p>	<p>Wurde die RSK-Stellungnahme „Einstufung von „VO-Ereignissen“ in die Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts und Konzept zur Neubestimmung von Vorsorgemaßnahmen (VM)“ vom 06.10.05 ausreichend berücksichtigt?</p>
<p>Also, soweit die Forderung von 14 Monaten war, da quantitative Kriterien zu nehmen, da war das gemeint, was wir vorhin schon diskutiert haben. Wenn bestimmte Überschriften, also bestimmte Ereignisarten in verschiedene Sicherheitsebenen hinein gehören, dann muss man irgendwo eine Abgrenzung machen. Dass man das nicht unbedingt in der Detailregelung, wie rechne ich die Überschreitenswahrscheinlichkeiten von Erdbeben aus, sagen wir einmal für ein Ebene-2-Erdbeben oder Ebene-3-Erdbeben, dass man das hier nicht im Modul machen muss, das war damals implizit mit gemeint. Also, ich habe es nicht explizit gesagt damals, aber da ist es schon klar, dass man die Ebenen der Detaillierung in den verschiedenen Regeln auseinander halten kann. Nur, man wird es dort nach wie vor machen müssen, und man wird auch die Zuordnung der Maßnahmen zu den einzelnen Ebenen schon so machen müssen, dass die Qualität auch zusammenstimmt, zu dem.</p> <p>Der letzte Punkt: Sie sagen, Sie wollten bewusst keine Probabilistik machen. Es ist erst einmal eine Aussage, das soll ein deterministisches Regelwerk werden. Das ist das eine. Dann kann man das jetzt soweit auffassen, dass man deterministische Kriterien dahinter legt. Man kann es aber auch so auffassen, und das gehört sicher zum Check dazu, dass man sagt, dass Ereignisse, die in eine bestimmte Sicherheitsebene einkategorisiert werden, dass da die Wahrscheinlichkeit dafür auch eine Rolle spielt. Ich muss es nicht ins Regelwerk reinschreiben, aber bei der Überlegung, warum schreibe ich das in die Ebene 2 oder in die Ebene 3 rein, da muss Eintrittswahrscheinlichkeit eine Rolle spielen.</p> <p>Ich habe den BMU in mehreren Einlassungen zu diesem Thema auch verstanden, dass er nicht damit leben kann, dass man eine Eintrittswahrscheinlichkeit hier hineinschreibt und als frei handhabbares Kriterium für Anwender sieht. Das man aber sehr wohl in der Überlegung, ist das ein häufiges oder ein sehr selteneres Ereignis, solche Grundgedanken mit hinein tun kann. Das muss man dann, glaube ich, auch unterscheiden. Deswegen kann das Argument: „Es ist ein häufigeres Ereignis, kann nicht auf die Ebene 3, weil es viel wahrscheinlicher ist, als andere, die auf der Ebene 3 sind.“ Da kann man nicht dagegen argumentieren, dass die Probabilistik nicht zugelassen ist. Da muss man einfach damit argumentieren, dass es entweder seltener ist oder dass es einen anderen Grund gibt, dass man es auf die Sicherheitsebene 3 stellt. Also, der muss man wirklich die Ebenen sortieren, in der man gerade argumentiert.</p> <p>Ein letzter Punkt noch einmal mit dem KTA-Vorschlag. Auch da habe ich das Regelwerk so verstanden, dass das Regelwerk wenigstens einen Dachsatz irgendwo haben muss und an der Stelle, wenn es extrem standortabhängige Einwirkungen, wenn das an den beiden Stellen, bei dem beiden Reaktortypen zu verstehen ist und Dinge, die außerhalb der geforderten Auslegung sind, wenn man jetzt bei Schneelasten, Staudruck, Temperaturen und Biologie sind, um die einmal zu nennen, dann muss man das, glaube ich, hierhin schreiben. (...)</p>	<p>Bezüglich der so genannten VM-Ereignisse und insbesondere der Einordnung übergreifender Einwirkungen von außen sind die im Kommentar angesprochenen Probleme und Schwächen der derzeit praktizierten Regelungen zutreffend. Diese wurden intensiv im Projekt (Modul 1, 3 und 10) diskutiert.</p> <p>Der Ansatz von Team 3 hinsichtlich der hier angesprochenen Ereignisse ist, dass die Vorsorgemaßnahmen auf solche Einwirkungen von außen hin ausgelegt werden, die geringere (häufigere) Einwirkungen abdecken (Ansatz des Bemessungsereignisses). Eine Staffelung von VM-Maßnahmen ist damit nicht zwingend, kann aber natürlich von den Betreibern in Abhängigkeit von der Einwirkung vorgesehen werden, wie bspw. Beim Hochwasser. Entscheidend ist u. E., dass die VM-Maßnahmen beim „Bemessungsereignis“ ausreichend wirksam und zuverlässig sind. Hinsichtlich der an die VM-Maßnahmen zu stellenden Anforderungen ist zunächst festzustellen, dass die im bisherigen Regelwerk (St-LL) definierten VM-Maßnahmen als ereignisspezifische Beispiele formuliert wurden. Von diesem Ansatz sollte aus Sicht des Teams nicht abgegangen werden. Daher sind in Modul 10 wiederum ereignisspezifische Maßnahmen formuliert worden. Bei der Festlegung dieser ereignisspezifischen Maßnahmen ist deren Qualität zu formulieren.</p> <p>Zusammenfassend stellt sich der hier verfolgte Ansatz wie folgt dar: Unter Beibehaltung des bestehenden VM-Konzepts wurde dieses soweit wie möglich verbessert (durch eindeutige Benennung der VM-Ereignisse in Modul 3 und der für diese geltenden Anforderungen in Modul 10). Für die Sicherheitsebene 2 wurden keine Ereignisse definiert. Hier wird davon ausgegangen, dass die Beherrschung von Ereignissen geringerer Einwirkungsstärke aber größerer Eintrittshäufigkeit, durch das für die Auslegung maßgebende Bemessungsereignis abgedeckt und gewährleistet ist.</p>	<p>Stellenwert der Probabilistik (Gefährdungshäufigkeit von Ereignissen) bei der Zuordnung von Ereignissen zu Sicherheitsebenen?</p>

Kommentar zu Rev. A	Team 3 Antwort zum Kommentar zu Rev. A	Kommentar zu Rev. B
<p>Also, wenn ich mir jetzt E3.50 angucke, beim im DWR und das kann man analog an den anderen Stellen nachgucken, das ist so der „EVA-Sammler“. Ein paar sind ja extra aufgeführt. Da denke ich, dass die Zuordnung hier einfach falsch ist, an den Stellen.</p> <p>Also, man kann nicht sagen, weil es EVA sind, sind das drei. Weil es in der Sicherheitsebene 3, weil es ja automatisch die ganzen Folgewirkungen hat: Wie ist ein Nachweis zu führen? Was für Systeme sind da auch für die Störfallbeherrschung denn da? Es sind da natürlich auch Dinge dabei, also Schlammlawine oder Erdbeben würde ich durchaus bei gegebener Lage in der Ebene 3 sehen, dort wo das im Gelände geht, in der Nähe vom Kernkraftwerk.</p> <p>Aber wenn ich jetzt angucke zwei Beispiele, einerseits biologische Organismen. Das sind teilweise Sachen, die permanent passieren. Das wissen wir auch aus den Anlagen. Da ist die Frage sogar, ob so etwas nicht Sicherheitsebene 1 ist. Also, das war ein bisschen provokativ formuliert an der Stelle. Aber, es ist auf jeden Fall Sicherheitsebene 2. Weil, ich muss eigentlich mit Sachen, die keine Sicherheitssysteme sind, verhindern, dass biologische Organismen hier irgendetwas im Kühlwasserfluss und oder an zwei, drei anderen Stellen, wo die auch noch angreifen können, die Systeme außer Kraft setzt. Also, so etwas gehört aus meiner Sicht klar in die Sicherheitsebene 2, wenn man da etwas genauer beschreibt.</p> <p>Wenn man dann vorne guckt, Extremtemperaturen, gehört ganz sicher nicht in die Sicherheitsebene 3. Also, man muss bei zu erwartenden Extremtemperaturen, muss man spätestens in die Sicherheitsebene 2 stecken in der Auslegung. Auch die Folgen von entsprechenden Extremtemperaturen, also Rückwirkungen auf den Wasserstand von der Kühlwasserversorgung oder solche Dinge. Also, das sind einfach einmal Beispiele. Man könnte es nach der gleichen Überlegung noch weiter durchgehen.</p> <p>(...)</p> <p>Aber, es gibt auf der anderen Seite Hochwasser, die unwahrscheinlicher sind, das heißt, an der Stelle ist es einfach notwendig, den Fall Hochwasser aufzuteilen. Das wird im Übrigen in den Detailregelungen auch so gemacht, dass damit 100-jährigem, 10.000-jährigem Hochwasser usw. umgegangen wird. Das sind bei anderen Dingen, also, wenn man hier die Themen durchgeht, müsste man das durchbuchstabieren. Also, ich erwarte eigentlich, dass man in einem fertigen Modul, dann sowohl auf der Ebene, also die Sachen verteilen muss, auf die Ebenen 2, 3 und 4. Möglicherweise 4 auch an bestimmten Stellen. (...)</p> <p>Wir haben ja in der RSK zu diesem Thema auch eine Stellungnahme gemacht. Ich bleibe nach wie vor bei dem Weg, der damit gemeint ist. Ich denke, erst einmal kann man hingehen und im Modul 3 durchaus, und unabhängig, ob es eine VM-Maßnahme als Gegenmaßnahme oder ein Nachweis zu führen ist, dass einer Sicherheitsebene zuordnen.</p> <p>Wir haben eigentlich auch bei anlagentechnischen Sachen, wir haben Notstromfälle unterschiedlicher Dauer, wir haben Fälle, wo eine Redundanz ausfällt, und wo mehrere Redundanzen ausfallen bei verschiedenen Systemen, also da haben wir durchaus auch Abstufungen, dass bestimmte vom Sinn her ähnliche Ereignisse einmal, wenn sie wahrscheinlicher sind und wahrscheinlich nicht so schlimm, in der Ebene 2 aufgelistet sind und andere in der Ebene 3.</p> <p>(...) es gibt eine Folge, die man jetzt ganz klar in der Formulierung im Modul 10 sieht: Sie haben nämlich völlig unabhängig davon, ob so ein Ereignis der Ebene 1, 2 oder 3 zuzuordnen ist, Gegenmaßnahmen hingeschrieben und haben das, was wir in der RSK-Stellungnahme wollten, dass die Gegenmaßnahmen auch eine entsprechende Qualität haben in der Zuordnung, zu welcher Sicherheitsebene das gehört, das ist an ganz vielen</p>	<p>Bezüglich der so genannten VM-Ereignisse und insbesondere der Einordnung übergreifender Einwirkungen von außen sind die im Kommentar angesprochenen Probleme und Schwächen der derzeit praktizierten Regelungen zutreffend. Diese wurden intensiv im Projekt (Modul 1, 3 und 10) diskutiert.</p> <p>Der Ansatz von Team 3 hinsichtlich der hier angesprochenen Ereignisse ist, dass die Vorsorgemaßnahmen auf solche Einwirkungen von außen hin ausgelegt werden, die geringere (häufigere) Einwirkungen abdecken (Ansatz des Bemessungsereignisses). Eine Staffelung von VM-Maßnahmen ist damit nicht zwingend, kann aber natürlich von den Betreibern in Abhängigkeit von der Einwirkung vorgesehen werden, wie bspw. beim Hochwasser. Entscheidend ist u. E., dass die VM-Maßnahmen beim „Bemessungsereignis“ ausreichend wirksam und zuverlässig sind. Hinsichtlich der an die VM-Maßnahmen zu stellenden Anforderungen ist zunächst festzustellen, dass die im bisherigen Regelwerk (St-LL) definierten VM-Maßnahmen als ereignisspezifische Beispiele formuliert wurden. Von diesem Ansatz sollte aus Sicht des Teams nicht abgegangen werden. Daher sind in Modul 10 wiederum ereignisspezifische Maßnahmen formuliert worden. Bei der Festlegung dieser ereignisspezifischen Maßnahmen ist deren Qualität zu formulieren.</p> <p>Zusammenfassend stellt sich der hier verfolgte Ansatz wie folgt dar: Unter Beibehaltung des bestehenden VM-Konzepts wurde dieses soweit wie möglich verbessert (durch eindeutige Benennung der VM-Ereignisse in Modul 3 und der für diese geltenden Anforderungen in Modul 10). Für die Sicherheitsebene 2 wurden keine Ereignisse definiert. Hier wird davon ausgegangen, dass die Beherrschung von Ereignissen geringerer Einwirkungsstärke aber größerer Eintrittshäufigkeit, durch das für die Auslegung maßgebende Bemessungsereignis abgedeckt und gewährleistet ist.</p>	<p>Wurde die RSK-Stellungnahme „Einstufung von „VO-Ereignissen“ in die Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts und Konzept zur Neubestimmung von Vorsorgemaßnahmen (VM)“ vom 06.10.05 ausreichend berücksichtigt?</p>

Kommentar zu Rev. A	Team 3 Antwort zum Kommentar zu Rev. A	Kommentar zu Rev. B
<p>Stellen noch nicht einmal ansatzweise da. (...) (...) Voraussetzung wäre eigentlich an der Stelle, dass man in die EVAs noch einmal durchsortiert nach: Sicherheitsebene 1 muss man nicht erwähnen an der Stelle. Sicherheitsebene 2? Dann bitte dorthin. Und Sicherheitsebene 3 an der Stelle belassen.</p>		
<p>Herr Liemersdorf, ich hätte eine Frage zu Einordnung der Ereignisse. Sie haben vorhin in einem Nebensatz gesagt, dass Sie die Definition aus dem Modul 1 hinsichtlich der Unterscheidung in „zu erwartenden Lebenszeit“ und „nicht zu erwartende“ als generelles Sortierkriterium verwendet haben. Meine Frage dahingehend, ich sehe, dass Sie in der Ebene 2 und in der Ebene 3, die deutliche Unterscheidung mit dem Notstromfall in < 2 h und > 2 h gemacht haben. Auch andere Unterscheidungen, was Leckagen anbetrifft oder auch was Störungen der Frischdampfseite anbetrifft, sind durchaus als Ereignisse einzuordnen, die wir zumindest partiell schon erlebt haben. Halten Sie unter dem Gesichtspunkt die Einordnung für sachgerecht?</p>	<p>Die Aufteilung der Ereignisse der Ereignislisten besitzt keine grundlegende probabilistische Struktur, da dieses unter anderem von Seiten des Auftraggebers nicht gewünscht ist. Im Wesentlichen erfolgte die Einteilung der Ereignisse in wesentlicher Übereinstimmung mit bereits vorliegenden nationalen und internationalen Quellen (z.B. Störfall-Leitlinie, Merkpostenliste, KTA2000 etc.). Des Weiteren wurde aber auch die Erfahrung aus der Betriebserfahrung bei der Ereignisauswahl, wie im Kommentar zutreffend dargestellt, qualitativ berücksichtigt, so dass in Einzelfällen die Zuordnung von Ereignissen zu den Sicherheitsebenen auch nach der Frage ihrer Häufigkeit in der betrieblichen Praxis (z.B. Notstromfall) entschieden wurde. Hinsichtlich der Einordnung von Leckagen und Lecks wurde eine Definition und somit eine eindeutige Zuordnung zu den Ebenen gewählt. Leckagen, bei denen das Sicherheitssystem nicht angefordert wird, immer auf Sicherheitsebene 2. Bei Lecks wird das Sicherheitssystem benötigt, so dass Leckstörfälle grundsätzlich der Sicherheitsebene 3 zugeordnet sind.</p>	<p>Stellenwert der Probabilistik (Gefährdungshäufigkeit von Ereignissen) bei der Zuordnung von Ereignissen zu Sicherheitsebenen.</p>

Anhang 3: Antwort zum Kommentar Nr. 1674

Hinsichtlich des Kommentars, wonach für den SWR Transienten mit RESA-Auslösung bisher als Störfälle betrachtet wurden, ist festzustellen: In vorliegenden Regelwerkstexten werden bestimmte Transienten mit RESA-Auslösung der Sicherheitsebene 2 zugeordnet (siehe z. B. Statusbericht KTA-GS-47, Basisregel 6, EPR, RSK-Stellungnahme zum Sicherheitsebenenkonzept). Dieses Vorgehen basiert im Wesentlichen auf der Erkenntnis, dass diese Ereignisse aufgrund ihrer Eintrittshäufigkeit durchaus innerhalb der Lebensdauer einer Anlage zu erwarten sind. Dieses wird im Wesentlichen auch durch die Betriebserfahrung bestätigt, die zeigt, dass derartige Ereignisse in der betrieblichen Praxis durchaus auftreten. Dagegen sollen bei diesem Ansatz Ereignisse der Sicherheitsebene 3 im Rahmen der Lebensdauer einer Anlage nicht auftreten, sodass die frühere Einordnung der o.g. Transienten auf die Ebene 3 aus Sicht der Eintrittshäufigkeiten nicht konsistent ist.

Für den Fall einer Einordnung der o. g. Transienten mit RESA zur Sicherheitsebene 3 würden sich zudem Schwierigkeiten bei der Nachweisführung bezüglich der anzuwendenden Nachweiskriterien ergeben. So wäre z.B. die Einhaltung der Brennstabintegrität sowie der Störfallplanungsweite, wie sie für Ebene 3 gefordert wird, nicht zielführend. Für derartige Transienten, die, wie bereits gesagt, durchaus während der Lebensdauer einer Anlage vorkommen können, sollten die strengeren Kriterien der Weiterverwendbarkeit der Brennelemente und der betrieblichen Strahlenschutzgrenzwerte, wie sie für Ebene 2 gefordert werden, verpflichtend sein. Dieser Ansatz bildet sich im übrigen auch in den bestehenden Sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen einzelner Anlagen ab. Dort sind diverse RESA-Transienten, wie z. B. TUSA ohne FDU, als Ereignisse des bestimmungsgemäßen Betriebs eingestuft mit den zugehörigen Nachweiskriterien wie z. B. MASL_{99,9}. Dieselben Transienten werden dann noch mal mit verschärften Randbedingungen – z. B. Ausfall der 1. RESA Anregung – als Störfälle mit anderen, d.h. abgeschwächten Nachweiskriterien betrachtet. Die bestehende Praxis der Nachweisführung ist somit konsistent mit dem SE Konzept von Modul 3.

Ziel des Projektes war eine einheitliche Vorgehensweise bei der Zuordnung der Ereignisse, sodass aus Sicht des Teams die bisherige Zuordnung der wenigen o.g. Transienten mit RESA zur Sicherheitsebene 2, insbesondere unter Berücksichtigung der Tatsache, dass deren Auftreten für beide Reaktortypen über die jeweilige Anlagenlebensdauer nicht auszuschließen ist, beibehalten werden.

Des Weiteren ist im Kommentar richtig dargestellt, dass im heute angewandten gestaffelten Sicherheitskonzept Maßnahmen und Einrichtungen so wirksam und zuverlässig sein müssen, dass Fehler und Ausfälle auf einer Sicherheitsebene grundsätzlich auf der nächsten Ebene aufgefangen werden können. Nach internationalen Empfehlungen sollen die Sicherheitsebenen in der Erfüllung der jeweiligen sicherheitstechnischen Zielsetzungen weitestgehend unabhängig voneinander wirken, die Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen wird als ein „key-element“ der Vorsorge bezeichnet. In einer vergleichbaren Art und Weise ist das gestaffelte Sicherheitskonzept auch in den „Sicherheitskriterien“ und den „PSÜ-Leitfäden“ dargestellt und erläutert.

In der konkreten technischen Ausführung der bestehenden Anlagen ist jedoch das Unabhängigkeitsprinzip nicht immer durchgängig realisiert worden. So werden Maßnahmen und Einrichtungen der 3. Sicherheitsebene unter bestimmten Voraussetzungen und Randbedingungen für die Beherrschung von Ereignissen der 2. Sicherheitsebene herangezogen. Bereits in den „KTA-Sicherheitsgrundlagen“ vom 18.12.2002 wurde hierzu ausgeführt: „Es ist grundsätzlich nicht zugelassen, Defizite bei der Erfüllung der Anforderungen in einer Ebene mit den Einwirkungen und Maßnahmen von benachbarten Sicherheitsebenen abzudecken, wenn die Anforderungen der betreffenden Sicherheitsebene nicht erfüllt werden“.

Diese Anforderungen sind in Modul 1, Rev. B, Kap. 2.1 (7) weiter präzisiert worden. Die dort vorgenommene Formulierung trägt der konkreten Situation in den bestehenden Anlagen Rechnung.

Fazit zu BML-SiKri und PSÜ-Leitfaden:

Dem sicherheitstechnisch hohen Anspruch, Störfälle zu vermeiden und, falls Störfälle dennoch eintreten, diese mit der erforderlichen Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen zu beherrschen, wird mit den Regelungen im betreffenden kerntechnischen Regelwerk Rechnung getragen. Dieser Anspruch wird auch im fortgeschriebenen Regelwerk (Rev. B der Regelwerksmodule) umgesetzt, jedoch findet dabei die spezielle Situation in den bestehenden Anlagen Berücksichtigung.

Anhang 4: Antwort zum Kommentar 1836 und Vergleich der Betriebsphasendefinitionen von Modul 3 mit den Definitionen der KTA 1201

Phasengrenze zwischen den Phasen A und B

Das neue Regelwerk (SR 2602) enthält in Modul 3 eine tabellarische Auflistung von zu unterstellenden Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a, deren Beherrschbarkeit anhand dort festgelegter Nachweiskriterien zur Erfüllung der grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele) nachzuweisen ist. Da die Nachweiskriterien für die verschiedenen Betriebsphasen einer Anlage unterschiedlich sein können, wurden in Modul 3 sechs Betriebsphasen (A-F) definiert, die sowohl für DWR- als auch für SWR-Anlagen gelten und möglichst vergleichbare Randbedingungen beinhalten sollen. Die Definitionen erfolgten primär hinsichtlich einheitlicher Anforderungen für alle Anlagen sowie der konkreten sicherheitstechnischen Abgrenzung der Nachweiskriterien. Um mögliche Interpretationsspielräume einzugrenzen, wurden darüber hinaus die konkreten Anlagenzustände zum Beginn und zum Ende einer Betriebsphase - soweit für die Nachweisführung von Bedeutungen jeweils für DWR- und SWR-Anlagen getrennt präzisiert. Für jedes der in Modul 3 genannten Ereignisse wurde festgelegt für welche der zuvor definierten Betriebsphasen das Ereignis relevant ist. Damit besteht ein unmittelbarer Zusammenhang zwischen einer Betriebsphasendefinition und der zugehörigen Ereignisliste. Eine Änderung der Betriebsphasen würde zwangsläufig auch eine Anpassung der Ereignislisten erfordern.

Die in o.g. Stellungnahme kommentierte Abgrenzung zwischen Betriebsphase A und B bei DWR Anlagen wurde aus folgenden Gründen gewählt:

Vergleichbare Randbedingungen hinsichtlich Anlagenleistung und Unterkritikalitätszustand für DWR und SWR Anlagen für die Betriebsphasen A und B sowie Eingrenzung des Ereignisspektrums

Im Gegensatz zu SWR Anlagen bewirkt das Einfahren aller Steuerstäbe in einer DWR Anlage zwar hinsichtlich sofortiger Rückwirkung auf die Reaktorleistung vergleichbares Anlagenverhalten, nicht aber hinsichtlich „Unterkritikalitätszustand“. Mit dem Einfahren der Steuerstäbe erreicht man zwar kurzzeitig die geforderte Unterkritikalität von mindestens $> 1\%$; diese verringert sich jedoch zeitabhängig (durch Xenonabbau) und temperaturabhängig durch den Einfluss des Modertemperatur- und Brennstofftemperaturkoeffizienten, wenn die Anlage abgefahren werden soll. Abhängig von der Betriebsgeschichte reicht das Einfahren der Steuerstäbe bei DWR Anlagen im Gegensatz zu SWR Anlagen demzufolge nicht aus, um die Anlage längerfristig im heißen Zustand sowie im kalten Zustand sicher unterkritisch zu halten, der Unterkritikalitätszustand nach Einfahren aller Steuerstäbe ist damit kein eindeutiges Kriterium für den Zustand „Unterkritisch“. Selbst wenn die Anlage nur im heißen Zustand verbleiben soll, ist deshalb nach einigen Stunden die Anlage zur Kompensation des Xenonabbaus zusätzlich auf eine im BHB definierte Borkonzentration von C – Heiss (C-H) aufzubereiten. Das Einfahren der Steuerstäbe ist bei DWR Anlagen auch nicht ausreichend um den Reaktivitätsgewinn durch die Abkühlung des Moderators zu kompensieren, weshalb eine für den kalten, abgeschalteten Zustand einzustellende Abkühl-Borkonzentration C Heiss-Kalt (C H – K) festgelegt ist. Diese wird ausschließlich unter dem sicherheitstechnischen Gesichtspunkt einer ausreichenden Abschaltreaktivität im kalten Zustand bestimmt und ist zwingend einzustellen bevor die Anlage unter 200°C abgekühlt wird. Erst nach Erreichen einer Borkonzentration von C H-K ist der Unterkritikalitätszustand zwischen SWR und DWR Anlage (jeweils bei eingefahrenen Steuerstäben) vergleichbar. Im Zuge der Regelwerkserstellung hielt es Team 3 für zweckmäßig bei Druckwasserreaktoren den Beginn der Betriebsphase B auf den in den Betriebshandbüchern beispielsweise verwendeten Grenzwert C H-K + 400 ppm zu legen. Dieser Wert ist dann einzustellen wenn in der Abkühlphase Steuerelemente ausgefahren werden sollen. Ist eine DWR Anlage auf diesen Wert autorisiert, kann sie weder infolge des Einflusses von Xenon, einer Temperaturabsenkung oder infolge des Ausfahrens von Steuerelementen kritisch werden. „c(H-K)“ wie in Tabelle 3.1 definiert ist damit diejenige Borkonzentration, mit der beim jeweiligen Abbrandzustand eines Xe-

non- und steuerstabweichen kalten Kerns die gemäß Tabelle 3.1, Teil 1 für die Betriebsphase B geforderte Abschaltreaktivität gerade sichergestellt ist. Konsequenterweise sind damit im Hinblick auf die Einhaltung des Schutzziels „Kontrolle der Reaktivität“ Nachweise für Ereignisse wie „Fehlverhalten von Steuerelementen“, „Unterkühlungstransienten“ etc. nur für die Betriebsphase A nicht aber für die Betriebsphase B erforderlich.

Aus Sicht von Team 3 kann eine Anlage andere als die für das Regelwerksvorhaben gewählten Betriebsphasendefinitionen in Ihren Betriebsvorschriften definieren. In diesem Fall ist jedoch das Ereignisspektrum und die zu führenden Nachweise an die gewählten Betriebsphasen sinngemäß zu Modul 3 anzupassen. In der Überarbeitung des Moduls 3 wird auf diese Erfordernis hingewiesen.

Eindeutigkeit der Phasengrenzen und Auswirkungen auf die bestehenden Betriebshandbücher

Die gewählte Definition der Phasengrenze ist eindeutig. In den Betriebshandbüchern muss der (abbrandabhängige) Wert von C H-K wegen dessen sicherheitstechnischer Bedeutung eindeutig definiert sein. Die Erfordernis der Eindeutigkeit für C H-K begründet sich ja bereits daraus, dass es untersagt, ist die Anlage unter eine Primärkreistemperatur von 200°C abzukühlen, wenn die Borkonzentration niedriger als C H-K ist, bzw. gefordert wird, die Anlage um weitere 400 ppm aufzuborieren wenn in diesem Zustand Steuerelemente ausgefahren werden sollen. Das Schichtpersonal in DWR Anlagen muss im abgeschalteten Zustand der Anlage derzeit mehrere sicherheitsrelevante Borgrenzwerte (C H; C H-K; C H-K + 400 ppm; C BW etc) beachten und deren Einhaltung sicherstellen, insoweit resultiert aus der gewählten Phasengrenze keine zusätzliche Anforderung an das Schichtpersonal im Hinblick auf die Kontrolle des sicheren Anlagenzustandes. Richtig ist, dass der Wert C H-K abbrandabhängig definiert wird (Kurve im BHB). Sollte man dem Schichtpersonal nicht zutrauen, dass es einen abbrandabhängig gleitenden Grenzwert hinreichend zuverlässig handhaben kann, besteht seitens des Anlagenbetreibers unter Inkaufnahme reduzierter Betriebsflexibilität die Möglichkeit einen festen (konservativen) Wert für C H-K festzulegen der sich am Grenzwert für den Zyklusbeginn orientiert. Angesichts der generellen Notwendigkeit für die zuverlässige Einhaltung von sicherheitstechnisch relevanten Borkonzentrationswerten bei DWR Anlagen beim Ab- und Anfahren der Anlage sieht Team 3 ein derartig restriktives Vorgehen allerdings als nicht für erforderlich an.

Sofern das Ende der Betriebsphase A, wie derzeit oft üblich, mit dem Einfahren der Steuerstäbe definiert ist, würde sich bei Anpassung der Betriebsphasendefinition an die in Modul 3 gewählten Definitionen der Beginn der Betriebsphase B um den Zeitraum, der für das Aufborieren auf C H-K gemäß Modul 3 Tabelle 3.1 Teil 1 benötigt wird (max. 3-4 h), verschieben. Eine Anpassung an die Regelwerksdefinition kann u. U. aber verringerte Anforderungen an die Verfügbarkeit von Boriesystemen und deren Energieversorgung in Phase B zur Folge haben.

Die Abfahrgeschwindigkeit (Verfügbarkeitsaspekt) ist von dieser Festlegung nicht betroffen. Außer einer Änderung der Betriebsphasendefinition in den BHB's - sofern solche bereits enthalten sind - hätte die gewählte Festlegung demzufolge keine größeren Auswirkungen auf die Betriebshandbücher. Aus Sicht von Team 3 könnten die Betriebshandbücher sogar vereinfacht werden (C H-K alter Definition könnte z.B. entfallen). Wie oben erwähnt, bleibt es dem Betreiber jedoch unbenommen, andere Betriebsphasen als in Modul 3 gewählt zu definieren.

Inkonsistenz zwischen KTA 1201 und Modul 3

Das Ende des Leistungsbetriebs im Entwurf zur KTA 1201 ist über das Erreichen der Unterkritikalität definiert und weicht demzufolge von der in Modul 3 gewählten Abgrenzung ab. KTA 1201 hat explizit das Einfahren der Steuerelemente mit „Erreichen der Unterkritikalität“ assoziiert, dies ist aus den eingangs genannten Gründen bei DWR Anlagen ein undefinierter Zustand im Hinblick auf den möglichen Reaktivitätszustand nach Abschaltung infolge des Einflusses von Xenon und Kühlmitteltemperaturen. Im Hinblick auf die Zielsetzung „Eindeutigkeit der Definitionen“ wäre eine An-

passung der Definitionen im Entwurf der KTA 1201 empfehlenswert, zumal dort auch keine (Phasen)-definition des Leistungsbetriebs, wie international üblich, erfolgt ist.

Grenze zwischen den Phasen D und E

Im Sinne einer eindeutigen Definition wurde die vollständige Flutung der Reaktorgrube als Kriterium gewählt. Inwieweit die Einspeisung eines Flutbehälters im Hinblick auf „ausreichende Karenzzeit“ ausreichend ist, wurde nicht explizit ermittelt, bis zum Beginn des Siedens bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr dürften jedoch deutlich weniger als 10 h vergehen. Entsprechend den Anforderungen aus Modul 10 zur Berücksichtigung passiver Systemfunktionen in der Nachweisführung (Modul 10 Ziffer 1.1.2 (3)) ist deshalb nicht zu erwarten, dass mit Einspeisung nur eines Flutbehälters eine Nachweisführung möglich ist.

Auch in diesem Fall bleibt es dem Betreiber jedoch unbenommen, unter Beachtung der eingangs genannten Grundsätze andere Phasengrenzen zu definieren, sofern entsprechende Nachweise hinsichtlich Einhaltung der Nachweiskriterien bei den postulierten Ereignissen geführt werden können.

Im Übrigen hat der Neuentwurf der KTA 1201 eine vergleichbare Phasengrenze definiert (Phase 5) und die hier angesprochene Differenzierung der Phasengrenzen in Abhängigkeit von der in der Reaktorgrube befindlichen Flutwassermenge ebenfalls nicht vorgenommen. Modul 3 ist demzufolge kompatibel mit dem Entwurf der KTA 1201.

Team 3 gibt auch zu bedenken, dass es derzeit in den Anlagen keine Niveaumessungen im Reaktorraum gibt, die den Anforderungen an „Eindeutigkeit der Kriterien“ genügen würde, hingegen der Zustand „gefülut“ eindeutig feststellbar ist. (Kriterium zum Ziehen des Dichtschützes).

Definition der Phase E

Dieser Einwand ist nicht nachvollziehbar. Phase E entspricht exakt dem im Kommentar angesprochenen Zustand (Becken und Reaktorraum geflutet, Brennelementschütz nicht gesetzt). Es besteht also grundsätzlich die Möglichkeit der Kühlung sowohl über Kühlketten im Reaktorgrubenbereich als auch im Brennelementlagerbecken. Bei Inanspruchnahme solcher „Überkreuzkühlungen“ in der Nachweisführung, muss die Wirksamkeit derartiger Kühlvarianten allerdings nachgewiesen werden.

Eine signifikante Änderung der Kühlbedingungen für die Brennelemente erfolgt erst nach vollständiger Auslagerung der Brennelemente in das Lagerbecken und Setzen des Dichtschützes. Insofern besteht hier mit dem Setzen des Dichtschützes wiederum ein eindeutiges Abgrenzungskriterium zwischen den Phasen E und F. In Phase F stehen nach Auslagerung der Brennelemente und Setzen des Dichtschützes ausschließlich die Kühlmöglichkeiten über die Beckenkühlsysteme zur Verfügung. Im Übrigen besteht auch hier keine Diskrepanz zu KTA 1201 (Phase 5), die in gleicher Weise wie Phase E des Moduls 3 definiert ist.

Beginn der Phase A nach dem Anfahren.

Die Gründe für das Phasenabgrenzungskriterium C-H-K wurden oben dargelegt. Die Argumente bleiben auch für das Wiederanfahren der Anlage gültig. Zwar verliert insbesondere nach längeren Stillständen der Aspekt „Xenonabbau“ sowie der Aspekt „Kühlmitteltemperaturkoeffizient“ nach Neubeladung an Bedeutung. Das Regelwerk unterscheidet in den Anforderungen jedoch nicht zwischen langen und kurzen Stillständen bzw. Brennelementwechseln und hält das auch in der betrieblichen Praxis für unpraktikabel.

Darüber hinaus hält das Team 3 die Einbeziehung von administrativen Aspekten wie Behördenfreigaben für eine Definition der Betriebsphasen für völlig ungeeignet, da diese von Anlage zu Anlage differieren. Die genannten Freigaben sind z.B. nach kurzzeitigen Abschaltungen oft gar nicht

erforderlich. Derartige Definitionen würden den grundsätzlichen Anforderungen an die Eindeutigkeit von Phasengrenzen widersprechen.

Aus Sicht von Team 3 ist es auch angemessen, dass die Sicherheitseinrichtungen der Anlage nach Stillständen vor Verlassen der Phase B (d.h. zu Beginn Entborieren ab C H-K) so verfügbar sind, wie es der Leistungsbetrieb der Anlage erfordert.

Anlage 1 zu Anhang 4

Vergleich der im neuen Regelwerk definierten Betriebsphasen mit Beschreibungen von Betriebsphasen in der derzeit in Überarbeitung befindlichen Regel KTA 1201 (Anforderungen an das Betriebshandbuch)

Vorbemerkung

Das neue Regelwerk enthält in Modul 3 eine tabellarische Auflistung von zu unterstellenden Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a, deren Beherrschbarkeit anhand dort festgelegter Nachweiskriterien zur Erfüllung der grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele) nachzuweisen ist. Da die Nachweiskriterien für die verschiedenen Betriebsphasen einer Anlage unterschiedlich sein können, wurden in Modul 3 sechs Betriebsphasen (A-F) definiert, die sowohl für DWR- als auch für SWR-Anlagen gelten. Die Definitionen erfolgen unter Berücksichtigung internationaler Vorgehensweisen (z. B. EPR), der Betriebspraxis in deutschen KKW hinsichtlich einheitlicher Anforderungen für alle Anlagen sowie der konkreten sicherheitstechnischen

Abgrenzung der Nachweiskriterien. Die definierten Betriebsphasen wurden den in Modul 3 genannten Ereignissen zugeordnet. Um mögliche Interpretationsspielräume einzugrenzen, wurden darüber hinaus die konkreten Anlagenzustände zum Beginn und zum Ende einer Betriebsphase - soweit für die Nachweiführung von Bedeutung - jeweils für DWR- und SWR-Anlagen getrennt präzisiert.

Die KTA-Regel 1201 „Anforderungen an das Betriebshandbuch“ enthält Festlegungen zur Struktur und den notwendigen Inhalten des in deutschen KKW verwendeten Betriebshandbuches (BHB). Diese KTA-Regel wurde jetzt überarbeitet. Die überarbeitete Fassung steht zur Verabschiedung an. Bei der Überarbeitung wurde neu in Abschnitt 7, „Anforderungen an Teil 2 des BHB (Betrieb der Gesamtanlage)“, 7.1 Voraussetzungen und Bedingungen zum Betrieb – SSp“ für den Nichtleistungsbetrieb eine „beispielhafte“ Unterteilung von Betriebsphasen jeweils für DWR- und SWR-Anlagen vorgenommen. Diese Definition der Betriebsphasen bezieht sich ausschließlich auf die Unterscheidung von Betriebsvorgängen, d. h. Vorgängen des Normalbetriebs (Sicherheitsebene 1) und hat keinen Bezug zu Ereignissen und deren Beherrschbarkeit. Die Anforderungen an die Inhalte des BHB bzgl. der Beherrschung und Behandlung von Ereignissen (Ebene 2 bis 4a) sind in anderen Abschnitten der KTA 1201 ohne Bezug zu den benannten Betriebsphasen geregelt.

Dementsprechend sind die Zielsetzungen der Definitionen von Betriebsphasen im Regelwerksvorhaben und in KTA 1201 völlig unterschiedlich. Daraus ergibt sich auch, dass die Betriebsphasen teilweise im neuen Regelwerk feiner unterteilt sind (bzgl. Anforderungen an SWR-Anlagen) oder teilweise in der KTA-Regel feiner unterteilt sind (bzgl. spezieller Betriebsabläufe bei DWR-Anlagen). Eine Kompatibilität ist nur insoweit erforderlich, als die betrieblichen Regelungen des BHB durch die auslegungsbezogenen Anforderungen von Modul 3 des neuen Regelwerks abdeckend konsistent erfasst werden. Dies ist aber, wie in der nachfolgenden tabellarischen Gegenüberstellung gezeigt, der Fall.

Unbefriedigend und zukünftig verwirrend ist die Verwendung des gleichen Begriffs „Betriebsphasen“ im neuen Regelwerk und in der KTA-Regel für unterschiedliche Sachverhalte und Zielsetzungen.

Tabellarische Gegenüberstellung

Die folgenden Tabellen enthalten eine Gegenüberstellung der im neuen Regelwerk und in der KTA-Regel 1201 enthaltenen Abgrenzungen der Betriebsphasen für einen vollständigen Betriebsablauf ausgehend vom Leistungsbetrieb über den Abfahrvorgang bis Öffnen des Reaktordruckbehälters zur Entladung der Brennelemente ins Brennelementlagerbecken und danach die Vorgänge zum Schließen des Reaktordruckbehälters und zum Anfahren wieder bis zum Leistungsbetrieb.

Wie man der Darstellung für DWR-Anlagen entnehmen kann, sind folgende Regelwerksdefinitionen direkt vergleichbar mit KTA-Definitionen:

- D umfasst 5 und 9
- E umfasst 6 und 8
- F umfasst 7
- B umfasst 12

Die KTA-Definitionen 3 und 4 sowie 10 und 11 stellen praktisch nur eine Unterteilung der Regelwerksdefinition C dar, die für die auslegungsbezogene Nachweiführung nicht relevant ist, sondern aus betrieblichen Vorgängen resultiert.

Die in der KTA-Regel vorgenommene Definition von 1 und 2 wird insgesamt durch die Regelwerksdefinitionen A und B erfasst, enthält aber andere Abgrenzungen, die aus dem bewussten Auslassen des Leistungsbetriebs in der KTA-Regel und betrieblichen Vorgängen zur Abgrenzung zwischen „Halten auf Temperatur im heiß-unkritischen Zustand“ und „Abkühlen über die Sekundärseite“ resultieren. Dementsprechend kann der Beginn der Phase 2 nach KTA-Regel mit dem Beginn von Phase B des Regelwerks übereinstimmen, muss dies aber nicht. Demgegenüber enthält die Regelwerksdefinition durch den Bezug auf die Borkonzentration ein sicherheitstechnisch präzises Abgrenzungsmerkmal zwischen dem Leistungsbetrieb, einschließlich „Halten auf Temperatur im heiß-unkritischen Zustand“ und dem An- und Abfahren der Anlage.

Bezüglich der Darstellung für SWR-Anlagen zeigt sich, dass folgende Regelwerksdefinitionen direkt vergleichbar mit KTA-Definitionen sind:

- B umfasst 1
- C umfasst 2
- F umfasst 4

Die KTA-Definitionen 3 und 5 werden allerdings im neuen Regelwerk feiner unterteilt, weil hier unterschiedliche Nachweiskriterien für die anlagentechnische Auslegung zum Tragen kommen. Insgesamt werden die KTA-Betriebsphasen 3 und 5 aber durch die Regelwerksphasen B, C, D und E abdeckend erfasst.

Schlussfolgerungen:

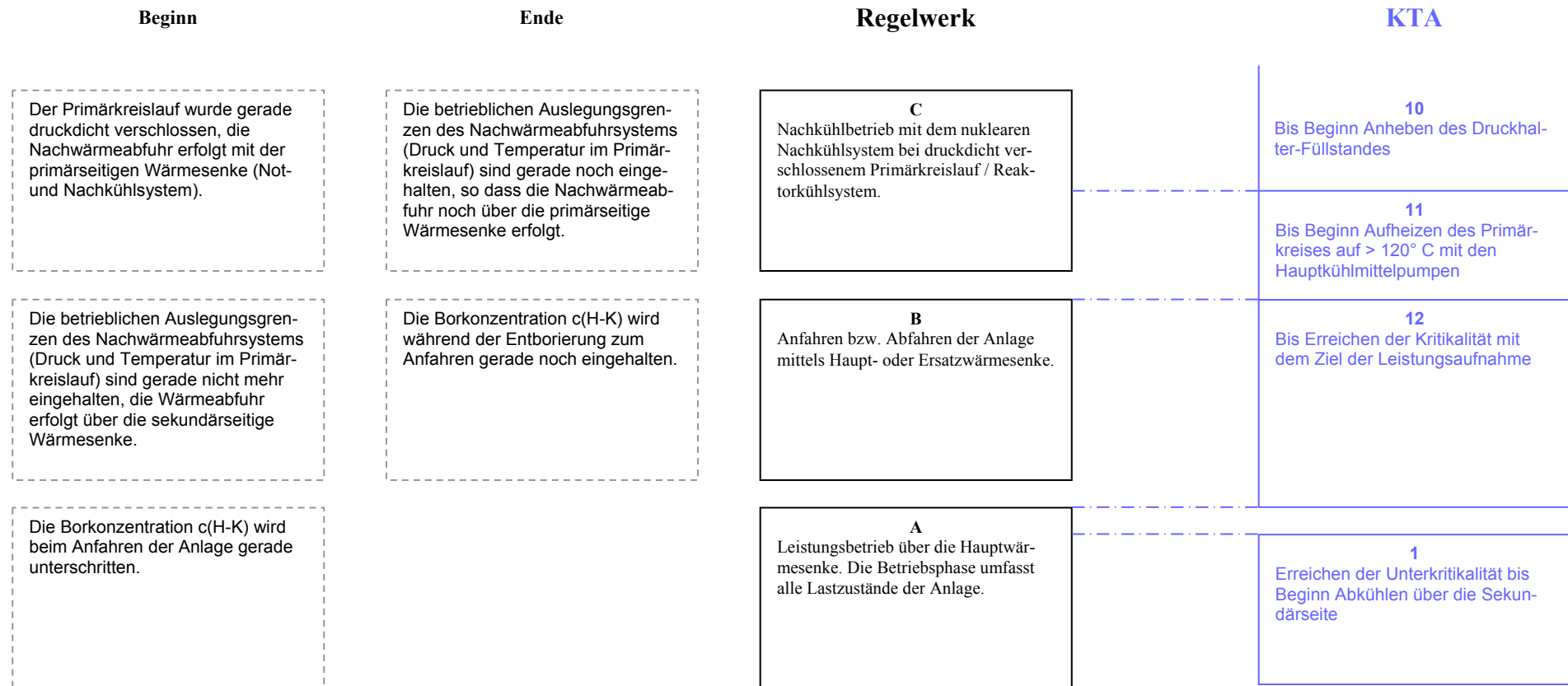
Aus Sicht des neuen Regelwerksvorhabens und dessen in sich konsistenter Begriffsbestimmungen sollte der Begriff „Betriebsphase“ in der KTA-Regel umbenannt werden. Alternative Begriffe könnten „Betriebsabläufe“ oder „Betriebsvorgänge“ sein.

Im Rahmen der Verabschiedung der Regel KTA-1201 sollte unabhängig von dem hier angesprochenen Sachverhalt auch überprüft werden, ob die anderen in der überarbeiteten Regel verwendeten Begriffe mit denjenigen im neuen Regelwerk (nach BMU-Freigabe) verträglich sind. Diese Überprüfung müsste zukünftig für alle in Überarbeitung befindlichen KTA-Regeln erfolgen, um langfristig eine einheitliche Begriffswelt zwischen dem neuen BMU-Regelwerk und dem KTA-Regelwerk zu erreichen.

Vergleich der Abgrenzung von Betriebsphasen nach neuem Regelwerk und in der Überarbeitung von KTA 1201 – DWR (Anforderungen an das BHB)

Beginn	Ende	Regelwerk	KTA
	Die Borkonzentration wurde beim Abfahren der Anlage gerade auf den Wert $c(H-K)$ angehoben.	A Leistungsbetrieb über die Hauptwärmesenke. Die Betriebsphase umfasst alle Lastzustände der Anlage.	Leistungsbetrieb nicht enthalten
Eine Borkonzentration von $c(H-K)$ wurde gerade überschritten.	Die Wärmeabfuhr erfolgt ausschließlich über die sekundärseitige Wärmesenke. Die betriebliche Nachwärmeabfuhr wird gerade noch nicht von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen.	B Anfahren bzw. Abfahren der Anlage mittels Haupt- oder Ersatzwärmesenke.	1 Erreichen der Unterkritikalität bis Beginn Abkühlen über die Sekundärseite
Die betriebliche Nachwärmeabfuhr wird von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen, der Primärkreislauf ist druckdicht verschlossen.	Der Primärkreislauf ist gerade noch druckdicht verschlossen.	C Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlsystem.	2 Bis Beginn Zuschalten der Nachkühlsysteme
Der Primärkreislauf ist gerade nicht mehr druckdicht verschlossen.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch nicht vollständig geflutet.	D Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlsystem. Flutraum/Absetzbecken nicht oder nur teilweise geflutet.	3 Bis Beginn Füllstandsabsenken des Reaktorkühlkreislaufs
			4 Bis Beginn des Aufhebens der Druckdichtigkeit des RDB und Öffnen des Reaktorkühlkreislaufs
			5 Bis Beginn Dichtschützziehen

Beginn	Ende	Regelwerk	KTA
Der Flutraum und das Absetzbecken wurden gerade vollständig geflutet.	Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade noch nicht gesetzt.	E Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum/Absetzbecken.	6 Bis Beginn Dichtschütz setzen zum Absenken auf Unterkante Loop (nach Brennelement-Entladung)
Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade gesetzt.	Bei vollständig in das Brennelement-Lagerbecken ausgeladenem Kern wird mit dem Ziehen des Beckenschützes begonnen, es ist gerade noch nicht angehoben.	F Brennelementkühlung im Brennelement-Lagerbecken bei vollständig ausgeladenem Kern und vom Flutraum / Absetzbecken getrenntem Brennelement-Lagerbecken.	7 Bis Beginn Dichtschützziehen zum Zweck der Beladung
Der Flutraum und das Absetzbecken sind vollständig geflutet, mit dem Ziehen des Beckenschützes wurde gerade begonnen.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch gefüllt, mit dem Entleeren wird begonnen.	E Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum/Absetzbecken.	8 Bis Beginn Dichtschützsetzen nach Beladung und zum Absenken auf Mitte Loop
Mit dem Entleeren des Flutraums und des Absetzbeckens wurde gerade begonnen	Mit den Arbeiten zum Verschließen des Primärkreislaufes wurde begonnen, er ist gerade noch nicht druckdicht verschlossen.	D Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlssystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreislauf /Reaktorkühlssystem. Flutraum/Absetzbecken nicht oder nur teilweise geflutet.	9 Bis Beginn druckfestes Verschließen des Primärkreisles



Vergleich der Abgrenzung von Betriebsphasen nach neuem Regelwerk und in der Überarbeitung von KTA 1201 - SWR (Anforderungen an das BHB)

Beginn	Ende	Regelwerk	KTA
	Die Anlage wird durch das Einfahren der Steuerstäbe nuklear abgeschaltet, die Steuerstäbe sind gerade noch nicht vollständig eingefahren.	A Leistungsbetrieb über die Hauptwärmesenke. Die Betriebsphase umfasst alle Lastzustände der Anlage.	Leistungsbetrieb nicht enthalten
Die Anlage wurde durch das Einfahren der Steuerstäbe gerade nuklear abgeschaltet.	Die Nachwärmeabfuhr erfolgt gerade noch über die Hauptwärmesenke, kurz vor dem Übergang auf das nukleare Nachkühlsystem.	B Anfahren bzw. Abfahren der Anlage mittels Haupt- oder Ersatzwärmesenke.	1 Erreichen der Unterkritikalität bis Freigabe zum Abfahrkühlen
Die Nachwärmeabfuhr wird gerade vom nuklearen Nachkühlsystem übernommen, das Reaktorkühlsystem ist druckdicht verschlossen.	Das Reaktorkühlsystem ist gerade noch druckdicht verschlossen.	C Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlsystem.	2 RDB geschlossen, ab Freigabe zum Abfahrkühlen
Das Reaktorkühlsystem ist gerade nicht mehr druckdicht verschlossen.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch nicht vollständig geflutet.	D Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlsystem. Flutraum/Absetzbecken nicht oder nur teilweise geflutet.	3 RDB geöffnet, mit BE beladen

Beginn

Ende

Regelwerk

KTA

Der Flutraum und das Absetzbecken wurden gerade vollständig geflutet.

Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade gesetzt.

Der Flutraum und das Absetzbecken wurden gerade vollständig geflutet.

Mit dem Entleeren des Flutraums und des Absetzbeckens wurde gerade begonnen.

Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch gefüllt, mit dem Entleeren wird begonnen.

Das Beckenschütz wird bei vollständig in das Brennelement-Lagerbecken ausgeladenem Kern gerade gezogen.

Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch gefüllt, mit dem Entleeren wird begonnen.

Mit den Arbeiten zum Verschließen des Reaktorkühlsystems wurde begonnen, er ist gerade noch nicht druckdicht verschlossen.

E
Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum/Absetzbecken.

F
Brennelementkühlung im Brennelement-Lagerbecken bei vollständig ausgeladenem Kern und vom Flutraum / Absetzbecken getrenntem Brennelement-Lagerbecken.

E
Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum/Absetzbecken.

D
Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreislauf /Reaktorkühlsystem. Flutraum/Absetzbecken nicht oder nur teilweise geflutet.

4
RDB geöffnet, alle BE im Lagerbecken

5
Ziehen des 1. Steuerstabes bis Erreichen der Kritikalität mit dem Ziel der Leistungsaufnahme

Beginn

Das Reaktorkühlsystem wurde gerade druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit dem nuklearen Nachkühlsystem.

Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wurde gerade zum Anfahren beendet.

Die Anlage wird durch das Ausfahren der Steuerstäbe nuklear angefahren, die Steuerstäbe sind gerade noch eingefahren.

Ende

Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wird zum Anfahren beendet.

Mit dem Ziehen der Steuerstäbe zum Zweck der Leistungserzeugung wird begonnen, die Steuerstäbe sind gerade noch vollständig eingefahren.

Regelwerk

C

Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlsystem.

B

Anfahren bzw. Abfahren der Anlage mittels Haupt- oder Ersatzwärmesenke.

A

Leistungsbetrieb über die Hauptwärmesenke. Die Betriebsphase umfasst alle Lastzustände der Anlage.

KTA