



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 Siedewasser-  
reaktoren zu berücksichtigen-  
de Ereignisse“

ENTWURF

Revision B

SR 2475

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 Siedewasser-  
reaktoren zu berücksichtigende  
Ereignisse“

Revision B

ENTWURF

Dieser Bericht ist im Auftrag des  
BMU im Rahmen des Vorhabens  
SR 2475 erstellt worden. Die Arbei-  
ten des Vorhabens SR 2475 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

September 2006

Auftrags-Nr.: 813071

### **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 werden zu bisher im kerntechnischen Regelwerk nicht verankerten oder erheblich überarbeitungsbedürftigen Sicherheitsaspekten modularisierte 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. Das Zusammenwirken aller Regeltextmodule und der weiteren kerntechnischen Regelungen ist in einem Wegweiser dargestellt.

Zu folgenden Sicherheitsaspekten wurden Regeltextmodule erstellt:

- Modul 1: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:  
Grundlegende Sicherheitsanforderungen“
- Modul 2: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:  
Anforderungen an die Auslegung 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 Sicherheitseinschlusses“
- Modul 5: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:  
Anforderungen an Leittechnik (Modul 5, Teil 1)“  
„Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:  
Anforderungen an Elektrische Energieversorgung, Störfallinstrumentierung (Modul 5, Teil 2)“
- Modul 6: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:  
Anforderungen an 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“

Die vorangegangenen Entwürfe der Regeltextmodule Rev. A sind seit September 2005 im Internet (<http://regelwerk.grs.de>) verfügbar und wurden u. a. in Workshops, die vom 23. Januar bis 3. Februar 2006 im BMU durchgeführt wurden, zur Diskussion gestellt.

Alle bis Ende Februar 2006 zur Rev. A der Regeltextmodule eingegangenen Kommentare sowie die Hinweise aus den Workshops wurden bei der Erstellung der Rev. B ausgewertet.

Die vorliegende Unterlage des Regeltextmoduls in der Fassung Rev. B enthält dementsprechend die Ergebnisse der Auswertung aller zum Modul 3 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ übermittelten Kommentare und Hinweise aus den Workshops. Zur besseren Lesbarkeit ist Rev. B von Modul 3 in einen Fließtext umgesetzt worden. Rev. B von Modul 3 ist wiederum im Internet unter <http://regelwerk.grs.de> verfügbar.

## **Gliederung**

- 1 Zielsetzung und Geltungsbereich**
- 2 Übergeordnete Anforderungen**
- 3 Nachweisziele und Nachweiskriterien**
- 4 Definitionen und Abgrenzungen der Betriebsphasen für DWR und SWR**
- 5 Ereignislisten**

**Anhang A1: Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen**

**Anhang A2: Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung bzw. der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme**

## Lesehinweis

Auf Grund der Tabellenstruktur des Moduls 3 wurden die Kommentare im Vergleich zu den anderen Modulen unterschiedlich deutlich gemacht. Das aktuelle Modul (Rev. B) wurde in acht Teile aufgeteilt: den Textteil, die Nachweiskriterien, den Tabellen mit Ereignissen für DWR, SWR und BE-Lagerbecken, den Betriebsphasendefinitionen sowie den Anhängen 1 (Zuordnung Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen) und 2 (Leckannahmen und Brüche) (Bitte beachten: Kommentierter Anhang A2 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A1 in der Revision B. Kommentierter Anhang A3 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A2 der Revision B. Weiterhin wurde Anhang A1 aus Revision in den Textteil von Revision B verlagert.). Im Textteil sowie zum Anhang A2 (Rev. B) sind die Kommentare und die Begründungen des Teams in der bekannten tabellenartigen Form gegenüber gestellt. Bei den Ereignislisten, den Nachweiskriterien, den Betriebsphasendefinitionen sowie dem Anhang A1 (Rev. B), die selbst als Tabellen vorliegen, wurden für Erstere die Kommentare dem jeweiligen Ereignis nachgestellt bzw. für die anderen hinter den jeweiligen Tabellen in Tabellenform aufgelistet. Änderungen sind stellenweise im ursprünglichen Text kenntlich gemacht. Zur Verdeutlichung, ob Änderungen durchgeführt wurden, kam das folgende Farbschema zur Anwendung.

	<p>= Der Kommentarinhalt wurde im Modul teilweise bzw. vollständig berücksichtigt und hatte Änderungen zur Folge.</p> <p>Änderungen sind in blauer Schrift eingetragen</p>
	<p>= Der Kommentarinhalt wurde bearbeitet und beantwortet. Er hatte <b>keine</b> Änderung zur Folge.</p>

Nachfolgend sind die Kommentare und eventuelle Änderungen zum Textteil des Moduls aufgeführt. Der aktuelle Textteil der Revision B ist in der nachfolgenden Tabelle in der rechten Spalte dargestellt.

**Kommentare zum Textteil des Moduls, Antworten des Teams 3 sowie neuer Textteil des Moduls (Rev. B)**

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
<b>Übergeordnete Kommentare</b>				
483 RSK verschickt über RSK-Geschäftsstelle		<p>Zulässigkeit von Brennstabschäden auf der Sicherheitsebene 3 (K1)</p> <p>Für die Sicherheitsebene 3a muss nachgewiesen werden, dass bei maximal 1 % der Hüllrohre Schäden auftreten. Es darf jedoch in keinem Fall zu einem Austritt von Kernbrennstoff kommen. Dies ist auf jeden Fall gewährleistet, wenn der Nachweis der Integrität der Hüllrohre geführt wird.</p>	<p>Es werden 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 die Einhaltung der Störfallplanungswerte gefordert.</p> <p>Die zuzulassenden Brennstabschäden wurden nochmals im Team diskutiert und neu zugeteilt (siehe Tabelle 3.1 der Revision B). Dabei wurde das von der RSK genannte Nachweisziel „kein Austritt von Kernbrennstoff“ für die Reaktivitätsstörfälle übernommen.</p>	-
485 RSK verschickt über RSK-Ge-		<p>Anforderungen an die thermohydraulische Auslegung</p> <p>Anstatt der Aufzählung der Einzelfälle, in denen das Ansprechen der Druckhalterabblaseventile zulässig ist, sollte festgelegt werden, dass in der Sicherheitsebene 2b das Ansprechen der Druckhal-</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</p>	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
schäftsstelle		terabblaseventile zulässig ist. (K2)	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 Ventil ist somit bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 zulässig (sofern absperrrbar ausgelegt).	
491 VGB PowerTech		Der Entwurf des Moduls 3 ist zu detailliert für ein übergeordnetes Regelwerk. Sinnvoller wäre es, wesentliche Inhalte z. B. die Ereignislisten in einer geeigneten KTA-Regel zu behandeln.	--	-
491 VGB Power-Tech		Im Modul 3 des neuen Regelwerks wird ohne Begründung das Schutzzielkonzept verlassen, gleichzeitig aber unter dem Begriff „Sicherheitsfunktionen“ ein ähnliches, aber bezüglich des Schutzzieles „Einschluss der Radioaktivität“ entscheidend modifiziertes Konzept wieder eingeführt. Genau in diesem Punkt unterscheidet sich das jetzt vorgeschlagene Konzept der Sicherheitsfunktionen	Der Begriff Grundlegende Sicherheitsfunktion wird durch Schutzziel ersetzt!  Trotzdem soll der Begriff „Grundlegende Sicherheitsfunktion“ in die Begriffliste aufgenommen werden, um die Verbindung des international übli-	-



K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		<p>vom international üblichen Konzept der „safety functions“, das mit dem bisherigen deutschen Schutzzielkonzept voll kompatibel war.</p> <p>Der Ersatz des bisherigen Schutzziels „Einschluss der Radioaktivität“ (die IAEA-Standards sprechen hier von der safety function „confinement of radioactive materials and control of operational discharges, as well as limitation of accidental releases“. ) durch die Beschränkung auf „metallische Barrieren“ würde eine wesentliche Verschärfung ohne sicherheitstechnische Notwendigkeit darstellen.</p>	<p>chen Begriffes mit dem verwendeten Begriff „Schutzziel“ deutlich zu machen!</p> <p>Es wird das Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“ wieder verwendet.</p>	
532 VGB Linnenfelder		<p>1)Anwendungsbereich und Ziele</p> <p>In dem geforderten Regelwerksentwurf wird die anlagenspezifische Berechnung sämtlicher Fälle der Ereignisliste gefordert um anschließend eine anlagenspezifische Kondensierung der Ereignisse auf die abdeckenden Fälle vorzunehmen. Diese sehr formale Vorgehensweise gab es in der Vergangenheit nicht. Eine sicherheitstechnische Notwendigkeit für diese Anforderung existiert nicht.</p>	<p>Die formale Vorgehensweise bei den Nachweisen gab es früher auch schon!</p> <p>Es ist ein Missverständnis, dass vor einer Kondensierung der Ebene2-Ereignisse erst alle Ereignisse analysiert werden müssen.</p> <p>Natürlich müssen auf Ebene 2 nicht erst alle in der jeweiligen Ereignisliste aufgelisteten Ereignisse analysiert werden, sondern vorab kann die Relevanz des jeweiligen Ereignisses für die zu untersuchende Anlage bewertet werden, und dadurch der endgültige Satz der zu ana-</p>	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
			<p>lysierenden Ereignisse bestimmt werden. Allerdings muss das Herausfallen der Ereignisse schlüssig begründet und dokumentiert werden.</p> <p>Allerdings ist eine Kondensierung der „Ebene 3“-Ereignisse in der Regel nicht vorgesehen!</p>	
532 VGB Linnenfelder		<p>2)Gliederung des Sicherheitskonzeptes von KKW mittels Sicherheitsfunktionen</p> <p>Es fehlt das übergeordnete Sicherheitsziel für den Betrieb von KKW. In der bisher gültigen schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerkes wurde dieses übergeordnete Sicherheitsziel sehr treffend, d.h. physikalisch und biologisch, formuliert:</p> <p>➤ Schutz vor ionisierender Strahlung</p> <p>Die Bezeichnung untergeordneter Kategorien ist sekundär, d.h. ob „Schutzziele“ (bisher) oder „Sicherheitsfunktionen“ (neu). Wichtig ist jedoch, dass diese Hierarchieebene eindeutig und abdeckend definiert ist. Die Definition der vier Schutzziele</p>	<p>Das übergeordnete Sicherheitsziel „Schutz vor ionisierender Strahlung“ ist in Modul 1 genannt.</p> <p>Die grundlegenden Sicherheitsfunktionen werden nun wieder „Schutzziele“ genannt. Des Weiteren wird für das Schutzziel „Erhalt der Barrierenintegrität“ wieder der Begriff „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ verwendet.</p> <p>Damit ist die Vorgehensweise mit der bisherigen vergleichbar, zumal diejenigen Ereignisse, die für die Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele relevant sind, mit S gekennzeichnet sind und damit Analysen erforderlich werden.</p> <p>Es besteht somit nur ein formaler Unterschied, indem die Begrenzung der Strahlenexposition nicht als Schutzziel aufgeführt</p>	-

K-Nr/ Kom- menta- tor	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ „Kontrolle der Reaktivität“</li> <li>➤ „Kühlung der Brennelemente“</li> <li>➤ „Einschluss der radioaktiven Stoffe“</li> <li>➤ „Begrenzung der Strahlenexposition“</li> </ul> <p>war in diesem Sinne durchaus optimal gewählt. Die vorgeschlagene Definition von drei Sicherheitsfunktionen</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ „Kontrolle der Reaktivität“</li> <li>➤ „Kühlung der Brennelemente“</li> <li>➤ „Erhalt der Barrierenintegrität“</li> </ul> <p>erfasst offensichtlich die drei erstgenannten Schutzziele. Das vierte Schutzziel wird dann als Kategorie „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“ bezeichnet und neben die drei Sicherheitsfunktionen gestellt. Das ist nicht eindeutig.</p> <p>Sinnvoll wäre es, dieses vierte Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“ bzw. die Kategorie „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“ in dem oben genannten übergeordneten Sicherheitsziel Schutz vor ionisierender Strahlung aufgehen zu lassen, denn letztlich kann der Schutz vor ionisierender Strahlung bzw. die Einhaltung radiologischer</p>	<p>ist, sondern im Einklang mit internationalen Definitionen als übergreifendes „radiologisches Sicherheitsziel“ verstanden wird.</p>	

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		Sicherheitsziele nur gewährleistet werden, wenn die anderen drei Schutzziele bzw. Sicherheitsfunktionen erreicht bzw. erfüllt werden.		
532 VGB Linnenfelder		<p>4)Definition von Ereigniskategorien für SWR</p> <p>Die Gliederung der Ereigniskategorien ist unübersichtlich und nicht eindeutig. Sie vermittelt den Eindruck, als wäre sie auf Zuruf zusammengetragen worden.</p> <p>So lassen sich z.B. „Durchsatzänderungen im Reaktorkühlsystem“ (Ausfall oder Hochfahren von ZUP) besser unter der Überschrift „Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung im Reaktorkern“ einordnen.</p> <p>Die Ereigniskategorie „Frischdampf- oder speisewasserseitiger Einfluss auf die Wärmeabfuhr“ ist physikalische nicht sinnvoll. Es handelt sich doch hierbei um Transienten, die entweder die Temperatur des zugeführten Kühlmittels und/oder den Druck des abgeführten Dampfes und damit auch die Leistungsverteilung im Reaktorkern beeinflussen.</p> <p>Etwas übersichtlicher liest sich z.B. die folgende Gliederung:</p>	Die vorgeschlagene neue Gliederung unterscheidet sich im Wesentlichen nur im Punkt 1 von der bisherigen Kategorisierung. Allerdings werden bei diesem Vorschlag Ereignisse unterschiedlicher physikalischer Veränderungen ergebnisorientiert zusammengefasst. Im Rahmen der Team-Arbeiten wurden dagegen die Ereignisse grundsätzlich ereignisorientiert eingeordnet. Aus diesem Grund soll aus Sicht des Teams diese ursprüngliche Einteilung beibehalten werden.	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		1) Änderungen der Reaktivität und der Leistungsverteilung im Reaktorkern a) Fehlfunktionen oder Störungen an Steuerelementen der Leistungsregelung (Steuerstäbe, Zwangsumwälzpumpen) b) Störungen in der Dampfnahme aus dem RDB (Drucktransienten) c) Störungen in der Bespeisung des RDB (Temperaturtransienten)  2) Änderung des Reaktorkühlmitteleinventars (Zunahme oder Abnahme)  3) Ausfall der Nachwärmeabfuhr  4) Kühlmittelverluststörfälle a) KMV-Störfälle innerhalb des SHB b) KMV-Störfälle außerhalb des SHB  5) Störfälle an nuklearen Hilfssystemen a) Störungen, Leckagen		

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		<p>b) Freisetzung radioaktiver Stoffe</p> <p>6) Ausfall in der E-Versorgung</p> <p>7) Einwirkungen von innen</p> <p>8) Einwirkungen von außen</p> <p>9) ATWS-Betriebstransienten</p>		
536 UM BW Wildermann		<p>Der tatsächliche Regeltext besteht nur aus den Abschnitten „Anwendungsbereich und Ziele“ sowie „Übergeordnete Anforderungen“. Zentrale Aspekte, die nur in den Hinweisen angesprochen sind, sollten unbedingt die Wertigkeit des formalen Regeltextes erlangen. Hierzu gehören die grundlegenden Sicherheitsfunktionen und Nachweiskriterien (Hinweis 1.2), der Umfang und die Abgrenzung der Ereignisse (Hinweis 1.3) sowie die Strukturierung des Betriebs in Phasen (Hinweis 1.4). Im Regeltext sind dabei die Ziele und die technische Basis zu erläutern, die zu den Anforderungen führen (vgl. ILK-Stellungnahme Nr. 22, Empfehlung 3).</p>	<p>Diejenigen Hinweise, die ausschließlich die Tabellen betreffen, wurden in die Beschreibung zur Anwendung der Ereignislisten zusammengefasst! =&gt; Reduzierung der Hinweise</p> <p>Die Betriebsphasendefinition sowie die Abgrenzung der Betriebsphasen wurden aus dem Anhang in den Regeltextbereich vorgezogen.</p> <p>Der Wickel 1(3) wird überarbeitet. Jetziger Text geht teilweise nach M10</p> <p>Die technische Basis ist in der Dokumentation dargestellt. Insbesondere aus den Basislisten ist die Auswahl der Ereignisse der Ereignislisten reproduzier-</p>	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
			bar.	
536 UM BW Wilder- mann		Im Workshop am 30.1.2006 wurde deutlich, dass zahlreiche Regelungen Erläuterungen des Teams bedurften („wir haben uns das so gedacht...“). Es ist dringend zu bedenken, dass das Regelwerk auch längerfristig verstanden und korrekt angewendet werden muss. Die Regelungsinhalte und deren Hintergründe müssen daher allen Anwendern klar sein und nicht nur den Erstellern des neuen Regelwerks.	Es wurden nochmals der Regeltext und die Ereignislisten dahingehend überarbeitet, so dass aus Sicht des Teams zusätzliche Erläuterungen nicht mehr notwendig erscheinen. Des Weiteren dienen die Basislisten zum Nachvollzug der Auswahl der Ereignisse. Erläuterungen und Begründungen zum Verständnis können nicht Gegenstand eines Regelwerks sein.	-
536 UM BW Wilder- mann		Wie der Workshop auch zeigte, ist in der Tabelle „Ereignislisten“ die Zuordnung einzelner Ereignisse zu den Sicherheitsebenen noch zu diskutieren bzw. zu begründen. Ergänzend hierzu sind die Einträge in der Spalte „Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise“ zu überprüfen. Die Begriffe „Randbedingungen“ und „Hinweise“ werden in einer Vielzahl von Fällen inkonsistent und widersprüchlich verwendet (vgl. RSK Kommentar).	Bezieht sich scheinbar auf die alte rechte Spalte. Diese wurde bereits zur Rev. A wesentlich überarbeitet und dabei die Inhalte auch klarer formuliert. Kommentar hinsichtlich der Zuordnung der Ereignisse nicht sehr konkret!	-
536 UM BW Wilder- mann		Es erscheint auch sinnvoll, die in den Tabellen hinterlegten Postulate (z. B. Stuck-Rod, Abstreuversagen von Armaturen) im Regeltext klar zu definieren, um ihre korrekte Anwendung zu gewährleisten.	Zum „Stuck-Rod“-Postulat und dem Abstreuversagen sind detaillierte Aussagen nun in der Synopse zu Modul 1 zu finden.	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
602 WS-Bandaufnahme E.ON KK Sommer		<p>Ein übergeordneter Kommentar aus unserer Sicht ist, der Entwurf des Moduls 3 zum jetzigen Zeitpunkt ist noch viel zu detailliert für ein übergeordnetes Regelwerk. Aus unserer Sicht wäre es sinnvoll, wesentliche Inhalte dieses Moduls, aus unserer Sicht wäre das ein Vorschlag, dass man die Ereignislisten in einer geeigneten KTA-Regel schieben würde, sodass man im Modul 3 nur dann die Akzeptanzkriterien aufführen könnte. Das wäre ein Vorschlag.</p> <p>Dann wird mit diesem Modul das bestehende Schutzzielkonzept verlassen, aber gleichzeitig unter dem Begriff „Sicherheitsfunktionen“ ein ähnliches Konzept eingeführt. Dieses unterscheidet sich aber in Bezug auf das Thema „Einschluss der Radioaktivität“. Und damit unterscheidet sich das ganze Konzept auch mit dem, was unter den IAEA-Standards zu finden ist. Also hier wird im Wesentlichen unter Barrierenintegrität, eine metallische Barriere gefordert. Dieses führt insbesondere dann zu Widersprüchen, spätestens dann, wenn man sich auf der Sicherheitsebenen 4 befindet und das bedeutet, auf der Sicherheitsebene 4 müsste man dann auch den Erhalt einer metallischen Barriere einführen. Das wäre aus unserer Sicht nicht erfüllbar und damit eine un-</p>	<p>Das Verlagern der Ereignislisten auf die KTA-Ebene wird aus Sicht des Teams nicht als geeignete Lösung betrachtet, da die zu analysierenden Ereignisse schon eine Ebene höher angesiedelt werden sein sollten, wie dies auch schon bisher in den Störfall-Leitlinien der Fall ist. Zudem sollten die bei den Analysen der einzelnen Ereignisse zu berücksichtigenden Nachweiskriterien zusammen mit den Ereignislisten dokumentiert sein.</p> <p>Die grundlegenden Sicherheitsfunktionen werden nun wieder „Schutzziele“ genannt. Des Weiteren wird für das Schutzziel „Erhalt der Barrierenintegrität“ wieder der Begriff „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ verwendet.</p> <p>Damit ist die Vorgehensweise mit der bisherigen vergleichbar, zumal diejenigen Ereignisse, die für die Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele relevant sind, mit S gekennzeichnet sind und damit Analysen erforderlich werden.</p> <p>Es besteht somit nur ein formaler Unterschied, indem die Begrenzung der Strahlenexposition</p>	-



K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		zulässige Anforderung.	nicht als Schutzziel aufgeführt ist, sondern im Einklang mit internationalen Definitionen als übergreifendes „radiologisches Sicherheitsziel“ verstanden wird.	
602 WS-Band-aufnahme UM BW Korr		<p>Zu den Ereignissen generell. Die sind aus unserer Sicht nur in den Hinweisen angesprochen. Es gibt in der Regel überhaupt keine Beschreibung, die einen technischen Hintergrund liefert, wie dieser Ereignisse zustande gekommen sind. Das wäre zum Beispiel eine Empfehlung, wie sie die ILK ausgesprochen hat, dass die technische Basis erläutert werden soll, sodass man die Anforderungen später besser nachvollziehen und auch konkret und sachgerecht anwenden kann. Das fehlt unserer Meinung im Regeltext.</p> <p>Wir sind aber der Auffassung, dass hier diese grundlegenden Ziele auch im Regelwerkstext richtig erscheinen müssen. Nach welchen Zielen, nach welchen Richtlinien man vorgegangen ist, um die Ereignislisten zu kreieren. Sie verweisen auch auf Basislisten, die Sie abgearbeitet haben. Die ich allerdings nicht kenne. Das war in dieser Richtung als Ziel gemeint, das das im Regelwerkstext fehlt. Wir haben ja fast nur Hinweise im Regelwerkstext zum Modul 3. Das gilt auch für Phasen und das gilt auch für die Si-</p>	<p>Der technische Hintergrund geht aus der zugehörigen Dokumentation hervor. Insbesondere aus den Basislisten ist die Auswahl der Ereignisse der Ereignislisten reproduzierbar.</p> <p>Die Schutzziele, die dazugehörigen Nachweiskriterien sowie die Betriebsphasendefinitionen und –abgrenzungen sind nun Bestandteil des Regeltextentwurfes. Des Weiteren finden sich im Modul nun detaillierte Erläuterungen zu den Ereignislisten innerhalb des Hinweises 2.1 wieder.</p>	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		cherheitsfunktion.		
602 WS- Band- aufnahme AREV A Waas		<p>Herr Liemersdorf, bisher war die Situation ja so, dass man bestimmte Ereignisse oder eine Liste von Ereignissen, die der Auslegung von Sicherheitseinrichtungen zugrunde zu legen waren, zumindest für Konvoi und ähnliche Anlagen in den Störfalleitlinien festgelegt waren. Und so anderes, woran man auch einmal denken sollte – ich formulierte das jetzt einmal so salopp – dass war z. B. in der Merkpостenaufstellung enthalten.</p> <p>Warum meinen Sie, dass es erforderlich ist, diese Checkliste, die sicher ganz sinnvoll ist, auch, wenn man in Richtung Nicht-Leistungsbetrieb geht, wo man sagt, der haben wir noch Einiges zu durchdenken, warum muss diese Checkliste nun in das übergeordnete Regelwerk? Da ist ja typischerweise zu erwarten, dass für die meisten Ereignisse, die man da anguckt, bei anlagen-spezifischer Betrachtung rauskommt, daraus ergeben sich keine neuen oder weitergehenden Anforderungen an die Sicherheitseinrichtungen oder sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen, die ich in der Anlage habe.</p> <p>Checkliste ist gut. Aber, das im übergeordneten Regelwerk? An sich war ja auch der Ansatz, das neu geschaffene Regelwerk soll also übergeordnetes Regelwerk ersetzen, BMI-</p>	<p>Die Ereignisse der Störfall-Leitlinien waren bisher auch schon Regelwerk. Die Ereignisse der Merkpостenliste sind durchaus nicht so hoch angesiedelt wie die Störfall-Leitlinien, wurden aber auch in der Vergangenheit bereits für durchzuführende Analysen verwendet und waren dadurch bereits schon in gewisser Weise ein Teil des bestehenden Regelwerkes.</p> <p>Im Rahmen des Regelwerksvorhabens wurden unter anderem diese beiden Listen zusammengeführt, um für zukünftige Analysen eine einheitliche Basis für die Untersuchungen bereitzustellen, wie es auch in anderen internationalen Regelwerken zu finden ist.</p>	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		Sicherheitskriterien bis hin zu Störfallleitlinien. Insofern wäre es dann auch konsequent, in diesem übergeordneten Regelwerk, das einzubringen, was die als relevant angesehenen Ereignisse betrifft, die der Auslegung von Sicherheitseinrichtungen zugrunde zu legen sind.		
602 WS-Bandaufnahme RSK Bandholz		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?	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	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
			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.	
602 WS-Bandaufnahme UM BW Korr		<p>Ich habe mal eine Frage zu der Möglichkeit zu kondensieren. Im Hinweis 1.1, meines Wissens, ist es direkt angesprochen, die Ebene 2 kann kondensiert werden, wenn man sich dann aber den Regelabschnitt 2.4 anschaut. Der enthält auch das Kondensieren dort ist aber unseres Erachtens nicht mehr unterschieden worden zwischen den Sicherheitsebenen.</p> <p>Da war meine Frage: Wie ist das gemeint? Also, 2.4 gibt ja eine Arbeitsanweisung und da ist er unter c) auch das Kondensieren.</p> <p>Dort gibt es aber keinen Unterschied mehr zwischen den Sicherheitsebenen in diesem Abschnitt. Es sind also alle möglich zu kondensieren.</p>	Wickel 2 (4) wird neu formuliert, so dass der mögliche Umfang für das Kondensieren deutlich wird. D.h. anlagenspezifische Kondensierung mit Begründung für die Sicherheitsebene 2 möglich. Auf Sicherheitsebene 3 in der Regel keine Kondensierung vorgesehen!	-
602 WS-		Es ist erstmal so, wenn man jetzt aus Sicht der RSK sieht, wir haben zwei Stellungnahmen. Die eine ist die zu den	Es werden vom Team keine Vorteile, die für eine grundsätzliche Aufteilung der Sicherheits-	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
Band-aufnahme RSK Sailer		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.	ebene 2 in die Ebenen 2a und 2b gesehen, da für alle Ereignisse auf der Ebene 2 in Abhängigkeit der jeweiligen Betriebsphase dieselben Nachweisziele gelten. 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.	
602 WS-Band-aufnahme RSK Sailer		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	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. Der Ansatz von Team 3 hinsichtlich der hier angesprochenen Ereignisse ist, dass die Vorsorgemaßnahmen auf solche Ein-	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		<p>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 Eintrittswahrscheinlich-</p>	<p>wirkungen 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</p>	

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		<p>keit 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,</p>	<p>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>	

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
		glaube ich, hierhin schreiben. (...)		
602 WS-Bandaufnahme TÜV Süd Kohl		<p>Ich hätte noch eine Anmerkung zu dem Thema VM-Ereignisse, Herr Liemersdorf. Sie hatten angedeutet, das steht ja jetzt hier vorne auch, dass jetzt das Modul 3 und 10 stimmig miteinander verknüpft sind. So soll es ja auch sein. Ich wollte nur ein paar Punkte noch mit auf den Weg geben.</p> <p>Nummer eins: Im Modul 10 sind noch Ereignisse enthalten, die sich im Modul 3 nach wie vor nicht wiederfinden. Da gehören zum Beispiel elektromagnetische Einwirkungen zu. Oder auch Kaltwasser-Transienten im Reaktordruckgefäß.</p> <p>Genauso ist es im Modul 3 mit Verweis auf 10. Das sind ungefähr acht oder neun Punkte noch enthalten, wie z. B. Beschädigung mehrerer Messeleitungen mit redundanzübergreifendem Ausfall der Messung, die sich jetzt in 10 noch nicht wieder finden. Da meine ich, da müssen Sie einfach noch einmal einen Abgleich herstellen.</p>	Es wurde ein aktualisierter Abgleich der VM-Ereignisse zwischen Modul 3 und Modul 10 durchgeführt.	-



K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
602 WS-Bandaufnahme E.ON KK Sommer		Also, wenn Sie keine konkreten, probabilistischen Grenzwerte herangezogen werden, nach welchen Kriterien haben Sie es denn dann qualitativ eingeordnet?	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	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
602 WS-Bandaufnahme AREV A Waas		Sie hatten vor dem Mittagessen zum Beispiel bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 davon gesprochen, dass die im Rahmen der Anlagenlebensdauer zu erwarten seien. Das ist so eine übliche Definition, die glaube ich, auch in Ordnung ist. Was man dann aber vermeiden sollte, Sie mit Anfangs- und Randbedingungen zu kombinieren, die überhaupt nicht zu erwarten sind, die allenfalls theoretisch möglich sind, wenn man mal annimmt, dass die Leute im Rahmen dessen, was das BHB erlaubt, die Anlage unsinnig oder blödsinnig fahren. An dieser Stelle nach Kombinationen zu suchen, wo man genau weiß, dass tritt eigentlich gar nicht in der Anlagenlebensdauer auf, nur um die Randbedingungen für Analysen zu verschärfen, das ist eigentlich ein Missverständnis, was ein ungünstigster Betriebszustand ist. Wenn das einmal klargestellt würde, dann wäre das sehr hilfreich, damit man nicht Analysenakrobatik betreibt an einer Stelle, wo es letztlich gar nichts bringt.	und internationalen Quellen (z.B. Störfall-Leitlinie, Merkpostenliste, KTA2000 etc.). Des Weiteren wurde aber auch die Erfahrung aus der Betriebsauswertung, 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.	-
602 WS-Bandaufnahme RWE Power		Ich möchte das, was Herr Waas gesagt hat unterstützen und das noch ergänzen um ähnliche Betrachtungen für die Sicherheitsebene 4. Auch da wird, meine ich, etwas fehl interpretiert, wenn ich in der Sicherheitsebene 4 ohnehin fast auszuschließende Ereignisse untersuche, was richtig ist und diese Ereignisse	Anforderungen an die Nachweisführung beim ATWS sind in Modul 6 zu finden. Die dortigen Formulierungen geben die Beschlusslage der RSK wieder.	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
Noack		<p>dann noch mit Betriebszuständen überlagere, die nur für einen sehr kurzen Zeitraum denkbar sind. Hier gilt für die Sicherheitsebene 4, was Herr Waas für die Sicherheitsebene 2 gesagt hat.</p> <p>Ich hatte jetzt im Kopf, die Überlagerung von ATWS mit xenonfreiem Kernzustand, was nicht Genehmigungspraxis ist. Genehmigungspraxis ist Xenongleichgewicht und 6-Volllasttage.</p>		
602 WS-Bandaufnahme E.ON KK Sommer		<p>Ich möchte auch nochmal auf diesen Punkt eingehen und zwar deshalb, weil wir es in diesem Regelwerk schon mehreren Stellen versuchen, Vorhaben aus der aktuellen Diskussion bzw. Forschungsvorhaben zum Regelwerk zu erklären. Das haben wir bei dem Modul 6 bereits angemerkt. Im Modul 7 haben wir's angemerkt, dort waren Themen benannt worden, deren Erforschung, aus Sicht der GRS, durchaus notwendig war. Die haben wir ins Regelwerk hineingeschrieben und dies hier ist auch wieder eine Stelle, an der wir versuchen, ein aktuelles Thema, welches sich in der wissenschaftlichen Diskussion befindet, ins Regelwerk aufzunehmen. Das finde ich, ist eine Vorgehensweise, die für ein Regelwerk nicht geeignet ist.</p>	--	-
602 WS-Band-		<p>Dazu (Anmerkung Team 3: Gemeint ist der Nichtleistungsbetrieb!) eine kurze Bemerkung. Wir haben im VGB-Auftrag einen Bericht gemacht mit einer einheit-</p>	<p>Der angesprochene Bericht liegt dem Team nicht vor. Soweit im Rahmen des Projekts möglich, wird er nachdem er dem Team</p>	-

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
aufnahme EnBW KK Schwarz		lichen Auffassung, der liegt vor, zum Stillstand. Und der ist zum Teil eingereicht bei den Behörden. Soviel dazu.	verfügbar ist, gesichtet und hinsichtlich der Relevanz für die Ereignisauswahl NLB bewertet und ggf. verwendet.	
Kommentare mit Bezug zu Textteilen des Moduls 3				
	<p><b>Vorwort</b></p> <p>Im Vorhaben SR 2475 wurden zu bisher im kerntechnischen Regelwerk nicht verankerten oder erheblich überarbeitungsbedürftigen Sicherheitsaspekten modularisiert Regeltextentwürfe im Detaillierungsgrad der "BMU-Sicherheitskriterien" und "RSK-Leitlinien" erstellt.</p> <p>Die Regeltextentwürfe standen bis 01.08.2005 zur Kommentierung im Internet (<a href="http://regelwerk.grs.de">http://regelwerk.grs.de</a>).</p> <p>Alle bis zum angegebenen Termin eingegangenen Kommentare wurden ausgewertet.</p> <p>Die vorliegende Unterlage des Regeltextentwurfs in der Fassung Rev. A enthält dementsprechend in synoptischer Darstellung die Auswertung aller zum Modul 3 übermittelten Kommentare. Zur besseren Lesbarkeit ist die kommentierte Fassung von Modul 3 in einen</p>		Das Vorwort ist in der Revision B entfallen!	

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>Fließtext umgesetzt worden.</p> <p>Weiterhin ist entsprechend den <i>Erläuterungen des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit</i> die Bezeichnung des Regelwerksvorhabens geändert und die Fließtextfassung von Modul 3 sprachlich angepasst worden (Indikativ). Die „Grundlagen für die Sicherheit von Kernkraftwerken – Sicherheitsanforderungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik“ sind als dargestellter idealer Anlagenzustand oder Anlagenbetrieb nach dem Stand von Wissenschaft und Technik Beurteilungsmaßstab für die behördliche Prüfung. Die Differenzierung verschiedener Anforderungsstufen („müssen“, „sollen“) ist entfallen. Da mit der entsprechenden sprachlichen Änderung keine inhaltliche Veränderung einhergeht, erfolgte sie ohne besondere Kommentierung in der Synopse ausschließlich im Fließtext.</p>			
	<p><b>Teil 1: Regeltextentwurf</b></p> <p><b>Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse</b></p> <p><b>T1.1 Anwendungsbereich und Ziele</b></p>			<p><b>1</b></p> <p><b>Zielsetzung und Geltungsbereich</b></p>

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>1 (1)</p> <p>Für die nachfolgend für DWR und SWR aufgelisteten generischen Ereignisse und Randbedingungen (im Folgenden Ereignislisten genannt) ist nachgewiesen, dass die auf den jeweiligen zugehörigen Sicherheitsebenen gemäß den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ gestellten Anforderungen erfüllt sind. Insbesondere ist für diese Ereignisse die Einhaltung der jeweils auf den verschiedenen Sicherheitsebenen aufgeführten sicherheitstechnischen Vorgaben und Nachweiskriterien nachgewiesen. Dabei ist anlagenspezifisch geprüft, welche Nachweisziele (Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen, Auslegung von Komponenten, baulichen Anlagen oder Einrichtungen hinsichtlich Standsicherheit, Integrität oder Funktion) maßgebend sind. Die Nachweisführung erfolgt unter Zugrundelegung der im Anhang A1 dieses Papiers genannten Betriebsphasen-Definitionen.</p>		<p>Der Wickel 1 (1) wurde umformuliert!</p>	<p>1 (1)</p> <p>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.</p>
	<p>Hinweis 1.1:</p> <p>Die Ereignislisten umfassen für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb von DWR- und SWR-</p>		<p>Der Hinweis 1.1 der Revision A ist in der Revision B in Kapitel 5 unter Hinweis 5.1 wiederzufinden.</p>	<p>Hinweis 1.1:</p> <p>In den Ereignislisten sind den Ereignissen die jeweils betroffenen</p>

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>Anlagen sowie für das Brennelement-Lagerbecken (DWR + SWR) die Sicherheitsebenen 2 bis 4a gemäß den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“. Hinsichtlich der Sicherheitsebene 2 liegt eine umfassende Auflistung denkbarer Ereignisse vor. Im Rahmen der anlagenspezifischen Überprüfung wird diese Auflistung mit entsprechend dokumentierter Begründung auf abdeckende Ereignisse kondensiert. Für die kondensierte Auflistung erfolgt eine den Anforderungen der Sicherheitsebene 2 entsprechende Nachweisführung. Für die Sicherheitsebene 3 sind für beide Reaktortypen repräsentative Ereignisse aufgelistet. Weiterhin sind die für die Sicherheitsebene 4a zu betrachtenden Ereignisse berücksichtigt. Die Vorgehensweisen auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c sind in gesonderten Regelungen dargestellt (siehe Modul 7 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz“).</p>			<p>Schutzziele</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Kontrolle der Reaktivität (R),</li> <li>– Kühlung der Brennelemente (K) und</li> <li>– Einschluss radioaktiver Stoffe (B)</li> </ul> <p>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 sowie für das radiologische Sicherheitsziel in Tabelle 3.1 für die Reaktoranlage (Teil 1) sowie die Brennelementlagerung und -handhabung (Teil 2)<sup>1</sup> tabellarisch dargestellt.</p>

<sup>1</sup> Die Anforderungen von Teil 2 umfassen auch die Phase des Beladens des Transport- und Lagerbehälters im Brennelement-Lagerbecken.

K-Nr/ Kom- menta- tor	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
				<p>1 (2)</p> <p>Die Nachweise nach Ziffer 1 (1) erfolgen unter Zugrundelegung der nachfolgend definierten Betriebsphasen:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Betriebsphase A</li> </ul> <p>Leistungsbetrieb über die Hauptwärmesenke. Diese Betriebsphase umfasst alle Lastzustände der Anlage.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Betriebsphase B</li> </ul> <p>Anfahren der Anlage bzw. Abfahren der Anlage mittels Haupt- oder Ersatzwärmesenke.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Betriebsphase C</li> </ul> <p>Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei druckdicht verschlossenem Primärkreislauf bzw. Reaktorkühlsystem.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Betriebsphase D</li> </ul> <p>Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreislauf bzw. Reaktorkühlsystem, Flutraum bzw. Absetzbecken nicht oder nur teilweise geflutet.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Betriebsphase E</li> </ul> <p>Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum bzw. Absetzbecken.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Betriebsphase F</li> </ul>



K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
				Brennelementkühlung bei vollständig ausgeladenem Kern und vom Flutraum bzw. Absetzbecken getrenntem Brennelement-Lagerbecken.
	<p>Hinweis 1.2:</p> <p>In den Ereignislisten sind den Ereignissen die jeweils betroffenen grundlegenden Sicherheitsfunktionen</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Kontrolle der Reaktivität (R),</li> <li>– Kühlung der Brennelemente (K) und</li> <li>– Erhalt der Barrierenintegrität (B)</li> </ul> <p>sowie die diesen Funktionen jeweils zugeordneten sicherheitstechnischen Vorgaben und Nachweiskriterien zugewiesen. Hinsichtlich des Integritätsverlustes der Barrieren sind darüber hinaus diejenigen Ereignisse gekennzeichnet, die für die Nachweisführung zur Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S) von Bedeutung sind. Im Rahmen der anlagenspezifischen Überprüfung und Nachweisführung werden diese Ereignisse bei entsprechend dokumentierter Begründung auf abdeckende Ereignisse eingegrenzt.</p> <p>Die für die einzelnen Sicherheits-</p>		<p>Hinweis 1.2 der Revision A wurde überarbeitet und ist in der Rev. B zu Hinweis 1.1 geworden!</p>	<p>Hinweis 1.2</p> <p>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>

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	ebenen geltenden und einzuhaltenen Nachweiskriterien sind für jede grundlegende Sicherheitsfunktion sowie für das radiologische Sicherheitsziel in Tabelle 2.1 tabellarisch dargestellt.			
				<p>1 (3)</p> <p>Bei Ereignissen,</p> <p>-deren Eintreten bei Vorhandensein spezieller Maßnahmen und Einrichtungen – im Folgenden Vorsorgemaßnahmen genannt – nicht unterstellt zu werden braucht, bzw.</p> <p>-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,</p> <p>ist die Nachweisführung auf die Einhaltung der Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der hierzu realisierten Vorsorgemaßnahmen bezogen.</p>
	Hinweis 1.3: Die Ereignislisten besitzen innerhalb der einzelnen Sicherheitsebenen		Der Hinweis 1.3 der Revision A ist in der Revision B in Kapitel 5 unter Hinweis 5.1 wiederzufinden	Hinweis 1.3 Ereignisse, für die Nachweise zur Wirksamkeit und Zuverlässigkeit

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>nen jeweils eine Unterstruktur mit so genannten Ereigniskategorien. Diese sind grundlegende physikalische Veränderungen, Ereignisse oder Einwirkungen, die zu einer Verletzung von mindestens einer grundlegenden Sicherheitsfunktion führen können.</p> <p>Folgende Ereigniskategorien sind für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb des DWR bestimmt, wobei zu beachten ist, dass nicht alle Kategorien in jeder Sicherheitsebene bzw. für jeden Betriebszustand von Relevanz sind:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Sekundärseitige Wärmeabfuhr,</li> <li>– sekundärseitige Wärmeabfuhr - Leckagen,</li> <li>– sekundärseitige Wärmeabfuhr – Leckstörfälle,</li> <li>– Durchsatzänderung Primärkreis,</li> <li>– Druckänderungen im Primärkreis,</li> <li>– Zunahme Reaktorkühlmittelinventar,</li> <li>– Abnahme Reaktorkühlmittelinventar,</li> <li>– Ausfall der Nachwärmeabfuhr,</li> <li>– Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung,</li> <li>– Störungen, Leckagen in nuklearen Hilfssystemen,</li> </ul>		den.	<p>von Vorsorgemaßnahmen geführt werden, sind mit VM gekennzeichnet. Grundlegende Anforderungen an diese Maßnahmen sind enthalten in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10).</p>

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<ul style="list-style-type: none"> <li>– Kühlmittelverlustereignisse innerhalb des Sicherheitsbehälters,</li> <li>– Kühlmittelverlustereignisse außerhalb des Sicherheitsbehälters,</li> <li>– Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen,</li> <li>– Ausfall in der E-Versorgung,</li> <li>– Einwirkungen von innen,</li> <li>– Einwirkungen von außen und</li> <li>– Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS).</li> </ul> <p>Für den SWR sind bestimmt:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Frischdampf- oder speisewasserseitiger Einfluss auf die Wärmeabfuhr,</li> <li>– Durchsatzänderung im Reaktorkühlsystem,</li> <li>– Zunahme Reaktorkühlmittelinventar,</li> <li>– Abnahme Reaktorkühlmittelinventar,</li> <li>– Ausfall der Nachwärmeabfuhr,</li> <li>– Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung,</li> <li>– Kühlmittelverlustereignisse innerhalb des Sicherheitsbehälters,</li> <li>– Kühlmittelverlustereignisse außerhalb des Sicherheitsbehäl-</li> </ul>			

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>ters,</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Störungen, Leckagen in nuklearen Hilfssystemen,</li> <li>– Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen,</li> <li>– Ausfall in der E-Versorgung,</li> <li>– Einwirkungen von innen,</li> <li>– Einwirkungen von außen und</li> <li>– Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS).</li> </ul> <p>Für das Brennelement-Lagerbecken sind sowohl für den DWR als auch den SWR die folgenden Ereigniskategorien bestimmt:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken,</li> <li>– Zunahme des Kühlmittelinventars,</li> <li>– Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken,</li> <li>– Ausfall in der E-Versorgung,</li> <li>– Reaktivitätsereignisse im BE-Becken</li> <li>– Ereignisse bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen und schweren Lasten,</li> <li>– Einwirkungen von innen und</li> <li>– Einwirkungen von außen.</li> </ul>			

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>Hinweis 1.4:</p> <p>Der Leistungsbetrieb (LB) einer Anlage beinhaltet ausschließlich die Betriebsphase A, die wie folgt definiert ist:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Betriebsphase-A Leistungsbetrieb über die Hauptwärmesenke. Die Betriebsphase umfasst alle Lastzustände sowie bei DWR den „Hot Stand-by“-Zustand (unterkritisch heiß) der Anlage.</li> </ul> <p>Der Nichtleistungsbetrieb (NLB) eines Kernkraftwerkes ist in die folgenden Betriebsphasen aufgeteilt:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Betriebsphase-B Anfahren der Anlage bzw. Abfahren der Anlage mittels Haupt- oder Ersatzwärmesenke.</li> <li>– Betriebsphase-C Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei druckdicht verschlossenem Primärkreis / Reaktorkühlkreis.</li> <li>– Betriebsphase-D Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreis / Reaktorkühlkreis, Flutraum / Absetzbecken</li> </ul>		<p>Der Inhalt des Hinweises 1.4 der Revision A wurde überarbeitet und findet sich in der Revision B nun unter Wickel 1 (2) wieder.</p>	<p><a href="#">Hinweis 1.4</a>  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.</p>

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>nicht oder nur teilweise geflutet.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Betriebsphase-E Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum / Absetzbecken.</li> <li>– Betriebsphase-F Brennelementkühlung bei vollständig ausgeladenem Kern und vom Flutraum / Absetzbecken getrenntem Brennelementlagerbecken.</li> </ul> <p>Die Abgrenzungen (Beginn und Ende) der o. g. Betriebsphasen, die sich zum Teil zwischen dem An- und Abfahren einer Anlage unterscheiden, sind detailliert im Anhang A1 für DWR und SWR dargestellt</p>			
	<p>Hinweis 1.5: Nicht Gegenstand der Ereignislisten sind Ereignisse infolge Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter.</p>		<p>Der Hinweis 1.5 der Revision A ist in der Revision B in Kapitel 5 unter Hinweis 5.1 wiederzufinden.</p>	
	<p>1 (2) Bei den Ereignissen, bei denen durch vorgelagerte technisch oder administrativ organisatorische Maßnahmen das Eintreten des Ereignisses nicht unterstellt wird, ist die Nachweisführung auf die Einhaltung der Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit</p>		<p>Wickel 1 (2) der Revision A ist entfallen!</p> <p>Die Anforderungen zum VM-Konzept sind in der Revision B unter Wickel 1 (3) wiederzufinden.</p>	

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>der hierzu realisierten vorgelagerten Vorsorgemaßnahmen bezogen. Konkrete Anforderungen an die vorgelagerten Vorsorgemaßnahmen sind ereignisspezifisch in Modul 10 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Strukturen, Systeme und Komponenten“ formuliert. Sofern vorgesehen ist, durch vorgelagerte vorsorgende Maßnahmen die Auswirkungen eines Ereignisses so zu begrenzen, dass die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der infolge des Ereignisses erforderlichen Sicherheitseinrichtungen nicht wesentlich beeinträchtigt wird, ist die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit dieser vorgelagerten Maßnahmen durch eine am gestaffelten Sicherheitskonzept orientierte Nachweisführung sichergestellt.</p>			
	<p>Hinweis 1.6: Ereignisse, für die Nachweise zur Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von vorgelagerten Vorsorgemaßnahmen geführt sind, sind mit VM gekennzeichnet. Grundlegende Anforderungen an diese Maßnahmen enthält Modul 10 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Strukturen, Systeme und Komponenten“.</p>		<p>Der Hinweis ist in der Revision B zum Hinweis 1.3 geworden.</p>	



K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>1 (3)</p> <p>Für die Sicherheitsebenen 1 bis 4a sind anlagenspezifisch jeweils die Anlagenzustände ermittelt, die für die festigkeitsmäßige Auslegung von sicherheitsrelevanten Komponenten hinsichtlich zeitlich begrenzter statischer, dynamischer oder thermischer Einwirkungen die höchsten Anforderungen stellen. Für diese Anlagenzustände ist sichergestellt, dass die auftretenden Einwirkungen bei den Anforderungen an die Auslegung der betroffenen Komponenten (Standicherheit, Integrität bzw. Funktionssicherheit) dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend berücksichtigt sind. In Anhang A2 ist die prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu den Ereignissen der verschiedenen Sicherheitsebenen geregelt.</p>		<p>Der Wickel 1 (3) der Revision A ist in der Revision B entfallen!</p> <p>Die Berücksichtigung der Zuordnung der Beanspruchungsstufen wird in der Revision B unter Wickel 2 (5) abgehandelt.</p>	
	<p>Hinweis 1.7:</p> <p>Als solche Anlagenzustände sind hier Zustände zu verstehen, die in der bisherigen technischen Terminologie als „Lastfälle“ bezeichnet wurden. Nach den neuen deutschen Normen sind die früheren Begriffe „Lasten“ und „Lastkombinationen“ durch „Einwirkungen“ und „Einwirkungskombinationen“ zu ersetzen (siehe z.B. DIN 1045,</p>		<p>Der Hinweis 1.7 der Revision A wurde umformuliert bzw. gekürzt und ist nun inhaltlich in der Revision B unter dem Hinweis 1.4 wiederzufinden.</p>	

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	DIN 1055). Zu den hier zu betrachtenden Anlagenzuständen zählen z.B. Veränderungen in der elektrischen Leistungserzeugung der Anlage oder Funktionsprüfungen in der Sicherheitsebene 1, Turbinenschnellschluss in der Sicherheitsebene 2, Bruch der Hilfsdampfleitung (SWR) in der Sicherheitsebene 3 sowie induzierte Erschütterungen infolge Flugzeugabsturz in der Sicherheitsebene 4a.			
	<b>T1.2 Übergeordnete Anforderungen</b>			<b>2 Übergeordnete Anforderungen</b>
	2 (1) Fordern anlagenspezifische Gegebenheiten Abweichungen gegenüber den in den Ereignislisten aufgeführten Voraussetzungen und Randbedingungen bei der analytischen Nachweisführung erfordern, sind diese begründet dargelegt und nachvollziehbar dokumentiert.		Im Rahmen der Umstellung auf den Indikativ geändert.	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 im Rahmen einer Nachweisführung nur Teilaspekte der jeweiligen Ereignisliste von Bedeutung, beschränkt sich die Überprüfung auf die betroffenen Teilaspekte.		Im Rahmen der Umstellung auf den Indikativ sowie des Qualitätssicherungsprozesses geändert.	2 (2) Sind bei der Nachweisführung nur Teilaspekte der jeweiligen Ereignisliste von Bedeutung, kann die Nachweisführung auf die betroffenen Teilaspekte beschränkt sein.

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	2 (3) Die Nachweisführung erfolgt grundsätzlich bis zur Erreichung eines stationären Zustands der Anlage mit dauerhaft unterkritischem Kern sowie dauerhaft gesicherter Nachwärmeabfuhr und Kühlmittelergänzung, bei Ermittlungen eines Quellterms für radiologische Nachweise bis zur Beendigung der Freisetzung.		Im Rahmen der Umstellung auf den Indikativ sowie des Qualitätssicherungsprozesses geändert.	2 (3) Die Nachweisführung <b>erstreckt sich</b> grundsätzlich <b>vom Eintritt eines Ereignisses bis zum Erreichen</b> eines stationären Zustands der Anlage mit dauerhaft <b>gesicherter Unterkritikalität</b> , Nachwärmeabfuhr und Kühlmittelergänzung; bei der Ermittlung eines Quellterms für radiologische Nachweise bis zur Beendigung der Freisetzung.
536 UM BW Wil- derma nn	2 (4) Bei der anlagenspezifischen Anwendung der Ereignislisten ist die Vollständigkeit und der abdeckende Charakter der darin genannten Ereignisse für alle relevanten Betriebszustände überprüft. Hierzu sind grundsätzlich folgende Arbeitsschritte durchgeführt: a) Abgleich der im Zusammenhang mit Errichtungs-, Betriebs- und Änderungsgenehmigungen sowie Sicherheitsüberprüfungen gemäß §19a AtG untersuchten Ereignisse mit den in der jeweiligen Ereignisliste dokumentierten Ereignisse der verschiedenen Sicherheitsebenen. b) Überprüfung des abdeckenden Charakters der Ereignisliste	Im derzeit vorliegenden Regeltext sind insbesondere die Unklarheiten in Abschnitt 2(4) „Überprüfung der Vollständigkeit der Ereignislisten“ zu beseitigen. Dort wird nicht deutlich, wie bei der Erstellung der abdeckenden Ereignislisten in der Praxis vorzugehen ist. Des Weiteren bleibt offen, warum Nachweise für die „kondensierte“ Liste und die umfassende Liste geführt werden müssen (Abschnitt 2(4) d).	Die Textstelle wurde eindeutiger formuliert!	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

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>und ggf. Ergänzung der Liste aufgrund anlagenspezifischer Gegebenheiten.</p> <p>c) Kondensierung der in b) erstellten Ereignisliste unter dem Gesichtspunkt des abdeckenden Charakters einzelner Ereignisse mit detaillierter und nachvollziehbarer Begründung.</p> <p>d) Nachweis der Einhaltung der für die Ereignisse der Ereignisliste genannten Nachweiskriterien sowie der übergeordneten Anforderungen für alle Ereignisse der unter b) und c) generierten anlagenspezifischen Ereignisliste.</p>			<p>ten und – falls erforderlich – anlagenspezifische Ergänzung der Listen.</p> <p>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.</p> <p>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.</p>
				<p>2 (5)</p> <p>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.</p>
	<p>Hinweis 2.1:</p> <p>Ein Beispiel für die Herangehensweise bei der Überprüfungsprozedur zur</p>		<p>Der Hinweis 2.1 der Revision A ist entfallen!</p>	

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	anlagenspezifischen Bewertung der Vollständigkeit der Ereignislisten ist im IAEA-Bericht „Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants“ dokumentiert.			
	<p>Hinweis 2.2:</p> <p>Erläuterungen zu den Ereignislisten</p> <p>Der Spaltenaufbau der Listen beginnt mit der Nummerierung (Ey-x; y steht für die Sicherheitsebene und x stellt die fortlaufende Nummerierung der Ereignisse in der jeweiligen Ebene dar) sowie der Beschreibung der Ereignisse. Es folgen weitere Spalten für die betroffenen grundlegenden Sicherheitsfunktionen, die relevanten Betriebsphasen, die zugehörigen Nachweiskriterien sowie ggf. Detailangaben zu ergänzenden Randbedingungen bzw. ereignisspezifischen Hinweisen.</p> <p>Die grundlegenden Sicherheitsfunktionen sind in den Listen wie folgt gekennzeichnet:</p> <p style="padding-left: 40px;">R = Kontrolle der Reaktivität, K = Kühlung der Brennelemente und B = Erhalt der</p>		Der Hinweis 2.2 der Revision A ist in der Revision B in Kapitel 5 unter Hinweis 5.1 wiederzufinden.	

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>Barrierenintegrität.</p> <p>Diejenigen Ereignisse, bei denen ein Nachweis zur Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele geführt ist, sind in den Listen zusätzlich mit der Abkürzung S gekennzeichnet.</p> <p>Die Kennzeichnungen geben in den Listen für jedes Ereignis diejenigen grundlegenden Sicherheitsfunktionen an, für die der Nachweis der Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen geführt ist. Die generell für die einzelnen grundlegenden Sicherheitsfunktionen geltenden Nachweiskriterien sind – sowohl für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb von DWR und SWR als auch für das BE-Lagerbecken - in Tabelle 2.1 enthalten. Darin sind die Nachweiskriterien in Abhängigkeit der Sicherheitsebenen sowie der Betriebsphasen spezifiziert.</p> <p>Ereignisse, für die die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit vorgelagerter Vorsorgemaßnahmen nachgewiesen ist, sind mit VM gekennzeichnet.</p> <p>Die rechte Spalte dient bei Bedarf der Präzisierung von ergänzenden ereignisspezifischen Randbedingungen bzw. Hinweisen sowie ereignisspezifischen detaillierteren Erläuterungen.</p>			

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	<p>Die Spalte „Betriebsphase“ gibt diejenigen Phasen des Kraftwerksbetriebes wieder, in denen das jeweilige Ereignis auftreten kann und von Bedeutung ist.</p> <p>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.</p> <p>Bei den Kühlmittelverlustereignissen wird zwischen Leckagen sowie Lecks bzw. Brüche unterschieden. Leckagen sind grundsätzlich Ereignisse der Sicherheitsebene 2 und dadurch charakterisiert, dass die Leckagerate so gering ist, dass keine Anregungen des Sicherheitssystems erfolgen. Dagegen sind Lecks bzw. Brüche ausschließlich Ereignisse der Sicherheitsebene 3. Bei ihnen ist die Ausströmrateso groß, dass das Sicherheitssystem angeregt wird.</p> <p>Für die Kühlmittelverlustereignisse der Sicherheitsebene 3 ist der untersuchte maximale Leckquerschnitt davon abhängig, ob für den zu betrachtenden Leitungsabschnitt der Bruchausschluss nachgewiesen wurde oder nicht. Die Vorgaben für die grundsätzlich un-</p>			

K-Nr/ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
	terstellten Leckquerschnitte und Brüche sind in Anhang A3 beschrieben. Detailliertere Angaben sind in „Darstellung und Erläuterung zum Thema Leck- und Bruchannahmen für Leichtwasserreaktoren vom Typ SWR und DWR. Technische Notiz SR 2475 – Arbeitsergebnisse Team 4“ zu finden.			
				<b>5 Ereignislisten</b>
				Hinweis 5.1: <b>Erläuterungen zu den Ereignislisten</b> 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



K-Nr/ Kom- menta- tor	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
				<p>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>Ereignisse infolge Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter sind nicht Gegenstand der Ereignislisten.</p> <p>Die Ereignislisten sind innerhalb der einzelnen Sicherheitsebenen in Ereigniskategorien unterteilt. Ereigniskategorien umfassen grundlegende physikalische Zustandsänderungen, Ereignisse oder Einwirkungen, die zu einer Nichteinhaltung von mindestens einem Schutzziel führen können.</p> <p>Folgende Ereigniskategorien sind anlagentypspezifisch bestimmt, wobei zu beachten ist, dass nicht alle Kategorien in jeder</p>

K-Nr/ Kom- menta- tor	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
				<p>Sicherheitsebene, jedem Betriebszustand bzw. für jede Betriebsphase von Relevanz sind. Für den DWR gelten:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr,</li> <li>– sekundärseitige Wärmeabfuhr - Leckagen,</li> <li>– sekundärseitige Wärmeabfuhr – Leckstörfälle,</li> <li>– Durchsatzänderung im Primärkreislauf,</li> <li>– Druckänderung im Primärkreislauf,</li> <li>– Zunahme Reaktorkühlmittelinventar,</li> <li>– Abnahme Reaktorkühlmittelinventar, <ul style="list-style-type: none"> <li>– Ausfall der Nachwärme abfuhr,</li> </ul> </li> <li>– Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung,</li> <li>– Störung oder Leckage in nuklearen Hilfssystemen,</li> <li>– Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters,</li> <li>– Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters,</li> <li>– Freisetzung radioaktiver</li> </ul>

K-Nr/ Kom- menta- tor	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
				<p>Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen,</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Ausfall in der Energieversorgung,</li> <li>– Einwirkung von innen,</li> <li>– Einwirkung von außen und</li> <li>– Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS).</li> </ul> <p>Für den SWR gelten:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr,</li> <li>– Durchsatzänderung im Reaktorkühlsystem,</li> <li>– Zunahme Reaktorkühlmittelinventar,</li> <li>– Abnahme Reaktorkühlmittelinventar,</li> <li>– Ausfall der Nachwärmeabfuhr,</li> <li>– Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung,</li> <li>– Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters,</li> <li>– Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters,</li> </ul>

K-Nr/ Kom- menta- tor	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
				<ul style="list-style-type: none"> <li>– Störung oder Leckage in nuklearen Hilfssystemen,</li> <li>– Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen,</li> <li>– Ausfall in der Energieversorgung,</li> <li>– Einwirkung von innen,</li> <li>– Einwirkung von außen und</li> <li>– Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS).</li> </ul> <p>Für das Brennelement-Lagerbecken gelten sowohl für den DWR als auch den SWR die folgenden Ereigniskategorien:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken,</li> <li>– Zunahme des Kühlmittelinventars,</li> <li>– Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken,</li> <li>– Ausfall in der Energieversorgung,</li> <li>– Reaktivitätsereignis im Brennelement-Lagerbecken,</li> <li>– Ereignis bei Handhabung und Lagerung von</li> </ul>

K-Nr/ Kom- menta- tor	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
				<p>Brennelementen und schweren Lasten,</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Einwirkung von innen und</li> <li>– Einwirkung von außen.</li> </ul> <p>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.</p> <p>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</p>

K-Nr/ Kom- menta- tor	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
				<p>Tabelle 3.1 enthalten. Darin sind die Nachweiskriterien für die Sicherheitsebenen und Betriebsphasen spezifiziert. Ereignisse, für die die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Vorsorgemaßnahmen nachgewiesen wird, sind mit VM gekennzeichnet.</p> <p>In der rechten Spalte werden bei Bedarf ereignisspezifische Randbedingungen präzisiert und detaillierte ereignisspezifische Erläuterungen gegeben.</p> <p>Die Spalte „Betriebsphase“ nennt diejenigen Phasen des Kraftwerksbetriebs, in denen das jeweilige Ereignis auftreten kann und von Bedeutung ist.</p> <p>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.</p> <p>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</p>

K-Nr/ Kom- menta- tor	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Text des Moduls (Rev. B)
				<p>angefordert wird. Dagegen sind Lecks bzw. Brüche ausschließlich Ereignisse der Sicherheitsebene 3. Die Ausströmrage ist hier so groß, dass das Sicherheitssystem angeregt wird.</p> <p>Für Lecks und Brüche ist der untersuchte maximale Ausströmquerschnitt davon abhängig, ob für den zu betrachtenden Leitungsabschnitt der Bruchabschluss nachgewiesen ist oder nicht. Die Vorgaben für die grundsätzlich unterstellten Leckquerschnitte und Brüche sind in Anhang A2 beschrieben.</p>

## Lesehinweis

Auf Grund der Tabellenstruktur des Moduls 3 wurden die Kommentare im Vergleich zu den anderen Modulen unterschiedlich deutlich gemacht. Das aktuelle Modul (Rev. B) wurde in acht Teile aufgeteilt: den Textteil, die Nachweiskriterien, den Tabellen mit Ereignissen für DWR, SWR und BE-Lagerbecken, den Betriebsphasendefinitionen sowie den Anhängen 1 (Zuordnung Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen) und 2 (Leckannahmen und Brüche) (Bitte beachten: Kommentierter Anhang A2 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A1 in der Revision B. Kommentierter Anhang A3 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A2 der Revision B. Weiterhin wurde Anhang A1 aus Revision in den Textteil von Revision B verlagert.). Im Textteil sowie zum Anhang A2 (Rev. B) sind die Kommentare und die Begründungen des Teams in der bekannten tabellenartigen Form gegenüber gestellt. Bei den Ereignislisten, den Nachweiskriterien, den Betriebsphasendefinitionen sowie dem Anhang A1 (Rev. B), die selbst als Tabellen vorliegen, wurden für Erstere die Kommentare dem jeweiligen Ereignis nachgestellt bzw. für die anderen hinter den jeweiligen Tabellen in Tabellenform aufgelistet. Änderungen sind stellenweise im ursprünglichen Text kenntlich gemacht. Zur Verdeutlichung, ob Änderungen durchgeführt wurden, kam das folgende Farbschema zur Anwendung.

	=	Der Kommentarinhalt wurde im Modul teilweise bzw. vollständig berücksichtigt und hatte Änderungen zur Folge.
	=	Der Kommentarinhalt wurde bearbeitet und beantwortet. Er hatte <b>keine</b> Änderung zur Folge.

Nachfolgend sind die Kommentare und deren Beantwortung zu den Tabellen „Nachweiskriterien“ der kommentierten Modulversion (Revision A) aufgeführt. Da sich sowohl auf Grund einer erneuten strukturellen Überarbeitung als auch auf Grund der nachfolgend dargestellten Kommentare die Struktur und teilweise der Inhalt doch in einem größeren Umfang geändert hat, sind die neuen Tabellen der Nachweiskriterien (diese werden Teil der Revision B des Moduls sein) zwecks Verdeutlichung der durchgeführten Änderungen im Anschluss an die Darstellung der Kommentarbeantwortung angehängt.



## Sicherheitstechnische Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a (Tabelle 2.1 **(Rev. A)**)

### Teil 1: Reaktoranlage

Sicherheitsebene:	2					3					4a
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A – E
Grundlegende Sicherheitsfunktion:	Kontrolle der Reaktivität (R)										
Sicherheitstechnisches Nachweisziel:	Sicherstellung der Unterkritikalität <sup>a</sup>										
Nachweiskriterium „Betrag der Abschaltreaktivität“:	≥ 1 % <sup>b</sup>	≥ 1 % <sup>c</sup>	DWR: ≥ 5 % <sup>d</sup> SWR: ≥ 1 % <sup>e</sup>			≥ 1 % <sup>f</sup>					≥ 1 % <sup>g</sup>

<sup>a</sup> Auf den Sicherheitsebenen 2 bis 3 ist bei der rechnerischen Nachweisführung unterstellt:

- bei der Schnellabschaltung der Nichteinfall des wirksamsten Steuerelements (DWR) bzw.  
das Nichteinschießen des wirksamsten Steuerstabs (SWR), außer in der Betriebsphase E
- bei der dauerhaften Abschaltung beim SWR, sofern mittels Steuerstäben sichergestellt, das Nichteinfahren des wirksamsten Steuerstabs

Auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a ist bei der rechnerischen Nachweisführung unterstellt:

- bei der dauerhaften Abschaltung die hinsichtlich Temperatur, Xenonkonzentration und Zykluszeitpunkt ungünstigsten Bedingungen sowie beim DWR ein steuerstabfreier Kern

<sup>b</sup> Anforderung an die Wirksamkeit der Schnellabschaltung und der dauerhaften Abschaltung

<sup>c</sup> Anforderung an die Wirksamkeit der dauerhaften Abschaltung

<sup>d</sup> Anforderung an die Wirksamkeit der dauerhaften Abschaltung

<sup>e</sup> Anforderung an die Wirksamkeit der Schnellabschaltung (nur Betriebsphase E) und der dauerhaften Abschaltung (kalter Reaktorkern, in der Betriebsphase E unter der Voraussetzung, dass spezifizierte Überwachungen der Abschaltsicherheit erfolgen (siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderung an die Handhabung und Lagerung der Brennelemente“))

<sup>f</sup> Anforderung an die Wirksamkeit der Schnellabschaltung (DWR: nur Betriebsphase A; SWR: nur Betriebsphasen A und E) und der dauerhaften Abschaltung

<sup>g</sup> Anforderung an die Wirksamkeit der Schnellabschaltung (nur Betriebsphase A) und der dauerhaften Abschaltung

Sicherheitsebene:	2					3					4a	
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A - C	D – E
Grundlegende Sicherheitsfunktion:	Kühlung der Brennelemente (K)											
Sicherheitstechnische Nachweisziele:	Sicherstellung der uneingeschränkten Weiterverwendbarkeit der Brennelemente					Sicherstellung der Integrität der Brennstabhüllrohre bzw. Begrenzung des Brennstabschadensumfangs zur Sicherstellung einer kühl- und abschaltbaren Geometrie des Reaktorkerns					Erhalt einer kühl- und abschaltbaren Geometrie des Reaktorkerns	Erhalt der Brennstab-Integrität
Nachweiskriterien:	$- T_{\text{Brennstoff}} < T_{\text{Schmelz}}^h$ - Kein kritischer Siedezustand an den Brennstabhüllrohren oder Einhaltung eines geeigneten Temperatur-Zeit-Kriteriums für die Hüllrohre		Kein unterkühltes Sieden an den Brennstabhüllrohren			<u>Ereignisse ohne Kühlmittelverlust:</u> Brennstabschäden: 0 % <sup>i</sup> <u>Ereignisse mit Kühlmittelverlust<sup>j</sup>:</u> - Brennstabschäden: Lecks $\leq 0,1 \text{ F}$ : $\leq 1 \%$ Lecks $> 0,1 \text{ F}$ : $\leq 10 \%$ - Hüllrohrtemperatur $< 1200 \text{ °C}^k$ - Hüllrohroxidationstiefe $< 17 \%$ <sup>k</sup>		<u>SHB oder RDB geschlossen:</u> Aufrechterhaltung der Brennelementbedeckung <u>SHB und RDB geöffnet:</u> Kein Sieden am Brennelementaustritt <u>Begehrbarkeit des SHB<sup>l</sup></u>			m	n

<sup>h</sup> kein Erreichen der Brennstoffschmelztemperatur im Heißstab unter Beachtung der radialen Leistungsverteilung im Pellet

<sup>i</sup> kein kritischer Siedezustand an den Brennstabhüllrohren oder Einhaltung eines Temperatur-Zeit-Kriteriums für das Hüllrohr, durch welches die Integrität des Hüllrohres, unter Berücksichtigung der Einwirkungen des Brennstoffs und Brennstabinnendruckes auf das Hüllrohr, sichergestellt ist

<sup>j</sup> F: Querschnittsfläche der Hauptkühlmittelleitung (DWR) bzw. Frischdampfleitung (SWR)

<sup>k</sup> spezifische sicherheitstechnische Nachweisziele dieser Kriterienkombination sind:

- Erhalt einer Restduktilität des Hüllrohrs derart, dass eine Fragmentierung des Hüllrohrs unter den Bedingungen des Ereignisses bzw. der nachfolgenden Handhabungsvorgänge nicht zu unterstellen ist
- Verhinderung des Erreichens von Temperaturbedingungen, unter denen die Zirkon-Wasser-Reaktion autokatalytisch verläuft

derzeitiges Kriterium hinsichtlich der Hüllrohroxidationstiefe: äquivalenter Anteil der durch Oxidation verbrauchten Hüllrohrwand des Heißstabes kleiner 17%, wobei die Berechnung der verbrauchten Hüllrohrwand 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“ erfolgt

<sup>l</sup> sofern für die Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente die Begehrbarkeit des SHB erforderlich ist, ist die Einhaltung der Bedingungen der Begehrbarkeit bei den zu betrachtenden Ereignissen nachzuweisen

<sup>m</sup> bei Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschneellabschaltung (ausschließlich Betriebsphase A) ist die dauerhafte Abschaltbarkeit, bei den Notstandsfällen (Betriebsphasen A bis E) zusätzlich die mechanische Abschaltbarkeit nachzuweisen; sofern kritische Siedezustände nicht eintreten ist die Kühlbarkeit und Abschaltbarkeit des Reaktorkerns sichergestellt; bei Nachweis von deren Eignung können andere Kriterien herangezogen werden

<sup>n</sup> siehe Fußnote i

Sicherheitsebene:	2					3					4a				
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A - B	C	D – E		
Grundlegende Sicherheitsfunktion:	Erhalt der Barrierenintegrität (B)														
Nachweiskriterien	Brennstabhüllrohr:		Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente			Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente <sup>p</sup>					Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente				
			PCI <sup>q</sup>	-											
	druckführende Umschließung:		DWR: $P_{PK} < P_{DHAV}$ <sup>r</sup>		$P_{PK} < P_{AbsNKS}$ <sup>t</sup>	Anhang A2		Anhang A2							
			SWR: $P_{PK} < P_{S+E-V}$ <sup>s</sup>		-										
			Siehe auch Anhang A2												
	Sicherheitsbehälter (SHB):		Druckanstieg im SHB < Ansprechkriterien Reaktorschutz		-			$P_{SHB} \leq P_{SHB-A}$ <sup>u</sup>		-		$P_{SHB} \leq P_{SHB-A}$ <sup>u</sup>			
			SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer					SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer Begrenzung -der Zirkon-Wasser- Reaktion auf < 1 % des gesamten in den Hüllrohren enthaltenen Zirkoniums <sup>v</sup> -der max. H <sub>2</sub> - Konzentration im SHB <sup>w</sup>				-		SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer	
Siehe Anhang A2			Siehe Anhang A2					Siehe Anhang A2							

<sup>p</sup> bei den schnellen Reaktivitätsstörfällen zusätzlich die Begrenzung der maximalen Enthalpiefreisetzung im Brennstoff (radial über den Pelletquerschnitt gemittelt) auf Werte unterhalb einer werkstoffzu-stands- bzw. abbrandabhängigen Hüllrohr-Defektgrenze

<sup>q</sup> Vermeidung mechanischer Wechselwirkungen zwischen Brennstoff und Hüllrohr (Pellet Clad Interaction: PCI), die die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennstäbe beeinträchtigen

<sup>r</sup> Primärkreisdruck unterhalb des Ansprechdrucks des Druckhalter-Abblaseventils

<sup>s</sup> Primärkreisdruck unterhalb des Ansprechdruckes der Sicherheits- und Entlastungsventile in der Sicherheitsfunktion

<sup>t</sup> Primärkreisdruck unterhalb des Ansprechdrucks der Druckabsicherung Nachkühlsystem

<sup>u</sup> Verfahrensweise zur Bestimmung des Auslegungsdruckes des Sicherheitsbehälters gemäß Modul 4 „Anforderungen an die Integrität von druckführenden Komponenten und des Sicherheitseinschlusses“

<sup>v</sup> Berechnung der Oxidationsrate 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“

<sup>w</sup> lokale Wasserstoffkonzentrationen müssen kleiner als die Zündgrenze sein

Sicherheitsebene:	2					3					4a
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A - E
Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)											
Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Gebäuden und Systemen:	Begrenzung der Aktivitätskonzentration im Sekundärdampf bei betrieblichen Leckagen (DWR)					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
	Vermeidung unkontrollierter und/oder unzulässig hoher Aktivitätsabgaben in die Umgebung (Luft, Wasser, Boden) direkt oder über angrenzende Systeme										
Einhaltung der Vorgaben der StrISchV:	Einhaltung der Grenzwerte nach §§ 46, 47 StrISchV					Einhaltung der Störfallplanungswerte nach §49 StrISchV					-

## Teil 2: Brennelementlagerung und -handhabung

Sicherheitsebene:	2	3	4a
Betriebsphase:	A - F	A – F	A - F
Grundlegende Sicherheitsfunktion:	Kontrolle der Reaktivität (R)		
Sicherheitstechnisches Nachweisziel:	Sicherstellung der Unterkritikalität		
Nachweiskriterium: Neutronen-Multiplikationsfaktor $k_{\text{eff}}$ :	< 0,95	< 0,95 <sup>a</sup>	< 0,99
Grundlegende Sicherheitsfunktion:	Kühlung der Brennelemente (K) <sup>c</sup>		
Sicherheitstechnische 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 <sup>b</sup>	Begrenzung der Beckenwassertemperatur auf Werte, bei der die Integrität des Beckens sichergestellt ist <sup>a</sup>
	ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung der erforderlichen Zulaufverhältnisses für die Beckenpumpen	ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung der Brennelementkühlung	ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung einer Überlauf- bzw. Verdampfungskühlung (Erhalt der Brennstab-Integrität)
Grundlegende Sicherheitsfunktion:	Erhalt der Barrierenintegrität (B) <sup>c</sup>		
Sicherheitstechnische Nachweisziele:	Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente	Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente	Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente
Grundlegende Sicherheitsfunktion:	Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)		
Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Gebäuden und Systemen:	Vermeidung unkontrollierter und/oder 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
Einhaltung der Vorgaben der StrISchV:	Einhaltung der Grenzwerte nach §§ 46, 47 StrISchV)	Einhaltung der Störfallplanungswerte (§49 StrISchV)	-

<sup>a</sup> für spezifizierte Ereignisse (siehe Ereignisliste): < 0,98

<sup>b</sup> sofern für die Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente die Begehrbarkeit des Sicherheitsbehälters bzw. des Beckenbereichs erforderlich ist, ist die Einhaltung der Bedingungen der Begehrbarkeit bei den zu betrachtenden Ereignissen nachzuweisen

<sup>c</sup> Nachweisziele der entsprechenden grundlegenden Sicherheitsfunktion nur für nasse Lagerungs- und Handhabungsvorgänge gültig

Tabelle 1: Allgemeine Kommentare und Kommentare mit Bezug auf obige Tabellen mit den Nachweiskriterien der Revision A

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
Übergeordnete Kommentare			
491	Das Modul 3 ist unübersichtlich und schwer verständlich. In der Tabelle 2.1 sind die Sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a für alle Betriebsphasen aufgeführt. Die 5-seitige Tabelle besteht zu einem großen Teil aus Fußnoten. Die Fußnoten dienen zu einem großen Teil nicht der Erklärung des Nachweiszieles, sondern stellen z. T. erweiterte Anforderungen dar (z.B. Fußnote e zu Kontrolle der Reaktivität).	Tabelle 2.1 mit den sicherheitstechnischen Nachweiszielen wurde hinsichtlich besserer Anwendbarkeit überarbeitet. Im Übrigen ist darauf hinzuweisen, dass die Fußnoten keinesfalls nur der Erklärung, sondern auch der Präzisierung bzw. der Bezugnahme auf Anforderungen, die an anderer Stelle formuliert sind, dienen. Sicherlich ist die Art der Darstellung „gewöhnungsbedürftig“, dafür jedoch sind die wesentlichen Daten alle Betriebsphase und Schutzziele betreffend an einer Stelle platziert und damit ist u. E. auch eine Übersichtlichkeit gegeben, die bislang nicht gegeben war. Inwiefern in Fußnote e eine „erweiterte“ Anforderung zu finden sein soll, ist uns nicht verständlich, da dort Bezug genommen wird auf Modul 11.	VGB Power-Tech
536	Die Struktur der Tabellen wird grundsätzlich als geeignet erachtet. In der Tabelle „Sicherheitsfunktionen und Nachweiskriterien“ sind zahlreiche Kriterien mit sehr kurzen Fußnoten versehen, was die konkrete und korrekte Anwendung erschwert. Der Workshop hat auch gezeigt, dass mehrere Kriterien, die zu einer Verschärfung führen (z. B. der zulässigen Brennelement-Schäden, der uneingeschränkten Weiterverwendbarkeit von Brennelementen) derzeit noch nicht nachvollziehbar sind und deshalb in Fachkreisen nochmals diskutiert werden müssen.	Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar bzw. zu den Nachweiskriterien im Folgenden.	UM BW
608	Tabelle 2.1, in der die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a für alle Betriebsphasen aufgeführt sind, ist sehr unübersichtlich und auch ein bisschen schwer verständlich. Das ist eine Tabelle, die sich über fünf Seiten erstreckt. Sie besteht zu einem sehr, sehr großen Teil aus Fußnoten – das ist leider kein besonders gutes Beispiel – hier wäre zum Beispiel eines, sie besteht also zu einem großen Teil aus Fußnoten. Diese Fuß-	Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.	E.ON KK, Sommer

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	noten dienen nicht allein der Erklärung des Nachweisziels, sondern dort sind wesentliche Anforderungen aufgeführt. Wir haben hier ein Beispiel angegeben und das macht das Ganze aus unserer Sicht, sehr schwer verständlich. Da sollte doch dran gearbeitet werden.		
Thema „Brennstabschäden auf der Sicherheitsebene 3“			
491	<p>Entsprechend Modul 3 soll für Brennstabschäden in der Sicherheitsebene 3 gelten  Ereignisse ohne KMV 0 %  Lecks &lt; 0,1F&lt;1 %  Lecks &gt; 0,1F&lt;10%</p> <p>Die Hochstufung von Ergebnissen der bisherigen Anlagenauslegung zu Nachweiskriterien ist sicherheitstechnisch nicht erforderlich und stellt eine Verschärfung der Anforderungen dar.</p> <p>Die in Tabelle 2.1 vorgenommene Verknüpfung des Schadensumfangs von 10 % mit der Kühlbarkeit des Kerns ist sachlich unkorrekt. Das 10 % - Kriterium ist aus der Praxis der Nachweisführung der Radiologie abgeleitet.</p>	<p>Die in Modul 3 Revision B formulierten Anforderungen an die Brennstabintegrität bei Störfällen 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," (siehe auch die diesbzgl. Anforderungen in den Störfallberechnungsgrundlagen). 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</p>	VGB Power- Tech

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
		<p>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 <math>&lt; 0,1 F</math> als Nachweisziel die Brennstabintegrität formuliert.</p> <p>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 Begrenzung 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.</p>	
602	<p>Wenn Sie sagen, wenn es da Risse in den Brennstäben gibt, das kann sicher nicht das Thema sein, dann haben wir einen Anfang für eine Diskussion. Ich fühle mich missverstanden, wenn „Null Brennstabschäden für alles auf der Sicherheits-ebene 3, außer KMV“, übersetzt wird mit „massive Brennstoffdispersion“. Also, da gibt es noch einen sehr weites Spektrum zwischen massiver Brennstoffdispersion und „Null Brennstabschäden“. Und ich habe nicht nur die Radiologie angesprochen habe, sondern auch das Thema „Abschaltbarkeit“ oder „Unterkritikalität“ und die „Kühlbarkeit“ und wenn man einzelne Brennstabschäden zulässt, ist keines von diesen Dreien nennenswert infrage gestellt. Insofern ist da schon die Möglichkeit für eine differenzierte Diskussion gegeben. Man sollte vielleicht noch einmal genauer nachsehen und auf den Tisch legen, was ist eigentlich der Stand von Wissenschaft und Technik an der Stelle? ...</p> <p>Was ich feststelle, sagen wir es mal ganz neutral, ist, dass die ganze Argumentation an manchen Stellen sich noch im Fluss befindet. Das bedeutet eigentlich, da ist es noch ein bisschen früh, irgendetwas festzuschreiben. Das Zweite, was mich irritiert ist, wenn man sieht, wie Dinge kombiniert werden. Da wird an einer Stelle dann aufgegriffen, wird gesagt bei dem M5, das ist ein neues Hüllrohrmaterial, wenn man bis</p>		AREVA, Waas



K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	<p>zu 17% Oxidation geht, dann ist dem so nicht mehr zu trauen. Es ist völlig klar, dass die 17%, die bei den Amerikanern im Regelwerk stehen, die sind für das Zirkaloy-4 gemacht worden und das ist natürlich irgendwo etwas Material spezifisches, von daher nicht notwendig, dass das bei anderen Materialien auch so ist. Mein Kenntnisstand ist jetzt aus der Diskussion mit den Fachleuten bei uns, dass wenn man bei M5 bis zu 17% geht, dann ist das ungünstiger als das andere, nur bis man zu 17% kommt, dauert es auch deutlich länger, das haben Sie natürlich nicht erwähnt, bei einer Folie, die Sie gezeigt haben, dass die Berstdehnung bei dem M5 deutlich niedriger ist als bei ZrkAloy-4. Das ist genau der Effekt, den Sie als problematisch angesprochen haben, nämlich die der Versperrung von Kühlkanälen, dass die dort weniger ausgeprägt ist. Ich meine, ich will das nicht weiter vertiefen. Man sollte das einmal sorgfältig, einen Effekt nach dem anderen diskutieren und nicht immer von einem Effekt zum nächsten und von einem zum anderen Hüllrohrmaterial springen, wie es gerade so in die Argumentation passt. Wenn man das sorgfältig ausdiskutiert, dann denke ich, kommen wir auch zu einem gemeinsamen Ergebnis.</p>		
602	<p>Eine weitere Verschärfung von Anforderungen ist, dass entsprechend Modul 3 für Brennstabschäden in der Sicherheits-ebene 3 gelten soll, dass für Lecks <math>&gt; 0,1F</math>, wie bisher auch, ein Schadensumfang von <math>&lt; 10\%</math> nachzuweisen ist, für kleinere Lecks bis <math>0,1F</math> jedoch ein Schadensumfang von <math>1\%</math> und für Ereignisse ohne Kühlmittelverlust-Störfall überhaupt kein Schadensumfang mehr zulässig wäre. Aus unserer Sicht sind dies Ergebnisse der bisherigen Anlagenauslegung, die zum Regelwerk erhoben werden sollen, was eine unbegründete Verschärfung der Anforderungen darstellt. In der Tabelle 2.1 erfolgt eine Verknüpfung des Schadensumfangs von <math>10\%</math> mit der Kühlbarkeit des Kerns. Das heißt, das Kriterium <math>10\%</math> wird als Nachweiskriterium für die Kühlbarkeit des Kerns eingeführt. Aus unserer Sicht ist das Kriterium, und so war's auch immer, ein radiologisches Kriterium, das dort aus der Radio-</p>		E.ON KK, Sommer

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	logie abgeleitet worden ist, und wird jetzt umgewertet. Das ist aus unserer Sicht neu.		
608	<p>Zulässiger Schadensumfang bei Nicht-KMV Störfällen</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Die Forderung nach Defektfreiheit auf der Sicherheitsebene 3 ist sicherheitstechnisch nicht begründet. Sie steht im Widerspruch zum gestaffelten Sicherheitskonzept („je .. desto .. Prinzip).</li> <li>Warum soll der gegenwärtige Nachweisstand und nicht das eigentliche Nachweisziel (Integrität der DFU und Kühlbarkeit des Kerns) festgeschrieben werden?</li> <li>Einzelne Brennstabschäden müssen nicht ausgeschlossen werden, da sie die Nachweisziele nicht gefährden.</li> <li>Auch bei Störfällen mit Kühlmittelverlust ist trotz fehlender Barriere ein begrenzter Schadensumfang zulässig.</li> </ul> <p>Zulässiger Schadensumfang bei KMV Störfällen (Kriterium für den Erhalt der Kühlbarkeit des Kerns nach KMV Störfall)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Die in Modul 3 Rev A (ehemals Modul 2) vorgenommene Verknüpfung des Schadensumfangs von 10 % mit der Kühlbarkeit des Kerns ist sachlich unkorrekt.</li> <li>Das 10 % Kriterium ist aus der Nachweisführung der Radiologie konservativ abgeleitet.</li> </ul>		VGB Pow- erTech
608	Brennstabschäden 0 % bei Sicherheitsebene 3 für Ereignisse ohne Kühlmittelverlust streichen (S 10)		VGB
613	<p><u>Team:</u></p> <p>&gt; Anforderung: keine Brennstabschäden auf Sicherheitsebene 3 außer bei KMV - Begründung: Nachweise wurden bisher so geführt, dass es nicht zu BS-Schäden kam</p> <p><u>Erwiderungen:</u></p> <p>&gt; Die Logik „<i>gefordert wird, was nachgewiesen werden kann</i>“ ist sehr zu hinterfragen. (Umkehrschluss, was nicht nach-</p>		AREVA

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
	<p>gewiesen werden kann, wird nicht gefordert?)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>&gt; Wird, wenn neue Erkenntnisse zu einem Ereignisablauf führen, der der SiE 3 zuzuordnen ist und möglicherweise BS-Schäden verursacht, eine Ausnahmeregelung gemacht?</li> <li>&gt; Gibt es sicherheitstechnische Gründe, das Akzeptanzkriterium für die SiE 3 zu verschärfen? Keine erkennbar: <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ Sicherstellung Unterkritikalität? Wird durch einige BS-Schäden nicht beeinträchtigt.</li> <li>▪ Kühlbarkeit? Wird selbst bei weit mehr als 10% BS-Schäden nicht infrage gestellt.</li> <li>▪ Aktivitätseinschluss? <ul style="list-style-type: none"> <li>• Im bestimmungsgemäßen Betrieb wird Aufwand betrieben, um BS-Schäden zu vermeiden; bei dennoch auftretenden BS-Schäden in begrenztem Umfang ist Weiterbetrieb zulässig – warum dann BS-Schäden bei Störfällen ohne Weiterbetrieb nicht zulässig?</li> <li>• Bei 2 F-LOCA führen 10% BS-Schäden trotz Verlust der Barriere DFU nur zu sehr geringen Strahlenexpositionen in der Umgebung (Größenordnung Dosisgrenzwerte für bestimmungsgemäßen Betrieb) – warum sind dann bei anderen Störfällen, insbesondere bei Transienten mit intakter DFU, BS-Schäden vollständig zu vermeiden?</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul> <p>Das Schutzziel <i>Aktivitätseinschluss</i> erfordert somit keinen Ausschluss von BS-Schäden, außer bei Ereignisabläufen mit DFU- und RSB-Bypass. <u>Schrittfolge in der Diskussion</u></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Sicherheitstechnisch unbegründete Anforderungserhöhung</li> <li>2. Nachfrage nach sicherheitstechnischer Begründung Antwort: die Nachweise gehen doch</li> <li>3. Hinweis auf Fälle der bisherigen Genehmigungspraxis, in denen Nachweis so nicht geht Reaktion: Formulierung von Ausnahmeregelungen für die-</li> </ol>		

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	<p>se Fälle</p> <p>4. Tauchen später aufgrund weiterer Erkenntnisse bei anderen Fällen ebenfalls „Nachweisengpässe“</p> <p>Reaktion: dafür gibt es keine Ausnahmeregelung</p> <p>Beispiele:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ <i>Nur bei FDL-Leck kurzzeitige, begrenzte Rekritikalität → aber RSK-LL beispielhaft, daher auch reflux condensor → war nicht angesprochen</i></li> <li>▪ <i>Stuck rod + Einzelfehlerkonzept → Hinweis: nirgendwo in der Welt Doppel-stuck rod → Ausnahmeregelung → reflux condensor → Ausnahme geht nicht, weil neue Erkenntnis</i></li> <li>▪ <i>Keine BS-Schäden auf Sicherheitsebene 3, Ausnahme KMV → Hinweis auf fehlende Logik bei Ereignishäufigkeit/Restriktivität Kriterien → Reaktion: aber die Nachweise gehen doch → Hinweis auf bisher nicht betrachteten Fall → Ausnahme geht nicht</i></li> </ul>		
614	<p><u>Integrität der Brennstabhülle in Sicherheitsebene 3</u></p> <p>Ziel der Klassifizierung von Ereignissen sollte sein, abhängig von der Eintrittshäufigkeit der Ereignisse unterschiedliche Anforderungen zu definieren: für weniger häufige Ereignisse sind größere Auswirkungen zulässig (je... desto... Prinzip). Der von den Autoren gewählte Weg, hiervon unabhängig generelle Anforderungen mit der Begründung festzulegen, dass der Nachweis doch bisher geführt werden konnte und nur für Ereignisse mit Kühlmittelverlust Ausnahmen zuzulassen, entspricht nicht einer systematischen Vorgehensweise. Orientiert am Sicherheitsziel (Integrität der druckführenden Umschließung und Kühlbarkeit des Reaktorkerns) und mit der Einführung der Klassifizierung von Ereignissen ist diese Unterscheidung zwischen Störfällen mit und ohne Kühlmittelverlust sachlich nicht zu begründen. Dies gilt insbesondere für Reaktivitätsstörfälle mit schneller Reaktivitätszufuhr (RIA), die ja beim DWR nur bei Abriss eines Steuerelementstutzens denkbar sind. Damit sind für diesen Störfall die gleichen An-</p>		VGB

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	forderungen bzgl. der Brennstabintegrität zu formulieren wie für Leckstörfälle.		
614	<p><u>Begrenzung des Schadensumfangs zum Erhalt der Kühlbarkeit</u></p> <p>Die Anforderung zur Begrenzung des Schadensumfangs im KMV stammt aus den Vorgaben zur Ermittlung der Strahlenbelastung der Umgebung nach Störfällen (RSK-LL DWR 2.2.2). Die Aussage von Team 2, dass die Begrenzung des Schadensumfangs im KMV auf 10% nötig sei, um die Kühlbarkeit des Kerns sicherzustellen, ist sachlich nicht richtig. Im Kommentar von Team 2 wird als Begründung angeführt, dass „höhere Stabileistungen bei Außerachtlassung des Schadensumfangs zulässig sind“. Diese Aussage wurde aus der nicht zutreffenden Annahme abgeleitet, dass aus der Begrenzung des Schadensumfangs die Festlegung der maximal zulässigen lokalen Leistungsdichte im Kern resultiert. Tatsächlich wurden die Grenzwerte des Leistungsdichte-Begrenzungssystems, die die Einhaltung der maximal zulässigen lokalen Leistungsdichte im Kern sicherstellen, unter konservativer Berücksichtigung von möglichen Messfehlern von den LOCA-Kriterien abgeleitet. Der für einen aktuellen Kern ermittelte Schadensumfang hängt vielmehr von der Kernkonfiguration ab. Aktuelle Kerne können bei Erreichen dieses Grenzwertes einen Schadensumfang von Null oder nahe Null haben, so dass zur Begrenzung des Schadensumfangs auf 10% durchaus deutlich höhere Stabileistungen zulässig wären.</p>		VGB
616	An einer Reihe von Stellen werden im Regelwerksentwurf andere Kriterien festgelegt, als sicherheitstechnisch nötig und üblich sind. So entspricht die Gleichsetzung von zulässigem Schadensumfang mit Kühlbarkeit und Abschaltbarkeit nicht dem Stand von W&T. Schon gar nicht gibt es einen sicherheitstechnischen Grund, den Schadensumfang beim kleinen Leck auf 1% und bei Nicht-KMV-Störfällen auf 0% zu begrenzen. Auch gehen eine Reihe von Formulierungen über das	(Siehe oben, zur Rekritikalität sowie zum Ausströmen von Dampf aus dem Kern siehe Synopse zu Modul 2 Revision B)	UM BW Wilder- mann

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	Ziel hinaus und implizieren so unnötig hohe Anforderungen, z.B. Rekritikalität unter keinen Umständen auch nicht bei Reflux- Condenser oder das Verbot von Ausströmen von Dampf aus dem Kern bei KMV.		
602	Herr Liemersdorf, nochmal zu Ihrer Bemerkung, die 10% hätten mit der Kernkühlung zu tun, wäre Konsens, Einstimmigkeit unter den Fachleuten. Wir haben bei der Firma Framatome eine Untersuchung in Auftrag gegeben zu Kühlbarkeit des Kerns. Aus der geht hervor, wenn ich die noch richtig in Erinnerung habe, dass das eine GRS- Einzelmeinung ist, dass die 10% auf der Kühlbarkeit des Kerns basieren. Das müsste man nochmal fachlich im Detail diskutieren. ...Herr Sonnenburg, für eine Fachdiskussion war das jetzt etwas schnell. Aber zwei Bemerkungen noch: Diese 17% und die 1200°C sind Kombinationen, da gebe ich Ihnen Recht, 1200°C sollten wir keinen Fall überschreiten, da kommt es zu der autokatalytischen Reaktion und die können wir nicht mehr stoppen. Was Ihre Bemerkung zur Kühlbarkeit und zur Berstdehnung von Zrkaloy-4 angeht, ich habe mich im Rahmen der ATWS-Analysen, wo wir auch Kühlbarkeit zeigen sollten, mit den Experimentatoren auch unterhalten in Karlsruhe und da war die Aussicht für die Rebekka- und Veba-Experimente, dass es in keinem Fall zu einer Kühlkanalversperrung gekommen ist und dass man beim Dehnen der Hüllrohre hinter diesen Dehnungspositionen sogar eine Temperaturabsenkung hatte, weil diese Verengung zu Verwirbelungen geführt hat und zu Dispersion, wenn man 2-Phasen-Strömungen hat und die hat man da in diesem Fall. Im Endeffekt hat das die Kühlung sogar befördert, aber das bringt in diesem Kreis nicht viel, so detailliert darüber zu reden, wie wir es jetzt tun. Ich denke, ehe das ins Regelwerk kommt, gibt es noch ein paar Fragezeichen zu diesen Folien, müsste man eine vertiefte Fachdiskussion führen.	Siehe oben.	RWE Power, Noack
602	Wenn ich das so nüchtern lese, dann muss ich für jeden Fall, auch für einen Nicht-KMV, jetzt den Nachweis zu einem	Siehe Antwort oben. Zudem ist darauf hinzuweisen, dass ein Zusammenhang im	EnBW KK,

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	Schadensumfang in irgendeiner Form führen. Der ist wahrscheinlich sogar logisch, denn wenn ich für einen KMV (2F) die <10% nachgewiesen habe, dann habe ich automatisch in anderen Fällen die 0% oder < 1%, wahrscheinlich habe ich in allen Fällen 0%. Wenn man diesen kausalen Zusammenhang herstellt, dann muss man in das Regelwerk nicht rein schreiben: „Es ist nachzuweisen, dass kein Schaden auftritt oder dass 1%- Schadensumfang auftritt.“ Der Nachweis ist an sich überflüssig. Vielleicht muss man das noch mal zeigen, dass das so ist, zumindest bei den Anlagen, für die dieses Regelwerk geschrieben ist. Aber dann erübrigt sich die Forderung einer Nachweisführung für jeden einzelnen Fall, wo es auf der Hand liegt, dass da nichts zu holen ist..	Schadensumfang ggf. für einige Anlagen oder auch Zyklen bestehen kann, ein diesbezüglich abgesicherter und damit regelungsfähiger Kenntnisstand liegt jedoch nicht vor. Zur Frage der Nachweisführung für jeden einzelnen Fall: Die Ereignisbeherrschung ist zu zeigen, unabhängig davon, ob es zu Brennstabschäden kommen darf oder nicht. Für die Ereignisse, bei denen es zu keinen Schäden kommt bzw. kommen darf, ist die Einhaltung der entsprechenden (vorgelagerten) Nachweiskriterien nachzuweisen. Ein Nachweis des Schadensumfangs erübrigt sich damit bzw. ist darin enthalten.	Schwarz
602	Gibt es überhaupt sicherheitstechnische Gründe, das Akzeptanzkriterium für die Sicherheitsebene 3 zu verschärfen? Wir sehen das eigentlich nicht. Wenn man mal sich die drei Schutzziele angeguckt Sicherstellung der Unterkritikalität. Die wird durch einige Brennstabschäden offensichtlich nicht beeinträchtigt. Die Kühlbarkeit: Der Stand der Untersuchung ist, das selbst bei weit mehr als 10% Brennstabschäden, dieses nicht infrage gestellt ist. Es gibt sicher da in der Fachebene mit der GRS noch eine Diskussion. Wir haben ja die Hoffnung, dass wir das in diesem Jahr noch einmal ausdiskutieren können, aber aus unserer Sicht ist es klar. Beim Aktivitätseinschluss: Wir stellen fest, im bestimmungsgemäßen Betrieb wird Aufwand betrieben, um Brennstabschäden zu vermeiden. Bei dennoch auftretenden Brennstabschäden in begrenztem Umfang, ist aber ein Weiterbetrieb zulässig. Das ist unstrittig. Warum wird dann bei Brennstabschäden, bei Störfällen, wo man ja keinen Weiterbetrieb macht, warum sind dann dort einzelne Brennstabschäden nicht zulässig? Passt das mit der Logik für den bestimmungsgemäßen Betrieb zusammen? Ich denke: Nein.  Bei 2F-LOCA, das ist ja das Typische, was man immer untersucht, führen 10% Brennstabschäden trotz des Verlustes der Barriere DfU nur zu sehr geringen Strahlenexposition in der	Siehe Antwort oben. Zudem ist u. E. zunächst darauf hinzuweisen, dass bei ereignisbedingten Brennstabschäden, die Schutzziele „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und ggf. „Kühlung der Brennelemente“ bei diesem Ereignis nicht (jedenfalls nicht „in Gänze“) erfüllt sind, denn bspw. ist eine für den Integritätsverlust ausreichende Kühlung der BE nicht gegeben. In welchem Umfang eine ereignis- bzw. sicherheitsebenenspezifische „Aufweichung“ des Schutzziels zulässig ist, sollte u. E. jedoch nicht allein von radiologischen Betrachtungen abhängig gemacht werden, denn ansonsten könnte man sich sogleich auf die Anforderung „Einhaltung der Vorgaben der StrlSchV“ beschränken. Auch dem Hinweis auf die „Logik des bestimmungsgemäßen Betriebs“ können wir nicht folgen, denn auch im bestimmungsgemäßen Betrieb erfolgt die Planung (Auslegung) auf Defektfreiheit der Brennstäbe (und dies obgleich nach dem Ansatz des Kommentars keines der Schutzziele bei Brennstabschäden „beeinträchtigt“ bzw. „infrage gestellt“ wäre). Aus der Tatsache, dass entgegen der Planung Stabschäden eintreten und dies unter gewissen (vor allem radiologischen) Bedingungen toleriert wird, sollte u. E. jedoch nicht der Schluss gezogen werden, dass bei der Planung (Auslegung)	AREVA, Waas



K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	<p>Umgebung. Und zwar, so, wie die Anlagenausführung ist, liegt man da in der Größenordnung der Dosisgrenzwerte für den bestimmungsgemäßen Betrieb. Warum sind dann bei anderen Störfällen, insbesondere Transienten mit intakter DfU, Brennstabschäden vollständig zu vermeiden?</p> <p>Also, unter dem Aspekt Radiologie, ergibt sich da aus unserer Sicht, eigentlich kein Argument. Das Schutzziel „Aktivitätseinschluss“ erfordert somit nicht den Ausschluss von Brennstabschäden. Ich möchte eine Ausnahme machen, außer bei Ereignisabläufen, wo man jetzt direkt Bypässe hat, Bypässe zur DfU und zum RSB. Das ist ja auch in KTA-2000 so diskutiert worden, dass zum Beispiel bei einem Ereignis wie Dampferzeuger-Heizrohrbruch, wo man diese beiden Bypässe hat, da natürlich aus radiologischen Gründen die Vorgabe sein sollte, dass es da keine Brennstabschäden gibt. Aber dieses, pauschal auf alles auszudehnen, nur mit der Begründung „Ihr habt es ja bisher so nachweisen können“, ist aus unserer Sicht technisch nicht ausreichend.</p>	<p>der Störfallbeherrschung bereits Stabschäden toleriert werden sollten. Dass ggf. bei einem tatsächlich eintretenden Störfall Stabschäden auftreten, ist eine andere Frage.</p>	
602	<p>Warum muss ich bei den Nicht-LOCA-Fällen, wo ich sogar noch eine Barriere mehr habe, als beim LOCA, warum muss ich da sicherstellen, dass ich gar keine Brennstabschäden habe? Ist das noch für die Sicherheitsebene 3 angemessen oder verhältnismäßig? Ich habe heute Morgen darauf hingewiesen, selbst bei der Annahme von 10% Brennstabschäden beim großen LOCA bewegen wir uns mit den Maßnahmen, die sonst insgesamt gemacht worden sind, bei einer Dosis in einer Umgebung, die in einer Größenordnung der zulässigen Dosis für einen bestimmungsgemäßen Betrieb liegt. Dass heißt also, wir sind bei solchen Ereignissen, wenn einzelne Brennstabschäden auftreten, sind wir weit darunter. Ich meine, das ist auch im Sinne Minimierungsgebot dann durchaus das, was man gemacht hat und was dann dafür auch ausreichend ist. ... So wie jetzt hier die Anforderung formuliert ist, heißt dass, auch wenn so etwas kombiniert wird und man feststellt, von der Eintrittshäufigkeit passt das zur Sicher-</p>	<p>Antwort: siehe oben.</p>	<p>AREVA, Waas</p>



K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	heitsebene 3, darf es dort überhaupt keinen Brennstabscha- den geben. Warum das aus radiologischen oder Kühlbar- keitsgründen oder sonstigen Gründen eigentlich nicht zuläs- sig wäre, habe ich bisher noch kein Argument hier gesehen.		
602	<p>Mir jetzt nicht ganz klar, wieso ich RIA mit LOCA in einen Topf werfe. Also die meisten LOCA, wenn Sie normal ablaufen, die haben nichts Reaktivität zu tun. Dazu kommt noch, ich habe hier RIA-Experimente, damit müsste man sich mal beschäftigen, ist ja ad hoc- Argumentation, RIA-Experimente, die von einer recht hohen Enthalpie-Freisetzung ausgehen. Das dürfte schon was Kräftiges sein, von der Reaktivität her. Packe ich da die richtigen Dinge zusammen und entwickle daraus Kriterien? Auch das bleibt, um etwas technischer zu sein, im Dunkeln. Ich denke, für so ein Regelwerk, ist das ein sehr früher Stand. Was und wie das mit der Kühlbarkeit des Kerns zu tun hat, das kann ich mir hier gar nicht vorstellen. Ziel übergeordnet wäre ja, die radiologischen Grenzwerte einzuhalten. Die Verbindung zu diesem Ziel sehe ich hier auch gar nicht. Eine radiologische Betrachtung, die dahinter liegt, die wäre doch hier sehr wünschenswert.</p> <p>...</p> <p>Beim KMV bin ich etwas informiert, Rebekka-Experimente, Ballooning da sind vor allen Dingen deutsche Arbeiten, die dem auch amerikanischen Regelwerk zugrunde liegen, das ist in den 1980er-Jahren sehr stark im Forschungszentrum Karlsruhe gemacht worden. Also, da wäre für das Ballooning: 1%-Ballooning kein Kriterium für eine Kühlbarkeit des Kerns, 10%-Ballooning wäre auch kein Kriterium für die Kühlbarkeit des Kerns. Das ist nachgewiesen, dass der Kern immer noch kühlbar ist.</p> <p>Jetzt müsste man sich schlau machen, wie das bei den Reaktivitätstransienten aussieht, bei den hohen Enthalpiefreisetzungen im Hüllrohr. Da wäre aber eine technische Argumentation die richtige oder eine technische Fachdiskussion, ehe man so etwas in ein übergeordnetes Regelwerk überführt.</p>	<p>Antwort: siehe oben. Der Hinweis auf eine Verknüpfung RIA mit LOCA scheint ein Missverständnis zu sein.</p>	RWE Power, Noack

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
Thema „Stuck Rod“			
491	Die Annahme eines Stuck Rods bei Schnellabschaltung zusätzlich zum Einzelfehler für alle Ereignisse der Sicherheitsebene 2 und 3 stellt eine unbegründete Verschärfung der Anforderungen dar.	Die Antworten zu den Kommentaren zum Stuck-Rod-Postulat werden detailliert in der Synopse zu Modul 1 Revision B zu Ziffer 4 (6) - (7) gegeben. Wesentliche Auszüge daraus:	VGB Power- Tech
602	<p>So, wie ich es verstanden habe, ist der Ansatz des Teams gewesen, der „stuck rod“ ist immer zu unterstellen – auf allen Ebenen. Einzelfehlerkonzept ist auf Sicherheitsebene 3 zusätzlich zu berücksichtigen. Und es wurde, wenn ich es richtig verstanden habe, aber vielleicht habe ich es falsch verstanden, als Begründung angegeben: „Ergibt sich aus den BMI-Sicherheitskriterien und sei auch international üblich.“</p> <p>Unser erster Einwand war, die logische Konsequenz dieses Ansatzes wäre, dass es auch „Doppel-stuck rod“ gibt, weil man ja zu dem „stuck rod“ im Rahmen des Einzelfehlerkonzepts noch einmal einen „stuck rod“ haben könnte. Da ist aber offensichtlich, dass dieses weder national noch international so praktiziert wird. Die Reaktion des Teams war: „Es gibt eine Ausnahmeregel: Einzelfehler wird nicht ins Steuerelement gelegt.“</p> <p>Daraufhin war unser Einwand, darüber hinaus die Addition von „stuck rod“ und Einzelfehlerkonzept auf Sicherheitsebene 3 ist in Deutschland nicht Begutachtungspraxis. Es ist zwar sicher richtig, dass das bei den meisten Analysen nicht relevant ist, da die Bankwirksamkeit für die meisten Fälle deutliche Reserven hat. Aber, relevant wurde es zum Beispiel bei solchen Fällen, wie „Abfahren nach Erdbeben in den Zustand: kalt/Xenon-frei“, bei „Reflux-Condenser bei kleinem Leck mit Zusatzbedingungen“ und beim „Abfahren nach „Station Black-out“.</p> <p>Wenn ich es richtig verstanden habe, hat das Team gesagt: „Gut, dass es bei Erdbeben so nicht nachgewiesen worden ist, akzeptieren wir. Das ist so. Da wird eine Ausnahme für Erdbeben gemacht, da entsprechende Analysen ohne diese Überlagerung „genehmigt“ waren. Aber, bei den anderen Fäl-</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Nach Auffassung der RSK (Protokoll 383. Sitzung) sowie auch bspw. der WENRA Referenz Levels (siehe Issue F 5.6) ist der „stuck rod“ nicht der „klassische“ Einzelfehler.</li> <li>- Diese Auffassung ist u. E. aus formalen Gründen zutreffend, da im BMI Sicherheitskriterium 5.3 der „stuck rod“ auch im bestimmungsgemäßen Betrieb anzusetzen ist, wogegen der Einzelfehler ein Postulat der Sicherheitsebene 3 ist. Nach unserer Auffassung dient das „stuck rod“ Postulat der Einführung eines „Margins“ zur Absicherung der Abschaltsicherheit bei Systemen mit „vielen“ Komponenten (Steuerstäben bzw. Steuerelementen). Aus diesen Gründen sollte das „stuck rod“ Postulat u. E. nicht mit dem Einzelfehler des Einzelfehlerkonzepts (EFK) gleichgesetzt werden.</li> <li>- Auf Grund der Auslegung des Schnellabschaltsystems unter Zugrundelegung des „stuck rod“ Postulats wirkt das Postulat ebenenunabhängig, somit auch bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 mit Anforderung der Reaktorschnellabschaltschaltung (RESA). Hinsichtlich des Nachweiskriteriums „Erreichung der erforderlichen Abschaltreaktivität“ durch die RESA wird ein Einzelfehler gemäß EFK, der sich in der Störfallanalyse auswirken würde, in der Praxis nicht unterstellt, da das Schnellabschaltsystem „einzelfehlerfest“ ausgelegt ist. Ein Präzisierungsbedarf hinsichtlich „stuck rod“ und Einzelfehler besteht bei diesen Ereignissen u. E. nicht.</li> <li>- Mindestens eine Abschalteinrichtung ist gemäß Ziffer 4 (7) von Modul 1 alleine in der Lage die dauerhafte Unterkritikalität sicherzustellen. Bei dieser Abschalteinrichtung gilt, sofern die Unterkritikalität mit Steuerstäben her-</li> </ul>	AREVA, Waas

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
	<p>len werden diese Ausnahme nicht gemacht, da das zwar in der Begutachtung so drin war, aber noch nicht im Genehmigungsverfahren konkret geworden ist.“ Unser Einwand ist natürlich: Wo bleibt da die technische Logik?</p> <p>(...)Aus unserer Sicht ist das Fazit aus den Regelwerkstexten. Die BMI-Sicherheitskriterien geben vor, dass für Bilanzierung der Abschaltreaktivität immer auch die Nettowirksamkeit ausreichend sein muss. Das ist auch völlig richtig und sinnvoll, das zu machen. Aber, die BMI-Sicherheitskriterien lassen offen, ob der „stuck rod“ für Nachweise auf der Sicherheitsebene 3 dem Einzelfehler entspricht. Ähnlich sieht das auch in den RSK-Leitlinien aus.</p> <p>Allerdings die Interpretation zum Einzelfehlerkonzept sowie KTA-3103 sprechen für Nachweise auf der Sicherheitsebene 3 eindeutig vom „stuck rod“ als dem Einzelfehler. Schließlich der Verweis auf im Ausland vorgenommene Kombinationen von „stuck rod“ und Einzelfehler als Begründung übersieht, dass das Einzelfehlerkonzept im Ausland anders gehandhabt wird. Es ist üblicherweise keine Überlagerung eines Reparaturfalls. Das heißt, im Vergleich zum Ausland haben wir typischerweise eigentlich ein „Doppelfehlerkonzept“ und nicht ein „Einzelfehlerkonzept“. Von daher, ist die neue Anforderung „stuck rod“ und deutsches Einzelfehlerkonzept zu kombinieren, aus unserer Sicht, weder mit dem bestehenden deutschen Regelwerk vereinbar, noch aus der internationalen Praxis abzuleiten.</p> <p>(...) Gibt es eine neuere Erkenntnis, das „stuck rod“ nach dem heutigen Kenntnisstand für deutsche Kernkraftwerke als wahrscheinlicher eingestuft werden muss, als früher angenommen? Ich meine, man kann ganz klar sagen: „Das ist so nicht. Das Gegenteil ist der Fall.“ In den deutschen DWR hat es in den vergangenen etwa 40 Jahren insgesamt, ich habe das einmal abgeschätzt, 75.000 Einwüfe von Steuerelementen gegeben, vielleicht sogar auch mehr, und zwar, ohne dass es auch nur näherungsweise einen einzigen „stuck rod“</p>	<p>beigeführt wird (SWR), das unter Nummer 7 Gesagte (siehe hierzu Ziffer 4 (7) Modul 1, letzter Satz). Sofern die dauerhafte Unterkritikalität mit anderen Einrichtungen (Bor) herbeigeführt wird, gilt für diese Einrichtung das EFK wie für jede andere Sicherheitseinrichtung.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Nur für einen ggf. ereignisspezifisch vorhandenen Übergangsbereich nach erfolgter RESA bis zur Sicherstellung der dauerhaften Unterkritikalität durch die dafür vorgesehene Einrichtung, bei dem sowohl das Schnellabschaltssystem als auch Boreinspeisesysteme in ihrer Wirksamkeit benötigt sein können, um die geforderte Unterkritikalität zu erreichen, stellt sich die Frage der „Überlagerung“ des „stuck rod“ Postulats mit dem Einzelfehler gemäß EFK. Dies betrifft „reflux condenser“ Szenarien bei KMV-Störfällen sowie eventuell bei manchen Anlagen das Erdbeben. Für diesen Übergangsbereich ist eine Klarstellung des Zusammenwirkens „Stuck rod“ Postulat mit EFK vorzunehmen.</li> <li>- In diesem Übergangsbereich ist es u. E. sicherheitstechnisch nicht erforderlich eine Überlagerung des „stuck rod“ mit dem EFK zu fordern. Hier ist u. E. der „stuck rod“ wie ein Einzelfehler zu behandeln, d.h. dann zu unterstellen, wenn er die ungünstigsten Auswirkungen zeigt. In diesem Fall ist damit der Einzelfehler des EFK „verbraucht“.</li> <li>- Eine entsprechende Formulierung ist in Modul 1 Ziffer 4 (7) Revision B umgesetzt.</li> </ul>	

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	<p>gegeben hat.</p> <p>Wenn man diese Erfahrung einmal plakativ formuliert, kommt man zu dem Ergebnis, das aufgrund der Betriebserfahrung festzustellen ist, dass es sich beim „stuck rod“ um einen besonders unwahrscheinlichen Einzelfehlertyp handelt. Es besteht somit auch aufgrund neuerer Erkenntnisse keinerlei Anlass, den „stuck rod“, als Zusatzpostulat mit dem Einzelfehlerkonzept zu überlagern. Wenn man da wieder auf das Ausland verweisen wollte, ich hatte es ja letzte Woche schon einmal angesprochen, wird hier wieder für gute präventive Technik keinen Kredit gegeben. Wir können eben, im Vergleich zu dem Ausland, feststellen, dass die Steuerelementantriebe, so, wie wir sie eingesetzt haben und auch das Fahren der Steuerelemente eine sehr hohe Zuverlässigkeit hat. Von daher würde der Verweis auf das Ausland eigentlich auch nicht so passen.</p>		
602	Der nächste Punkt. Die Annahme des „stuck rod“ bei Schnellabschaltung zusätzlich zum Einzelfehler sowohl für alle Ereignisse in der Sicherheitsebene 2 und für alle Ereignisse in der Sicherheitsebenen 3 stellt ebenfalls eine unbegründete Verschärfung der Anforderungen dar.		E.ON KK, Sommer
613	<p>&gt; <u>Ansatz Team</u>: Stuck rod ist immer zu unterstellen, Einzelfehlerkonzept ist auf Sicherheitsebene 3 zusätzlich zu berücksichtigen Begründung: ergibt sich aus BMI-SiKri, international üblich</p> <p>&gt; <u>Einwand</u>: logische Konsequenz dieses Ansatzes wäre, dass es auch Doppel-Stuck rod gibt; wird jedoch weder in Deutschland noch international praktiziert</p> <p>&gt; <u>Reaktion Team</u>: Ausnahmeregelung, Einzelfehler wird nicht in Steuerelement gelegt</p> <p>&gt; <u>Einwand</u>: Addition von SR und EF-Konzept auf SiE 3 ist in Deutschland nicht Begutachtungspraxis</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ Allerdings in Analysen meist auch nicht relevant, da Bankwirksamkeit Reserven hat</li> </ul>		AREVA

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ Relevant bei               <ul style="list-style-type: none"> <li>• Abfahren nach Erdbeben in Zustand „kalt, Xe-frei“</li> <li>• Reflux condensor bei kleinem Leck mit Zusatzbedingungen</li> <li>• Abfahren nach station black out <u>Reaktion Team</u>: Ausnahme für Erdbeben, da „genehmigt“, aber nicht für andere Fälle, da in der Form nur begutachtet, aber nicht „genehmigt“.</li> </ul> </li> </ul> <p>&gt; <u>Einwand</u>: Wo bleibt die technische Logik? Fazit Regelwerkstexte:</p> <p>&gt; BMI-Sicherheitskriterien geben vor, dass für Bilanzierung der Abschalt-reaktivität immer auch die Nettobankwirksamkeit ausreichend sein muss. Sie lassen aber offen, ob der stuck rod für Nachweise auf der Sicherheitsebene 3 dem Einzelfehler entspricht. Ähnlich RSK-LL 3.1.2 (9)</p> <p>&gt; Die Interpretationen zum Einzelfehlerkonzept sowie KTA 3103 sprechen für Nachweise auf der Sicherheitsebene 3 eindeutig vom stuck rod als Einzelfehler.</p> <p>&gt; Der Verweis auf im Ausland vorgenommene Kombination von stuck rod und Einzelfehler als Begründung übersieht, dass im Ausland das Einzelfehlerkonzept anders gehandhabt wird (<u>keine</u> weitere Überlagerung eines Reparaturfalls).</p> <p>Die neue Anforderung, stuck rod und (deutsches) Einzelfehlerkonzept zu kombinieren, ist somit weder mit dem bestehenden deutschen Regelwerk vereinbar noch aus der internationalen Praxis abzuleiten. Neue Erkenntnisse? Überlagerungen von Postulaten werden typischerweise vorgenommen, wenn Analyse oder Erfahrung zeigt, dass das gleichzeitige Eintreten aufgrund der Wahrscheinlichkeit und des Schadensausmaßes in Betracht gezogen werden muss. (z.B. bisherige Praxis der Überlagerung von Notstromfall mit Störfall)</p>		

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	<p>&gt; Gibt es eine neue Erkenntnis, dass Stuck rod nach dem heutigen Kenntnisstand für deutsche KKW als wahrscheinlicher eingestuft werden muss, als früher angenommen? <u>Nein, das Gegenteil ist der Fall.</u> In deutschen DWR z.B. hat es in den vergangenen knapp 40 Jahren insgesamt näherungsweise 75 000 Einwürfe von Steuerelementen gegeben ohne einen einzigen stuck rod!</p> <p>Auf Grund der Betriebserfahrung ist festzustellen, dass es sich bei einem stuck rod um einen <u>besonders unwahrscheinlichen</u> Einzelfehlertyp handelt. Es besteht somit auch aufgrund neuer Erkenntnisse <u>keinerlei</u> Anlass, den stuck rod als Zusatzpostulat mit dem Einzelfehlerkonzept zu überlagern. Wieder kein Kredit für gute „präventive Technik“?</p>		
602	<p>Der Ausgangspunkt der Diskussion war, ist bei der kurzfristigen Störfallanalyse, bei den Transienten, wird da der „stuck rod“ unabhängig von dem Einzelfehlerkonzept eingesetzt? Ja oder nein? Das ist etwas anderes als die Frage: Halte ich den Reaktor kurzfristig unterkritisch? Das ist eine andere Frage: Wie kann ich langfristig kalt /Xenon-frei unterkritisch die Anlage hinstellen? Von daher hätte ich gerne zu dem ersten Punkt nochmal eine Antwort.</p> <p>...</p> <p>Ich habe wirklich noch nicht verstanden, für dieses kurzfristig Unterkritischmachen und dort ausreichend Unterkritischhalten. Wo hier aus diesen vorgelesenen Texten nirgendwo erkennbar wird, dass man dort den „stuck rod“ als, unabhängig vom Einzelfehler gegeben, unterstellt, sondern da steht eigentlich: „Subcritical by an adequate margin from operational states and in designed basis accidents on the assumption of a single failure“. Es ist ausdrücklich dort der Einzelfehler genannt worden. So, wie Sie jetzt das Regelwerk definieren, würde es ja heißen, es müsste da eigentlich stehen „on the assumption of stuck rod and a single failure“.</p>		AREVA, Waas
532	<p>5)Zur Tabelle 2.1 „Sicherheitstechnische Nachweisziele und</p>	Tabelle 2.1 mit den sicherheitstechnischen Nachweiszielen wurde hinsichtlich besserer Anwendbarkeit überarbeitet. Im	VGB



K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	<p><u>Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a</u></p> <p>Generell ist die Vielzahl der Fußnoten unübersichtlich, nicht eindeutig und verwirrend. So kann kein übergeordnetes Regelwerk aussehen!</p> <p>Sofern in der Rev. A immer noch der Ausfall der ersten RESA-Anregung in der Sicherheitsebene 2 zu unterstellen ist, gilt weiterhin der zu Rev. 0 ausgeführte Kommentar, dass dieses bislang nicht üblich war und eine sicherheitstechnische Notwendigkeit für diese Anforderung nicht vorliegt.</p> <p>Für Brennstabschäden in der Sicherheitsebene 3 soll gelten:</p> <p>Ereignisse ohne KMV0 %</p> <p>Lecks &lt; 0,1 F1 %</p> <p>Lecks &gt; 0,1 F &lt; 10 %.</p> <p>Die Hochstufung von Ergebnissen der bisherigen Anlagenauslegung zu Nachweiskriterien ist sicherheitstechnisch nicht erforderlich und stellt eine Verschärfung der Anforderungen dar.</p> <p>Das Nachweiskriterium „Hüllrohroxidationstiefe &lt; 17 %“ bezüglich der Sicherheitsfunktion „Kühlung der Brennelemente“ ist wird gegenwärtig noch umfangreich diskutiert. Es gibt unterschiedliche Aussagen über die Ableitung dieses Nachweiskriterium.</p> <p>Die Annahme eines Stuck-Rods bei Schnellabschaltung zusätzlich zum Einzelfehler für alle Ereignisse der Sicherheitsebene 2 und 3 stellt eine unbegründete Verschärfung der Anforderungen dar und ist auch aus internationalen Anforderungen nicht ableitbar.</p>	<p>Übrigen ist die Art der Darstellung wohl „gewöhnungsbedürftig“, dafür jedoch sind die wesentlichen Daten alle Betriebsphasen und Schutzziele betreffend an einer Stelle platziert und damit ist u. E. auch eine Übersichtlichkeit gegeben, die bislang nicht gegeben war. U. E. kann ein übergeordnetes Regelwerk so aussehen.</p> <p>Das Konzept zur Berücksichtigung des Ausfalls der ersten RESA- bzw. Reaktorschutz-Anregung wurde überarbeitet. Entsprechende Anforderungen sind jetzt in Modul 1 enthalten. Ein Ausfall wird in der Sicherheitsebene 2 in Revision B nicht unterstellt.</p> <p>Hinsichtlich der Brennstabschäden auf der Sicherheitsebene 3: Siehe oben.</p> <p>Eine „Hochstufung von Ereignissen“ ist nicht erfolgt.</p> <p>Hinsichtlich des 17 % Kriteriums gibt es keinen Anlass an den in Modul 3 formulierten Aussagen etwas zu ändern. Inwieweit zukünftig der Zahlenwert selbst (oder ein anderes Kriterium Stand von Wissenschaft und Technik sein wird, ist derzeit noch nicht regelungsfähig.</p> <p>Zum „Stuck Rod“: Siehe ebenfalls oben.</p>	
ATWS Nachweiskriterien			
602	<p>Zur Fußnote m) zur Kühlung der Brennelemente, da wollte ich zum ATWS-Nachweis, zur Kühlung bei ATWS, anmerken, dass ein Text der RSK-Stellungnahme zum ATWS-Nachweis wiedergegeben wird (es geht um ein Kriterium zum Nachweis der Kühlbarkeit), es aber m. E. nicht günstig ist in ein überge-</p>	<p>Fußnote m) macht keine Aussagen zu Sachverhalten, die sich in der Schweben befinden. Die Aussage „sofern kritische Siedezustände nicht eintreten, die Kühlbarkeit und Abschaltbarkeit des Reaktorkerns sichergestellt; bei Nachweis von deren Eignung können andere Kriterien herangezogen werden“</p>	RWE Power, Noack

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	<p>ordnetes Regelwerk solche Texte, die sich gerade in der Schwebe befinden, aufzunehmen. Es ist wohl angedacht, dass, nachdem eine aufsichtliche Praxis vorliegt, zu den Kriterien der Kühlbarkeit auch im Rahmen der RSK etwas zu sagen. Ich hätte es besser gefunden, diesen Text, der ein Zwischenstadium beschreibt, hier wegzulassen und abzuwarten, bis die Fachdiskussion da abgeschlossen ist. (...) Mir wäre es Recht zu fordern, dass der Nachweis der Kühlbarkeit zu führen ist und das könnte es eigentlich im übergeordneten Regelwerk sein, zumal wir ja schon wissen, es sind ja erste Verfahren gelaufen, dass es das DNB-Kriterium nicht sein wird, es wird so einer Art Temperatur-Zeit-Kriterium sein, was es da gibt. Ich stelle ja hier nur zur Diskussion, dass es sich um einen Entwurf eines übergeordneten Regelwerks handelt, dass es sich um den Text einer RSK-Stellungnahme handelt, die circa ein halbes Jahr alt ist, wo ja auch schon im Raum steht, dass diese Forderung, wie sie dasteht, also ein anderes Kriterium in absehbarer Zeit wieder diskutiert wird. Wenn man weiß, dass da etwas in absehbarer Zeit noch abschließend diskutiert wird, würde ich ein solches Thema nicht in ein übergeordnetes Regelwerk aufnehmen. Das war meine Anmerkung. ... Ich denke, eine Formulierung, dass können andere Kriterien herangezogen werden, werden wir in diesem ganzen Werk und auch in alten RSK Stellungnahmen eigentlich nicht finden.</p>	<p>wird u. E. zumindest mittelfristig Bestand haben. Selbst wenn in absehbarer Zeit ein Temperatur-Zeit-Kriterium regelungsfähig abgeleitet werden könnte, so spricht aus unserer Sicht nichts gegen eine Formulierung wie in Fußnote m), die dann ja auch noch richtig ist. Vergleichbar wird bei den DNB- bzw. MASL-Transienten vorgegangen. Die Aussage, dass, sofern geeignet, auch andere Kriterien herangezogen werden können, ist in einem untergesetzlichen Regelwerk zwar trivial, denn dies ist immer der Fall, jedoch wird hier u. E. sinnvollerweise signalisiert, dass das vorgelagerte Kriterium der Siedekrise nicht herangezogen werden muss.</p>	
608	<p>Zum Erhalt der kühlbaren Geometrie bei ATWS wird <u>mechanische Abschaltbarkeit</u> gefordert:: ist zu streichen (S 10, m)</p>	<p>Anforderung „mechanische Abschaltbarkeit“ gilt nur für die Notstandsfälle, nicht für ATWS.</p>	VGB Power- Tech
Berechnung der Oxidationsrate			
602	<p>(...) Zur Fußnote v): die Baker - Just- Korrelation entspricht schon ganz lange nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik. Da gibt es schon sehr lange die Pawel-Cathcart-Korrelation oder weil man gerne ein deutsches Werk nehmen möchte, die Korrelation nach Leistig und Schanz, die zu ähnlichen Ergebnissen kommt. Herr Schanz ist meines</p>	<p>Es ist durchaus richtig, dass es neuere und genauere Korrelationen für die Hüllrohroxidation gibt, z.B. die Korrelation von Cathcart-Pawel. Die Anwendung des 17%-Oxidationskriteriums ist jedoch direkt mit der Berechnungsvorschrift nach Baker-Just verbunden. Deshalb ist es richtig und notwendig, diese Korrelation in den Nachweiskriterien</p>	RWE Power, Noack



K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	Wissens auch noch aktiv. Baker und Just von 1962 ist längst überholt. Ich dachte das wäre ein mechanisches Kriterium, was mit den mechanischen Eigenschaften des Hüllrohrs zu tun hat. Auf jeden Fall beschreibt Baker und Just nicht richtig die Oxidationskinetik von Hüllrohren, das ist nämlich an irgendwelche Schmelzetröpfchen ermittelt worden.	zum Hüllrohr zu nennen. Richtig ist der Einwand hinsichtlich der Fußnote v). Dort wird in Revision B der Verweis auf Baker-Just gestrichen.	
Weitere Einzelthemen			
610	Anforderungen an die Handhabung und Beladung von Transport-/Lagerbehältern - Handhabungen ohne Brennelemente (1/3), Tab. 2.1 (Modul 3, vormals 3.1 (5) in Modul 11) steht im Widerspruch zur gültigen KTA Regel 3101.2 - E2-29; dort wird 0,99 gefordert, wenn validiertes Rechenprogramm und Überwachung vorhanden.	Beim Brennelementwechsel (DWR) ist die Forderung von –5 % u. E. unabhängig von der Güte des Berechnungsverfahrens zur Einhaltung eines ausreichenden Sicherheitsabstandes zu stellen (wie dies Praxis ist), sofern die Unterkritikalität nicht durch fixierte Einrichtungen sichergestellt ist. Beim DWR ist dies der Fall. Die KTA 3101.2 macht Aussagen über die Auslegung der Vergiftungssysteme, nicht jedoch über den Vorhalt beim Brennelementwechsel für Störungen bzw. Störfälle.	VGB Power- Tech
608	Für spezifizierte Ereignisse wird Neutronen-Multiplikationsfaktor $k_{eff} < 0,98$ gefordert (S 12, a); Ereignis E3-11 (S 44) entsprechen KTA 3602 zu präzisieren. Siehe auch EL BE-Becken E3-11.	Für das Ereignis E3-11 (BE Becken) ist $<0,98$ bereits angegeben. Insofern ist der Kommentar nicht verständlich.	VGB Power- Tech
602	Also, ich denke, dieses „Einschluss der Radioaktivität“, das gibt es ja jetzt nicht mehr als Schutzziel an sich, es ist untergeordnet unter der Barrierenintegrität. In den BHBs usw. ist dieses Schutzziel aufgeführt. Dass heißt, wir haben jetzt eine Sicherheitsfunktion, eine grundlegende Sicherheitsfunktion, die es im Sinn des neuen Regelwerks nicht mehr gibt, dafür haben wir das Schutzziel an dieser Stelle „Erhalt der Barrierenintegrität“ und das passt an der Stelle einfach nicht zusammen.	Die grundlegenden Sicherheitsfunktionen werden nun „Schutzziele“ genannt. Des Weiteren wird für das Schutzziel „Erhalt der Barrierenintegrität“ nun auch der Begriff „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ verwendet. Damit ist die Vorgehensweise mit der bisherigen vergleichbar, zumal diejenigen Ereignisse, die für die Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele relevant sind, mit S gekennzeichnet sind und damit Analysen erforderlich werden.	E.ON KK, Sommer
602	Sagen Sie, das bisherige vierte Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“, das ist ja nun offensichtlich ganz entfallen oder das geht vielleicht auf in den Begriff „Einhaltung radiologischer Sicherheit(s)zielen“, steht also nicht mehr gleichberechtigt neben den anderen drei Anstrichen. Welches	Die Aufgabenstellung „Begrenzung der Strahlenexposition“ wird über die Einhaltung „radiologischer Sicherheitsziele“ gemäß Modul 1 geregelt. Die Frage einer „gleichberechtigten“ Darstellung mit den Schutzzielen ist u. E. nicht erforderlich.	VENE, Gall

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	Ziel wird damit verfolgt? Macht das Sinn?		
602	<p>Wir hatten es letzte Woche schon einmal angesprochen: eine Sache, die eine wesentliche Rolle spielt ist die „Rückhaltung in der Brennstoffkeramik“, die gar nicht mehr erwähnt wird. Das ist insofern ein relativ wichtiger Punkt, weil zum Beispiel im bestimmungsgemäßen Betrieb die Rückhaltewirkung der Brennstoffkeramik durchaus dazu bei trägt, dass man auch mit Brennstabdefekten leben kann. Wenn es diese Rückhaltewirkung in der Brennstoffkeramik nicht gäbe, würden Sie bei Brennstabdefekten mit dem, was sonst noch an Reinigungssystemen da ist, schwerlich noch zurechtkommen. Insofern ist der ganzheitliche Ansatz in dem Schutzziel „Einschluss der Radioaktivität“ enthalten. Jetzt nehmen Sie einen Teil als Schwerpunkt heraus und schieben das andere wieder hinterher dazu. Wenigstens teilweise. Also das Verständnis erleichtert das nicht.</p> <p>Es ist Frage, ob man ein Kriterium einführen muss, wenn man da letztendlich von den Naturgesetzen und der Physik abhängt. Aber die Aussage, das haben wir bisher nicht berücksichtigt, das ist bisher in den Nachweisen nicht kreditiert, das verstehe ich nicht. Wenn Sie sich das in den Störfallberechnungsgrundlagen angucken, sind ja für eine ganze Reihe von Nukliden Rückhaltewerte im Brennstoff angegeben, die dazu führen, dass der Quellterm deutlich reduziert wird. Wenn Sie das also nicht hätten, dann würde das Ergebnis auch deutlich anders aussehen.</p> <p>Das ist nur vor dem Hintergrund, dass eben auch solche Rückhalte-mechanismen, wie sie in der Keramik drin sind, dort bei niedrigeren Temperaturen im Wesentlichen eine zusätzliche Rolle spielen. Aber gut, das ist vielleicht, wie man die Philosophie da beschreibt, aber dieser Aspekt war in KTA 2000 schon mit drin.</p>	Es wäre konzeptionell u. E. nicht zielführend, die Brennstoffkeramik mit als Barriere aufzuführen, da konkrete Nachweiskriterien an die Barrieren gestellt werden sollen, deren Einhaltung ereignisabhängig nachzuweisen ist, solche Kriterien an den Zustand der Keramik jedoch nicht ableitbar sind. Davon unabhängig spielt der Zustand der Keramik eine Rolle als wesentliche Rückhaltefunktion, die bei der (ereignisunabhängigen) Ermittlung der Quellterme von Bedeutung ist. Ein Konkretisierungsbedarf liegt hier u. E. damit nicht vor.	AREVA, Waas
602	Meine Frage gilt dem dritten Spiegelstrich (Ausfall der ersten Reaktorschutzanregung): Der ist noch nicht diskutiert worden und mit dem habe ich eigentlich größere Probleme. Meine	Siehe hierzu die Ziffer 3.1 (6) in Modul 1 Revision B: Demnach wird bei der Analyse von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 grundsätzlich die Nichtberücksichtigung der ersten	EnBW KK, Schwarz

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommen- tator
	Frage, was ist damit gemeint im Vergleich zum zweiten Spiegelstrich (Ausfall der ersten RESA-Anregung)? Ich lese das jetzt als zwei unterschiedliche Dinge, in der KTA-3501 war das Thema im Zusammenhang mit der RESA. Wenn ich den dritten Spiegelstrich so lese oder die beiden Spiegelstriche, so muss ich die erste RESA-Anregung vernachlässigen und beim Kühlmittelverluststörfall auch das erste Kriterium der Notkühlkriterien. Also das kann eigentlich nur so sein, dass beide Spiegelstriche hier heißen, das erste Anregkriterium für die RESA-Anregung. Das können nicht zwei unterschiedliche Dinge sein.	Anregung des Reaktorschutzsystems bzw. der ersten Anregung der Reaktorschnellabschaltung unterstellt. Bei unterstellter Nichtberücksichtigung der ersten Anregung wird das gleichzeitige Auftreten eines Einzelfehlers gemäß Ziffer 3.1 (4) an aktiven Systemteilen unterstellt, nicht jedoch bei gleichzeitigem Instandhaltungsfall. Zum Ausfall der 1. Reaktorschutzanregung: Siehe die bestehende Anforderung gemäß Interpretation zu Sicherheitskriterien (Einzelfehlerkonzept). Zum Ausfall der 1. RESA Anregung: Siehe bspw. RSK LL. Von diesen beiden Ausfallpostlaten ist das jeweils Ungünstigste zu wählen.	
602	Direkt dazu. Kann ich das jetzt so verstehen? Wenn beide Armaturen gegen Absteuerversagen ausgelegt sind, dass dann das Versagen einer einzelnen Armatur wieder ein Einzelfehler ist?	Siehe hierzu in der Synopse zu Modul 10, Ziffern 1.1, 3.5.	EnBW KK, Schwarz
602	Herr Liemersdorf, gibt es da irgendwelche Wahrscheinlichkeitsüberlegungen, dass das Absteuerversagen zu häufig vorkommt? Oder was ist denn die Basis?		RWE Power, Noack
602	Also verstehe ich das auch so, dass da genau auch nur eine Armatur mit gemeint ist? Also wir haben ja ganz viele sicherheitstechnisch wichtige Armaturen und wenn wir die alle ausfallen lassen, dann haben wir natürlich ein Problem.		E.ON KK, Sommer

Modifizierte Tabellen zu den Nachweiskriterien, die aufgrund oben dargestellter Kommentare entstanden und Teil der Revision B des Textmoduls 3 sein wird.

### 3 Nachweisziele und Nachweiskriterien **(Rev. B)**

**Tabelle 3.1: Sicherheitstechnische Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a**

#### Teil 1: Reaktoranlage

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

<sup>1</sup> Nur Betriebsphase A sowie beim SWR auch die Betriebsphase E.

<sup>2</sup> Nachweiskriterien für die Wirksamkeit der Reaktorschnellabschaltung (nur Betriebsphase A sowie beim SWR auch die Betriebsphase E) und der dauerhaften Abschaltung (alle Betriebsphasen). Die in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1), Ziffern 4 (6) und 4 (7), sowie den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung 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.

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					Brennstabintegrität bzw. Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns					Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns	Brennstabin-tegri-tät
Nachweiskriterien:	<p>- <math>T_{\text{Brennstoff}} &lt; T_{\text{Schmelz}}^a</math></p> <p>- Kein kritischer Siedezustand am Hüllrohr</p> <p>oder</p> <p>Einhaltung eines geeigneten Temperatur-Zeit-Kriteriums für das Hüllrohr</p>		Kein unterkühltes Sieden am Hüllrohr			<p><u>Transiente:</u> Brennstabintegrität <sup>b</sup></p> <p><u>Reaktivitätsstörfall:</u> Brennstoff verbleibt innerhalb des Hüllrohrs <sup>c</sup></p> <p><u>Leckstörfall:</u> - Brennstabintegrität (sofern Leck <math>\leq 0,1</math> F) - Hüllrohrtemperatur <math>&lt; 1200^\circ\text{C}</math> <sup>d</sup> - Hüllrohroxidationstiefe <math>&lt; 17\%</math> <sup>d</sup> - Begrenzung der Hüllrohrdehnung <sup>e</sup></p>		<p>Aufrechterhaltung der Brennelementbedeckung</p> <p>Begebarkeit des Sicherheitsbehälters <sup>f</sup></p>			<p><u>Transiente mit unterstelltem RESA Ausfall:</u> (Betriebsphase A) dauerhafte Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit</p> <p><u>Notstandsfälle:</u> (Betriebsphase A-C) mechanische Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit <sup>g</sup></p>	Begebarkeit des Sicherheitsbehälters <sup>f</sup>

<sup>a</sup> Kein Erreichen der Brennstoffschmelztemperatur im Heißstab unter Beachtung der radialen Leistungsverteilung im Pellet.

<sup>b</sup> 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 Hüllrohrs sicherstellt.

<sup>c</sup> Ein vorgelagertes Nachweiskriterium hierzu ist die Integrität des Hüllrohrs. Die Integrität des Hüllrohrs ist sichergestellt, wenn die maximale Enthalpiefreisetzung im Brennstoff (radial über den Pelletquerschnitt gemittelt) unterhalb einer werkstoffzustands- bzw. abbrandabhängigen Hüllrohr-Defektgrenze bleibt.

<sup>d</sup> 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.

<sup>e</sup> Erhaltung einer freien Strömungsfläche, die eine ausreichende Kühlung der Brennstäbe sicherstellt.

<sup>f</sup> Sofern für die Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente die Begebarkeit des Sicherheitsbehälters (SHB) bzw. des Reaktorgebäudes erforderlich ist, ist nachgewiesen, dass die Bedingungen für die Begebarkeit eingehalten werden.

<sup>g</sup> Siehe auch Vorsorgemaßnahmen für Notstandsfälle in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10).

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)													
Nachweiskriterien	Siehe unter „Kühlung der Brennelemente“													
	Brennstabhüllrohr:	PCI <sup>a</sup>	-			Leckstörfall > 0.1 F: Brennstabschadens- umfang ≤ 10 %		-			-			
	Druckführende Umschließung:	DWR: P <sub>PK</sub> < P <sub>DHSIV</sub> <sup>b</sup> SWR: P <sub>PK</sub> < P <sub>S+E-V</sub> <sup>b</sup>		P <sub>PK</sub> < P <sub>AbsNKS</sub> <sup>c</sup>	-		Siehe Anhang A1					Siehe Anhang A1		
		Siehe Anhang A1												
	Sicherheitsbehälter (SHB):	Druckanstieg im SHB < Ansprechkriterien Reaktorschutz		-			P <sub>SHB</sub> ≤ P <sub>SHB-A</sub> <sup>d</sup>		-			P <sub>SHB</sub> ≤ P <sub>SHB-A</sub> <sup>e</sup>		-
		SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer					SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer Begrenzung der -Zirkon-Wasser- Reaktion auf < 1 % des gesamten im Reaktorkern enthaltenen Zirkoniums -max. lokalen H <sub>2</sub> -Konzentration im SHB auf Werte unterhalb der Zündgrenze					SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer		
							Siehe Anhang A1					Siehe Anhang A1		
Aufrechterhaltung der Rückhaltungsfunktion von Einrichtungen:	Begrenzung der Aktivitätskonzentration im Sekundärdampf bei betrieblichen Leckagen (DWR) ----- Vermeidung unkontrollierter und/oder 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			

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

<sup>b</sup> Druck des Reaktorkühlsystems unterhalb des Ansprechdrucks der Druchhaltersicherheitsventile (DWR) bzw. Sicherheits- und Entlastungsventile in der Sicherheitsfunktion (SWR).

<sup>c</sup> Druck des Reaktorkühlsystems unterhalb des Ansprechdrucks der Druckabsicherung Nachkühlsystem.

<sup>d</sup> Zum Vorgehen bei der Bestimmung des Auslegungsdrucks des Sicherheitsbehälters siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Nachweisführungen und Dokumentation“ (Modul 6), Anhang 2.

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					-

## Teil 2: Brennelementlagerung und –handhabung

Sicherheitsebene:	2	3	4a
Betriebsphase:	A – F	A – F	A – F
Schutzziel:	Kontrolle der Reaktivität (R)		
Sicherheitstechnisches Nachweisziel:	Sicherstellung der Unterkritikalität		
Nachweiskriterium: Neutronen-Multiplikationsfaktor $k_{\text{eff}}$ :	< 0,95	< 0,95 <sup>a</sup>	< 0,99
Schutzziel:	Kühlung der Brennelemente (K) <sup>c</sup>		
Sicherheitstechnische 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 <sup>b</sup>	Begrenzung der Beckenwassertemperatur auf Werte, bei denen die Integrität des Beckens sichergestellt ist <sup>b</sup>
	ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung der erforderlichen Zulaufverhältnisse 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) <sup>c</sup>		
Sicherheitstechnische Nachweisziele:	Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente	Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente	Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente
Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Gebäuden und Systemen:	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
Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)			
Einhaltung der Vorgaben der StrlSchV:	Einhaltung der Grenzwerte nach §§ 46, 47 StrlSchV)	Einhaltung der Störfallplanungswerte (§49 StrlSchV)	-

<sup>a</sup> Für spezielle Ereignisse (siehe Ereignisliste Tabelle 2.4): < 0,98.

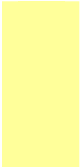
<sup>b</sup> Sofern zur Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente die Begehrbarkeit des Sicherheitsbehälters bzw. des Beckenbereichs erforderlich ist, ist nachgewiesen, dass die Bedingungen für die Begehrbarkeit eingehalten werden.

<sup>c</sup> Nachweisziele der entsprechenden Schutzziele nur für nasse Lagerungs- und Handhabungsvorgänge gültig.




## Lesehinweis

Auf Grund der Tabellenstruktur des Moduls 3 wurden die Kommentare im Vergleich zu den anderen Modulen unterschiedlich deutlich gemacht. Das aktuelle Modul (Rev. B) wurde in acht Teile aufgeteilt: den Textteil, die Nachweiskriterien, den Tabellen mit Ereignissen für DWR, SWR und BE-Lagerbecken, den Betriebsphasendefinitionen sowie den Anhängen 1 (Zuordnung Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen) und 2 (Leckannahmen und Brüche) (Bitte beachten: Kommentierter Anhang A2 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A1 in der Revision B. Kommentierter Anhang A3 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A2 der Revision B. Weiterhin wurde Anhang A1 aus Revision in den Textteil von Revision B verlagert.). Im Textteil sowie zum Anhang A2 (Rev. B) sind die Kommentare und die Begründungen des Teams in der bekannten tabellenartigen Form gegenüber gestellt. Bei den Ereignislisten, den Nachweiskriterien, den Betriebsphasendefinitionen sowie dem Anhang A1 (Rev. B), die selbst als Tabellen vorliegen, wurden für Erstere die Kommentare dem jeweiligen Ereignis nachgestellt bzw. für die anderen hinter den jeweiligen Tabellen in Tabellenform aufgelistet. Änderungen sind stellenweise im ursprünglichen Text kenntlich gemacht. Zur Verdeutlichung, ob Änderungen durchgeführt wurden, kam das folgende Farbschema zur Anwendung.

 = Der Kommentarinhalt wurde im Modul teilweise bzw. vollständig berücksichtigt und hatte Änderungen zur Folge.

Änderungen sind in blauer Schrift eingetragen

 = Der Kommentarinhalt wurde bearbeitet und beantwortet. Er hatte **keine** Änderung zur Folge.

Nachfolgend sind die Betriebsphasendefinitionen (Anhang A1 Rev. A) und Kommentare und deren Beantwortungen aufgeführt. Zwecks Verdeutlichung der durchgeführten Änderungen sind im Anschluss an die Darstellung der Kommentarbeantwortung die Betriebsphasendefinitionen (im Textteil von Rev. B) angehängt.

## Anhang A1 (Rev. A): Betriebsphasen-Definitionen für Druckwasserreaktoren (DWR) und Siedewasserreaktoren (SWR)

Tabelle A1.1: Definition der Betriebsphasen, DWR und SWR

Betriebsphase	Definition
<b>BP-A</b>	Leistungsbetrieb über die Hauptwärmesenke. Die Betriebsphase umfasst alle Lastzustände sowie bei DWR den „Hot Stand-by“-Zustand (unterkritisch heiß) der Anlage.
<b>BP-B</b>	Anfahren bzw. Abfahren der Anlage mittels Haupt- oder Ersatzwärmesenke.
<b>BP-C</b>	Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei druckdicht verschlossenem Primärkreis / Reaktorkühlkreis.
<b>BP-D</b>	Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreis / Reaktorkühlkreis, Flutraum / Absetzbecken nicht oder nur teilweise geflutet.
<b>BP-E</b>	Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum / Absetzbecken.
<b>BP-F</b>	Brennelementkühlung im BE-Becken bei vollständig ausgeladenem Kern und vom Flutraum / Absetzbecken getrenntem Brennelementlagerbecken.

Tabelle A1.2: Abgrenzung der Betriebsphasen im Verlauf einer Standardrevision zum BE-Wechsel einer Anlage mit DWR (beginnend mit dem Abfahren)

Betriebsphase	Beginn der Betriebsphase	Ende der Betriebsphase
<b>BP-A</b>		Erreichen einer Borkonzentration von $c(H-K)$ beim Abfahren der Anlage.
<b>BP-B</b>	Eine Borkonzentration von $c(H-K)$ wurde erreicht.	Die Wärmeabfuhr erfolgt ausschließlich über die sekundärseitige Wärmesenke. Die betriebliche Nachwärmeabfuhr wird gerade noch nicht

		von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen
<b>BP-C</b>	Die betriebliche Nachwärmeabfuhr wird von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen, der Primärkreis ist druckdicht verschlossen.	Der Primärkreis wird geöffnet und ist gerade noch druckdicht verschlossen.
<b>BP-D</b>	Der Primärkreis ist nicht mehr druckdicht verschlossen, der Flutraum und das Absetzbecken sind nicht oder nur teilweise geflutet.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind vollständig geflutet.
<b>BP-E</b>	Der Flutraum und das Absetzbecken sind vollständig geflutet.	Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade noch nicht gesetzt.
<b>BP-F</b>	Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gesetzt.	Das Beckenschütz wird bei vollständig in das Brennelement-Lagerbecken ausgeladenem Kern gezogen.
	Der Flutraum und das Absetzbecken werden zu Arbeiten am Primärkreis zwischenzeitlich entleert und anschließend wieder vollständig geflutet. Bei einer Umladung der Brennelemente im Kern (Shuffling) wird die Betriebsphase F nicht durchlaufen.	
<b>BP-E</b>	Der Flutraum und das Absetzbecken sind vollständig geflutet und das Beckenschütz wird wieder gezogen	Mit dem Entleeren des Flutraums und des Absetzbeckens wird begonnen.
<b>BP-D</b>	Der Flutraum und das Absetzbecken sind nur teilweise oder nicht mehr geflutet, der Primärkreis ist nicht druckdicht verschlossen.	Der Primärkreis wird verschlossen, er ist gerade noch nicht druckdicht verschlossen.
<b>BP-C</b>	Der Primärkreis ist druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem).	Die betrieblichen Auslegungsgrenzen des Nachwärmeabfuhrsystems (p/T RKL) sind gerade noch eingehalten, so dass die Nachwärmeabfuhr noch über die primärseitige Wärmesenke erfolgt.
<b>BP-B</b>	Die betrieblichen Auslegungsgrenzen des Nachwärmeabfuhrsystems (p/T RKL) sind gerade nicht mehr eingehalten, die Wärmeabfuhr erfolgt über die sekundärseitige Wärmesenke.	Die Borkonzentration c(H-K) wird während der Entborierung zum Anfahren unterschritten.

<b>BP-A</b>	Unterschreiten der Borkonzentration $c(H-K)$ beim Anfahren der Anlage.	
-------------	--	--

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

**Tabelle A1.3: Abgrenzung der Betriebsphasen im Verlauf einer Standardrevision zum BE-Wechsel einer Anlage mit SWR (beginnend mit dem Abfahren)**

Betriebsphase	Beginn der Betriebsphase	Ende der Betriebsphase
<b>BP-A</b>		Erreichen des unterkritischen Zustands durch das Einfahren der Steuerstäbe.
<b>BP-B</b>	Die Anlage wurde durch das Einfahren der Steuerstäbe gerade nuklear abgeschaltet.	Übergang zur Übernahme der Nachwärmeabfuhr mit dem nuklearen Nachkühlsystem.
<b>BP-C</b>	Die Nachwärmeabfuhr wird vom nuklearen Nachkühlsystem übernommen, der Reaktorkühlkreis ist druckdicht verschlossen.	Der Reaktorkühlkreis wird geöffnet und ist gerade noch druckdicht verschlossen.
<b>BP-D</b>	Der Reaktorkühlkreis ist nicht mehr druckdicht verschlossen	Der Flutraum und das Absetzbecken wurden gerade vollständig geflutet.
<b>BP-E</b>	Der Flutraum und das Absetzbecken sind vollständig geflutet.	Mit dem Entleeren des Flutraums und des Absetzbeckens wird begonnen.
<b>BP-D</b>	Das Entleeren des Flutraums und des Absetzbeckens hat begonnen, der Reaktorkühlkreis ist nicht druckdicht verschlossen.	Der Reaktorkühlkreis wird verschlossen, er ist gerade noch nicht druckdicht verschlossen.
<b>BP-C</b>	Der Reaktorkühlkreis wurde gerade druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit dem nuklearen Nachkühlsystem.	Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wird zum Anfahren beendet.

<b>BP-B</b>	Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wurde zum Anfahren beendet.	Beginn des Ziehens der Steuerstäbe zum Zweck der Leistungserzeugung.
<b>BP-A</b>	Beginn des Ziehens der Steuerstäbe zum Zweck der Leistungserzeugung.	
<b>Sonderfall für den SWR</b>		
<b>BP-F</b>	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 wird bei einer Anlage mit SWR nur in besonderen Fällen (z.B. zur Druckprüfung des RDB) durchlaufen.	

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

Tabelle 1: Allgemeine Kommentare und Kommentare mit Bezug auf obige Betriebsphasendefinitionen

K-Nr	Textteil des Moduls	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
528		<p>Die Abgrenzung der Betriebsphasen bei SWR und DWR ist in einigen Fällen nicht schlüssig. Beispielsweise ist bei DWR-Anlagen das Ende der Betriebsphase A und der Beginn der Betriebsphase B identisch formuliert; dies ist zu überarbeiten (z. B. für Beginn der Betriebsphase B mit " die Bor-konzentration von c(H-K) wurde gerade überschritten).</p> <p>Dies gilt ebenso bei DWR für den Übergang von Phase D nach E. Bei SWR gilt dies für den Übergang der Phase B nach A.</p> <p>Es wird in diesem Zusammenhang empfohlen, die jeweilige Formulierung kritisch zu hinterfragen. Z. B. ist das Ende der Betriebsphase C bei DWR nicht stimmig: wenn der primärkreis gerade noch druckdicht verschlossen ist, dass kann er nicht geöffnet werden (oder sein); Vorschlag: "wird geöffnet und" ist zu streichen.</p>	Die Definitionen der Abgrenzungen wurden noch einmal überarbeitet und schärfer gefasst. Es liegt in der Natur der Sache, dass manchmal eine Grauzone besteht z. B. zwischen gerade noch nicht gefüllt und gerade gefüllt.	TÜV Süd Kohl
602 WS- Band- aufnahme		Warum der DWR jetzt diese Hilfsgröße CHK nehmen muss, das verstehe ich überhaupt nicht, beim DWR kann man genauso sagen, das Einwerfen der Steuerstäbe mit dem Ziel der Unterkritikalität bzw. Beginn des Entborrierens zum Ziel des Kritischmachens, das würde dann identisch sein mit SWR, wäre	<p>Die gewählte Abgrenzung zwischen Phase A und B bei DWR wurde festgelegt wegen:</p> <p>Identische Behandlung von SWR und DWR. In beiden Fällen beginnt die Betriebsphase B wenn der Reaktor bis in den kalten Zustand hinein unterkritisch ist. Dies wird beim</p>	EnBW KK Schwarz

K-Nr	Textteil des Moduls	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
		<p>für die Betriebsmannschaft ganz klar und eindeutig. So haben wir mal grundsätzliche Studien mit der GRS zusammengemacht, also diese „Krücke“ beim <math>C_{H-K}</math>, Entschuldigung, dass ich hier das so sage, das ist absolut undefinierbar für die Betriebsmannschaft, das kann irgendwann sein und das führt überhaupt nicht zur Klarheit bei der Betriebsmannschaft. Danke.</p> <p>...</p> <p>Als Antwort dazu. Mir geht es eigentlich hauptsächlich darum, insbesondere welches Ereignisspektrum muss ich dann betrachten, während es An- und Abfahrens, wenn ich das betrachte. Da ist es einfach so, wenn ich den Reaktorkern nicht mehr auf Leistung habe, wenn der kalt ist, dann habe ich ganz andere Ansprüche an die Systemtechnik. Die muss eben reduzierten Anforderungen genügen, das ist aber unabhängig vom <math>C_{H-K}</math>, das geht schon mit Null(?) los. Das brauche ich mit <math>C_{H-K}</math> nicht. Deswegen brauche ich diesen gleitenden Wert, muss ich nicht einhalten, ich weiß zum Beispiel bei Anfahren beginnen wir mit dem Entborieren deutlich größer als <math>C_{H-K}</math> und dieses <math>C_{H-K}</math> wird irgendwann mal unterschritten.</p> <p>Es muss man den Leuten im Kopf mal klarmachen, jetzt plötzlich bist du in einer anderen Phase, bloß, weil du CH-K hast und das ist aus meiner Sicht völlig unpraktikabel auf</p>	<p>SWR allein durch das vollständige Einfahren der Steuerstäbe erreicht, beim DWR genügen die Stäbe dafür nicht, man muss dafür zusätzlich aufborieren. Da im Gegensatz zum SWR in der Phase B beim DWR sowohl beim Ab- als auch beim Anfahren in der Regel einzelne oder alle Stäbe gezogen werden müssen (Stabfallzeitenmessungen, Endschaltereinstellungen etc.) hat man als Randbedingung für Phase B für DWR die dafür auch bislang schon vorgeschriebene Borkonzentration (<math>C_{H-K} + 400 \text{ ppm}</math>) gewählt. Mit der jetzt gewählten Definition für <math>C_{H-K}</math> die der bisherigen Borkonzentration <math>C_{H-K} + 400 \text{ ppm}</math> entspricht, ist der Reaktor sicher unterkritisch und die Betriebsmannschaft muss nicht auf unterschiedliche Borkonzentrationswerte achten, wenn die Stäbe gezogen werden sollen. Somit vereinfacht sich die Betriebsführung.</p> <p>Mit der gewählten Abgrenzung ist die Phasenabgrenzung auch für An- und Abfahren identisch !! Bereits bisher war es in BHB's geregelt, dass der Beginn des Leistungsbaus (gezielte Einleitung der Kritikalität) mit dem Verlassen der Borkonzentration <math>C_{H-K}</math> begann und nicht mit Beginn Entborieren aus C-BW heraus. Dieser Ausgangszustand für das Einleiten der Kritikalität wird deshalb gezielt kontrolliert und überwacht und nicht wie im Beitrag ausgeführt einfach „überfah-</p>	



K-Nr	Textteil des Moduls	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
		<p>der Anlage. Da gibt es sicherlich unterschiedliche Blickwinkel im Hinblick darauf. Wir haben uns da mal intensiv auseinander gesetzt mit Ereignisspektren und notwendigen Sicherheitsfunktionen, die man da braucht, dafür ist dieses Kriterium meiner Ansicht nach nicht hilfreich.</p> <p>...</p> <p>Sehe eher ein Verfolgungs- oder Erfassungsproblem, wenn ich diesen Begriff jetzt richtig verstanden habe. Um nochmal auf das Beispiel zurückzukommen, die Genehmigung zum Wiederanfahren nach einer Revision. Die Anlage bleibt stehen, was weiß ich 100 oder 200 ppm unter oder über <math>C_{H-K}</math> und dann gibt es die Genehmigung und dann gibt's abschließende Prüfungen und dann wird angefahren. Von diesem Zustand aus, mit dem Ziel, kritisch zu machen. Das ist ein klarer Akt. Das ist ein Akt mit den Aufsichtsbehörden und dem TÜV und dann wird auf den Knopf gedrückt und dann wird deboriert. Das ist ein Punkt, den weiß jeder. Vor diesem Hintergrund muss ich jetzt warten, bis ich <math>C_{H-K}</math> erreicht habe, dann muss die Schicht bemerken, jawohl ich bin in einer anderen Phase und jetzt muss ich vielleicht andere Kriterien ansetzen. Das brauchte man vorher nicht, natürlich ist <math>C_{H-K}</math> immer ein Kriterium, nur ich musste nicht genau diese, was weiß ich, 1.700 ppm oder was beachten</p>	<p>ren“. Das Unterschreiten dieses Borkonzentrationswertes wird auch in der betrieblichen Praxis im Rahmen der Anfahrchecks als Haltepunkt verwendet.</p> <p>Für die Nachweisführung im Genehmigungsverfahren hat die gewählte Lösung den Vorteil, dass man in Betriebsphase B keine Unterkühlungstransienten und sonstige Reaktivitätsstörfälle (Ausnahme Deborierung) untersuchen muss, da der Reaktor bis in den kalten Zustand hinein unterkritisch ist. Dies wurde bei der Erstellung der Ereignislisten gemäß Modul 3 bereits berücksichtigt. Wählt man eine andere Grenze z.B. nur Stabeinfahren, müsste die Ereignisliste für DWR um diverse Reaktivitätsstörfälle in Phase B und C erweitert werden !</p> <p>Ergänzung: Wesentliche Kriterien bei der Diskussion zu den Übergängen zwischen den Phasen waren Fragen zu identischen Kriterien beim An- und Abfahren, Vergleichbarkeit zwischen DWR und SWR, der Abgrenzung von Störungen/Störfällen die in der einen Phase noch möglich sind, in der nächsten jedoch nicht mehr sowie eine möglichst eindeutige und physikalisch oder systemtechnisch klar abgrenzbare Einteilung.</p>	

K-Nr	Textteil des Moduls	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
		oder 1.400 ppm und umschalten ich bin in einer anderen Phase, sondern es war jedem klar, wenn jetzt die Zustimmung von der Behörde auf dem Tisch liegt, ich darf Anfahren, dann beabsichtige ich, kritisch zu machen und dann bin ich in der Phase. Das ist eine Frage der Wahrnehmung des Ganzen.	<p>Berücksichtigt man all diese Kriterien, kommt man sehr schnell auf das Kriterium c(H-K).</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Mit dem Einwerfen der Steuerstäbe kann der Reaktor nicht kalt unterkritisch gemacht werden.</li> <li>- Das Ziehen der Steuerstäbe beim Anfahren macht den Reaktor nicht kritisch.</li> <li>- Beim An- und Abfahren kann das Kriterium gleichwertig genutzt werden.</li> <li>- c(H-K) ist ein Kriterium für die Möglichkeit von RIA-Störfällen.</li> <li>- Wird c(H-K) beim Anfahren unterschritten, ist dies vergleichbar mit dem Ziehen der Steuerstäbe beim SWR.</li> <li>- Nach Auffassung des Teams sowie nach dem BHB ist das Unterschreiten von c(H-K) [hier c(H-K)+400] ein wesentlicher Punkt, da damit das Kritischmachen der Anlage beginnt. Wurde dem Punkt bisher keine besondere Aufmerksamkeit gewidmet, sollte dies in Zukunft geschehen.</li> </ul>	
602 WS- Band- aufnahme		Herr Grauf Sie hatten natürlich Recht, wenn man sagt, die Reaktivitätstransienten sind aus der Erfahrung oder aus den Analysen her, die relevanten Ereignisse oder Störfälle. Man kann es, denke ich, auch so sehen, da spricht auch mehr dafür, dass man sagt, die Ereignisse, wo es um die Kühlung des Kerns geht, sind eigentlich die zentralen Punkte. Da gilt das, was Herr Schwarz gesagt hat, dass dann der Sprung von den hohen An-	<p>Bei der Abgrenzung der Betriebsphasen gegeneinander hat die Frage der hohen oder niedrigen Anforderungen eher eine untergeordnete Bedeutung. Es ist in jedem Fall zu prüfen, in welchem Betriebszustand die Randbedingungen für ein bestimmtes Ereignis am ungünstigsten sind, dies ist auch dem Regeltext zu entnehmen.</p> <p>Wesentlich für die Abgrenzung ist jedoch die</p>	AREVA Waas

K-Nr	Textteil des Moduls	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
		forderungen zu geringeren Anforderungen an eine andere Stelle kommt und unabhängig ist von der Borkkonzentration. Es sind Aspekte drin, ich meine, es ist sinnvoll sich noch einmal in Ruhe zusammenzusetzen und da die Vor- und Nachteile gegeneinander auszudiskutieren. Es gibt ja nicht den einzig selig machenden Weg, das ist sicherlich richtig. Kann also nur, man muss ein gewisses Optimum suchen und darum wird es gehen.	Frage, ob Ereignisse möglich sind, die in der vorherigen Phase nicht auftreten konnten oder umgekehrt.	
602 WS- Band- aufnahme		Nur eine kleine Anmerkung, ich habe es jetzt richtig verstanden, dass immer sauber abgegrenzt wird, zwischen zum Beispiel C und D, Primärkreis ist gerade noch druckdicht verschlossen bzw. gerade nicht mehr druckdicht verschlossen, wenn Sie mal nach A und B schauen, dann steht für mich da das gleiche Kriterium. Da meine ich, da müsste es eher heißen, Erreichen der Borkkonzentration und Borkkonzentration wurde gerade überschritten. Ich wollte nur anregen, das lässt sich beim SWR manchmal erkennen, dass man einfach über die Definition nochmal geht und genau rausarbeitet, wo eben das Kriterium ist, was jetzt gerade erreicht wird bzw. gerade überschritten ist.	Die Definitionen der Abgrenzungen wurden noch einmal überarbeitet und schärfer gefasst. Es liegt in der Natur der Sache, dass manchmal eine Grauzone besteht z. B. zwischen gerade noch nicht gefüllt und gerade gefüllt.	TÜV Süd Kohl
602 WS- Band-		Nur eine redaktionelle Frage. Ist das $C_{H-K}$ irgendwo in der Definition aufgeführt? Nicht, dass das alles $C_{H-K}$ bezeichnet wird.	Definition von $c(H-K)$ wird in die Betriebsphasen-Tabelle übernommen!	RWE Power Noack

K-Nr	Textteil des Moduls	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
aufnahme		Die Definition muss nachgeliefert werden.		
602 WS- Band- aufnahme		<p>Ich hätte zu dem Themenbereich Nicht-Leistungsbetrieb. Also es sind viele Bereiche neu geschaffen, die den Nicht-Leistungsbetrieb betreffen. Es fällt auf, dass beim Leistungsbetrieb aber trotzdem viele Dinge drinstehen, die eigentlich Nicht-Leistungsbetrieb sind, zum Beispiel fehlerhaftes Absetzen vom BE und Leck-Flut-Kompensator und gestörter Nachkühlbetrieb und solche Dinge.</p> <p>Warum hat man das nicht entmischt, wenn die Möglichkeit besteht? Man hat ja den Nicht-Leistungsbetrieb jetzt als Anhang oder als weiteren Ereignisbereich und die zweite Frage dazu so Nicht-Leistungsbetrieb. Der Nicht-Leistungsbetrieb ist gekennzeichnet durch Handmaßnahmen und die üblichen Nachweise funktionieren bei Automaten, funktionieren, die lässt man ausfallen über Einzelfehler oder irgendwie und kommt dann zu den Nachweisen. Wie soll das gelingen beim Nicht-Leistungsbetrieb, der nahezu ausschließlich von Handmaßnahmen lebt, also muss man da in die PSA doch einsteigen, mit Bewertung von Handmaßnahmen usw.?</p> <p>...</p> <p>Das ist eine Methodik, Herr Müller-Ecker, die</p>	<p>Die Zuordnung zur Betriebsphase ist aus der Spalte „BP“ zu erkennen. Die Zuordnung erfolgte so, dass das Ereignis einmal aufgeführt wird und die Betriebsphasen benannt werden, in denen das Ereignis prinzipiell auftreten kann. Würden umgekehrt die Betriebsphasen führend aufgeführt, käme es zu vielen Doppelungen bei den Ereignissen, da diese in den meisten Fällen in mehreren Betriebsphasen auftreten können. Eine „Entmischung“ könnte im Bedarfsfall bei der Anwendung erfolgen.</p> <p>Die Nachweisführung erfolgt analog zum Leistungsbetrieb nach deterministischen Kriterien, d. h. Einzelfehlerkriterium, 30-Minuten-Kriterium. Eine Instandhaltung braucht beim Nicht-Leistungsbetrieb jedoch nicht zusätzlich angenommen zu werden, da von der Mindestverfügbarkeit der Systeme entsprechend dem BHB auszugehen ist und somit die Instandhaltung schon implizit berücksichtigt ist. Ob der Einzelfehler nun die automatische Zuschaltung eines Systems bzw. dessen Wirksamwerden oder eine fehlerhafte Handmaßnahme das Zuschalten des Systems verhindert, führt letztlich zum gleichen Ergebnis.</p> <p>Probabilistische Kriterien oder Bewertungen</p>	KKGund rem- mingen Kessler

K-Nr	Textteil des Moduls	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
		funktioniert bei der PSA. Aber es ist ein Regelwerk und den Gutachtern soll, auf Basis dieser Vorgaben, der Nachweis ermöglicht werden. Ich kann es mir nicht vorstellen, wie ein Gutachter nur mit der Vorgabe, die für eine PSA gelingen mag, zu einer Begutachtung kommt. Da muss noch weit mehr passieren. Also das ist sehr offen. Und zu dem Durcheinander, es ist in der Tat so, Sie haben ja diese EA-Markierung für diesen außer Leistungsbetrieb und da könnten wir die auch zusammenfassen, zum Nicht-Leistungsbetrieb gehören. Und so ist eigentlich richtiger Mischmasch entstanden, die nicht nötig wäre.	spielen dabei keine Rolle.	
602 WS- Band- aufnahme		Ich hätte auch noch eine Anmerkung zu dieser Phasenregelung, die jetzt da darin ist. Wir haben zwar unterschiedliche Betriebs- handbücher, nur, in jedem BHB ist garantiert drin, der Leistungsbetrieb und der Nicht-Leistungsbetrieb. Was hier mit einer ..., den Versuch die Tabelle zu erleichtern verursacht wird im täglichen Leben später, das ist noch gar nicht abzusehen. Weil, wir haben den Leistungsbetrieb, da sind bestimmte Regelungen, das ganze BHB ist so aufgebaut und wir haben den Nicht-Leistungsbetrieb. Dieser Nicht-Leistungsbetrieb ist in Phasen aufgeteilt. Da gibt es phasenspezifische Regelungen. Wenn wir jetzt die Phase A des Betriebs, den Leistungsbetrieb machen und den Nicht-	Dem Team ist bewusst, dass die Phasen in den BHBs, soweit welche vorgesehen sind, nicht unbedingt mit den Phasen im Regelwerk übereinstimmen. Idealerweise würden bei einer Anpassung der BHB die Phasen übernommen und eindeutige Regelungen zu verfügbaren Systemen und Prozeduren zu deren Einsatz geschaffen. Es ist jedoch auch eine praktikable Zwischenlösung denkbar, bei der Phasengrenzen des Regelwerks im BHB beschrieben werden und somit eine Überdeckung der BHB-Phasen und der Regelwerksphasen in praktischer Vorgehensweise geschaffen wird.	EnBW KK Schwarz

K-Nr	Textteil des Moduls	Kommentartext	Begründung Team 3	Kommentator
		<p>Leistungsbetrieb, der ein spezifischer Bestandteil des BHB ist und der Fahrweisen mit B anfängt, das versteht kein Mensch mehr. Das kriegt man nicht mehr als Gebrauch für die PSA hin, denn wir machen auch eine PSA für den Leistungsbetrieb und für den Nicht-Leistungsbetrieb, selbst da funktioniert das nicht und ich sehe nur den einzigen Vorteil, dass man hier in der Tabelle von A bis B oder von A bis E schreiben kann.</p> <p>Ich hätte einfach die Bitte an das Team, das noch einmal gründlich zu überlegen, weil die Folgen dessen, was man in der Tabelle einfacher darstellen kann, wären für den tatsächlichen Betrieb und für die Anlage schon sehr, sehr umfangreich. Danke.</p>		

#### 4 Definitionen und Abgrenzungen der Betriebsphasen für DWR und SWR (Rev. B)

**Tabelle 4.1: Definition der Betriebsphasen für DWR und SWR**

Betriebsphase	Definition
<b>A</b>	Leistungsbetrieb über die Hauptwärmesenke. Die Betriebsphase umfasst alle Lastzustände der Anlage.
<b>B</b>	Anfahren bzw. Abfahren der Anlage mittels Haupt- oder Ersatzwärmesenke.
<b>C</b>	Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlsystem.
<b>D</b>	Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlsystem. Flutraum / Absetzbecken nicht oder nur teilweise geflutet.
<b>E</b>	Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum / Absetzbecken.
<b>F</b>	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
<b>A</b>		Die Borkonzentration wurde beim Abfahren der Anlage gerade auf den Wert $c(H-K)$ angehoben.
<b>B</b>	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.

Betriebsphase	Beginn der Betriebsphase	Ende der Betriebsphase
<b>C</b>	Die betriebliche Nachwärmeabfuhr wird von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen, der Primärkreislauf ist druckdicht verschlossen.	Der Primärkreislauf ist gerade noch druckdicht verschlossen.
<b>D</b>	Der Primärkreislauf ist gerade nicht mehr druckdicht verschlossen.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch nicht vollständig geflutet.
<b>E</b>	Der Flutraum und das Absetzbecken wurden gerade vollständig geflutet.	Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade noch nicht gesetzt.
<b>F</b>	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.
	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.	
<b>E</b>	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.
<b>D</b>	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.
<b>C</b>	Der Primärkreislauf wurde gerade druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem).	Die betrieblichen Auslegungsgrenzen des Nachwärmeabfuhrsystems (Druck und Temperatur im Primärkreislauf) sind gerade noch eingehalten, so dass die Nachwärmeabfuhr noch über die primärseitige Wärmesenke erfolgt.
<b>B</b>	Die betrieblichen Auslegungsgrenzen des Nachwärmeabfuhrsystems (Druck und Temperatur im Primärkreislauf) sind gerade nicht mehr eingehalten, die Wärmeabfuhr erfolgt über die sekundärseitige Wärmesenke.	Die Borkkonzentration $c(H-K)$ wird während der Entborierung zum Anfahren gerade noch eingehalten.



Betriebsphase	Beginn der Betriebsphase	Ende der Betriebsphase
<b>A</b>	Die Borkonzentration $c(H-K)$ wird beim Anfahren der Anlage gerade unterschritten.	

**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 steuerstabfreien kalten Kerns die gemäß Tabelle 3.1, Teil 1 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
<b>A</b>		Die Anlage wird durch das Einfahren der Steuerstäbe nuklear abgeschaltet, die Steuerstäbe sind gerade noch nicht vollständig eingefahren.
<b>B</b>	Die Anlage wurde durch das Einfahren der Steuerstäbe gerade nuklear abgeschaltet.	Die Nachwärmeabfuhr erfolgt gerade noch über die Hauptwärmenenke, kurz vor dem Übergang auf das nukleare Nachkühlsystem.
<b>C</b>	Die Nachwärmeabfuhr wird gerade vom nuklearen Nachkühlsystem übernommen, das Reaktorkühlsystem ist druckdicht verschlossen.	Das Reaktorkühlsystem ist gerade noch druckdicht verschlossen.
<b>D</b>	Das Reaktorkühlsystem ist gerade nicht mehr druckdicht verschlossen.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch nicht vollständig geflutet.
<b>E</b>	Der Flutraum und das Absetzbecken wurden gerade vollständig geflutet.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch gefüllt, mit dem Entleeren wird begonnen.
<b>D</b>	Mit dem Entleeren des Flutraums und des Absetzbeckens	Mit den Arbeiten zum Verschließen des Reaktorkühlsystems

Betriebsphase	Beginn der Betriebsphase	Ende der Betriebsphase
	wurde gerade begonnen.	wurde begonnen, er ist gerade noch nicht druckdicht verschlossen.
<b>C</b>	Das Reaktorkühlsystem wurde gerade druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit dem nuklearen Nachkühlsystem.	Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wird zum Anfahren beendet.
<b>B</b>	Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wurde gerade zum Anfahren beendet.	Mit dem Ziehen der Steuerstäbe zum Zweck der Leistungserzeugung wird begonnen, die Steuerstäbe sind gerade noch vollständig eingefahren.
<b>A</b>	Die Anlage wird durch das Ausfahren der Steuerstäbe nuklear angefahren, die Steuerstäbe sind gerade noch eingefahren.	
<b>Sonderfall für den SWR</b>		
<b>F</b>	Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade gesetzt.	Das Beckenschütz wird bei vollständig in das Brennelement-Lagerbecken ausgeladenem Kern gerade 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.

# Lesehinweis

- # Lesehinweis

# Lesehinweis

Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb DWR der Sicherheitsebene 2 (SE 2) (**Rev. A**): Kommentare, Antworten des Teams 3 und **daraus resultierende Änderungen**

			Ereignisse DWR SE 2	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<b>Sekundärseitige Wärmeabfuhr</b>				
	E2-01	E2-01	Fehlfunktionen im FD-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- / Druckabsenkung im Dampferzeuger bzw. im PKL führen.	R	A		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige DE-Heizrohrleckagen sind zu berücksichtigen. <b>Hinweis:</b> Z.B. Reglerstörungen, Ausfall HD-Vorwärmer, Fehlanregung einer FDU, Fehlöffnen Stützbedampfung.
	E2-02	E2-02	Fehlfunktionen im FD-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur-/ Druckerhöhung im Dampferzeuger bzw. im PKL führen.	K	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige DE-Heizrohrleckagen sind zu berücksichtigen. <b>Hinweis:</b> Z.B. Störungen an der Turbinenregelung, teilweises Fehleinfahren von FD-Absperrarmaturen.
	E2-03	E2-03	Fehlerhaftes Schließen von Armaturen, die zu relevanten Änderungen im FD- oder Speisewasserdurchsatz führen.	K B	A-B		
	E2-04	E2-04	Turbinenschnellschluss mit Öffnen der Umleitstation bzw. verzögertem Ausfall der Umleitstation	K B	A		
	E2-05	E2-05	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation	R K	A		<b>Ergänzende Randbedingung:</b>

			Ereignisse DWR SE 2	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
				B			<del>Das Ansprechen des DH-AV ist bei diesem Ereignis zulässig.</del>
	E2-06	E2-06	Ausfall Hauptwärmesenke	K B S	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige DE- Heizrohrleckagen sind zu berücksichtigen.
	E2-07	E2-07	Lastabwurf auf Eigenbedarf	K B	A		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Mit und ohne Umschaltung auf Fremdnetzversorgung.
	E-2-08	E2-08	Ausfall einzelner Hauptspeisewasserpumpen	K B	A		
			<b>Sekundärseitige Wärmeabfuhr - Leckagen</b>				
	E2-09	E2-09	Leckagen im Frischdampf- oder Speisewassersystem inklusive Dampferzeugerabschlammung innerhalb Sicherheitsbehälter	R K B	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige DE- Heizrohrleckagen sind zu berücksichtigen. <b>Hinweis:</b> Keine Anregung des Reaktorschutzkriteriums $\Delta p_{\text{Anl-Atm}} > 30 \text{ hPa}$ .
	--	E2-10	Leckagen im Frischdampf- oder Speisewassersystem inklusive Dampferzeugerabschlammung innerhalb des Ringraumes	R K B	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige DE- Heizrohrleckagen sind zu berücksichtigen.
	E2-10	E2-11	Frischdampf- oder Speisewasserleckagen außerhalb Reaktorgebäude (nach 1.	R K	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b>

			Ereignisse DWR SE 2	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			Absperrarmatur bzw. Festpunkt)	B S			Betrieblich zulässige DE- Heizrohrleckagen sind zu berücksichtigen.
			<b>Durchsatzänderung Primärkreis</b>				
	E2-11	E2-12	Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe	K	A-B		
	E2-12	E2-13	Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen	K	A-B		
			<b>Druckänderungen im Primärkreis</b>				
	E2-14	E2-14	Druckabfall durch fehlerhaftes DH-Sprühen oder fehlerhaftes Öffnen von Armaturen	K	A-B		
	E2-15	E2-15	Druckanstieg durch fehlerhaftes Einschalten der DH-Heizung	B	A-C		
			<b>Zunahme Reaktorkühlmittelinventar</b>				
	E2-16	E2-16	Fehlerhaftes Einspeisen bzw. Reduzierung der Entnahmeraten durch betriebliche Systeme oder Sicherheitssysteme	K B	A-C		
			<b>Abnahme Reaktorkühlmittelinventar</b>				
	E2-17	E2-17	Unbeabsichtigtes kurzfristiges Öffnen eines DH-SiV oder DH-Abblaseventils	K B	A-C		<b>Hinweis:</b> Kurzfristig, so dass die Berstscheiben des Abblasebehälters intakt bleiben. <b>Für das DH-SiV sind nur die Betriebsphasen B und C analysiert.</b>
602 WS- Bandau- nahme			Tut mir leid, ich komme nochmal auf dieses Druckhaltersicherheitsventil zurück. Ich habe gerade nochmal nachgedacht, es war ja so, auch wenn diese Zusatzlast ausfällt, geht es eigentlich nicht auf, bei normalem			Betriebsphase A wird für das DH- Sicherheitsventil entfernt! (Siehe Ergänzung des oben stehenden Hinweises!)	RWE Power Noack

			Ereignisse DWR SE 2	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<p>Betriebsdruck. Die Zusatzlast sorgt dafür, dass es noch vor Auslegungsdruck aufgeht. Habe ich denn irgendwelche Anhaltspunkte, ist das international mal passiert aus den Betriebserfahrungen heraus, dass ich dieses Öffnen des Druckhaltersicherheitsventils in die Sicherheitsebene 2 einordne?</p> <p>...</p> <p>Zu zwei Fragen. Haben die WWER-Anlagen auch Abblaseventile? Denn ansonsten würde das nicht übertragbar sein und Herr Liemersdorf, wenn wir sagen, dass sehen wir nicht so für die Phase A, dann sollte man die Phase A dort wegnehmen aus den Betriebsphasen.</p>				
	E2-18	E2-18	Betriebliche Leckagen an Dampferzeugerheizrohren	S	A-C		
	E2-19	E2-19	Fehler im Volumenregelsystem, die zu einer Verkleinerung des Kühlmittelinventars führen	K	A-C		
	E2-20	E2-20	Unkontrollierter Füllstandabfall bei Mitte-Loop-Betrieb	K B	C-D		<b>Hinweis:</b> Sicherheitsfunktion B ist relevant für Betriebsphase C (RKL geschlossen).
	E2-21	E2-21	Leckagen am RKL und Anschlussleitungen	B S	A-E		
	E2-22	E2-22	Leckagen in mit Reaktorkühlmittel beaufschlagten Kühlern	S	A-E		<b>Hinweis:</b> Anforderungen an die Überwachung.
			<b>Ausfall der Nachwärmeabfuhr</b>				
	E2-23	E2-23	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des	K B	C-E		

			Ereignisse DWR SE 2	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette				
	E2-24	E2-24	Abschaltung aller Nachkühlstränge durch fehlerhaft ausgelöste Schutzsignale	K B	C-E		
			<b>Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung</b>				
	E2-25	E2-25	Störung in der Reaktorleistungsregelung	K	A		
	E-2-26	E2-26	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen	K	A		
	E2-27	E2-27	Fehleinfall bzw. Fehleinfahren eines Steuerelementes	K	A		
	E2-28	E2-28	Fehlerhafte Einspeisung aus einem Deionat bzw. minderboriertem Kühlmittel führenden System (Externe Deborierung; homogen und heterogen)	R	A-E		
	E2-29	E2-29	Einsetzen und Inbetriebnahme eines Brennelementes in einer falschen Position	R K	E, A	Schutzziel R (Unterkritikalität) in Betriebsphase E Schutzziel K in Betriebsphase A	
608			E2-29 (S.16)Einsetzen und <u>Inbetriebnahme</u> eines Brennelementes in einer falschen Position; „Inbetriebnahme“ ist in Sicherheitsebene 2 zu streichen, da 2 unabhängige Fehlhandlungen erforderlich.			Dieses Ereignis betrifft sowohl die Betriebsphase E als auch A. Das Einsetzen des BE verfolgt in BP E. Die Inbetriebnahme ist BP A zugeordnet. Damit werden Analysen einer fehlerhaften Kernkonfiguration für zwei unterschiedliche Betriebsphasen notwendig. Ereignis entstammt aus BMI-Merkpostenliste (siehe auch KTA-Statusbericht KTA-GS-47, Juni 1985)	VGB PowerTech
	E2-30	E2-30	Nichteinhaltung der Zuschaltbedingungen bei der Inbetriebnahme einer Hauptkühlmittelpumpe	R	A		



			Ereignisse DWR SE 2	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E2-31	E2-31	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus anschließenden Systemen (z.B. Umgehung des Rekuperativ- Wärmetauschers des Volumenregelsystems)	R	A-B		
			<b>Störungen, Leckagen in nuklearen Hilfssystemen</b>				
	E2-32	E2-32	Störungen, Leckagen im Abgas- und Abwasseraufbereitungssystem und sonstigen nuklearen Hilfssystemen mit Freisetzung <del>in</del> <u>die Anlage</u>	S	A-F		
	-	<del>E2-33</del>	<del>Ungeplante Ableitung innerhalb zulässiger Genehmigungswerte</del>	<del>S</del>	<del>A-F</del>	<b>Anforderungen in Modul 9 formuliert! Wird auch bei SWR gestrichen!</b>	
	E2-33	E2-34	Fehlerhafter Spül- bzw. Evakuierungsbetrieb	S	C		
			<b>Ausfall in der E-Versorgung</b>				
	E2-34	E2-35	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	K B S	A-E		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> <del>Das Ansprechen des DH-AV ist bei diesem Ereignis zulässig.</del>
			<b>Einwirkung von innen</b>				
	E2-35	E2-36	Lastabsturz	K B	A-E		
	E2-36	E2-37	Lüftungs- / Kühlungsausfall	- - -	A-E	<b>Präzisierung der Nachweisziele:</b> Sicherer Einschluss von Aktivitäten im Kontrollbereich (Unterdruckhaltung). Einhaltung spezifizierter Umgebungsbedingungen von E- und Leittechnik-Komponenten.	<b>Hinweis:</b> Für Lüftungs- /Kühlungseinrichtungen ist die Einhaltung der spezifizierten Umgebungsbedingungen für E- und Leittechnik sowie deren Funktionsfähigkeit nachzuweisen. Im Kontrollbereich zusätzlich die Einhaltung der

			Ereignisse DWR SE 2	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
							Bedingungen für die Systemfunktionen (Temperatur max/min) und die radiologischen Überwachungsfunktionen z.B. (Druckstaffelung etc.).
602 WS- Bandauf- nahme			Wenn man sich das aber mal ansieht und einen Blick drauf wirft, verwundert es doch, dass man da Fälle findet, wie zum Beispiel die ungeplante Ableitung innerhalb zulässiger Genehmigungswerte, das ist ja nun ein Ereignis, was ja auch für den Nichtleistungsbetrieb völlig irrelevant ist, also in sicherheitstechnischer Hinsicht. Oder Störungen im Abgassystem oder auch der Fall E2.37 Lüftungs- und Kühlungsausfall. Da haben Sie nicht einmal eine betroffene Sicherheitsfunktion zugeordnet, obwohl dies ja gerade ein Fall ist, der jedem einleuchtet, dass da eine sicherheitstechnische Bedeutung dahinter steckt. Also, wie haben Sie diese Fälle ausgewählt? Und nach welchen Kriterien haben Sie diese sortiert? Also, wir würden dann auch gerne als Vd TÜV zu der Liste Nicht-Leistungsbetrieb doch noch einen Kommentar später abgeben wollen. Dankeschön.			Das Ereignis „Ungeplante Ableitung innerhalb zulässiger Genehmigungswerte“ ist entfallen! Die Anforderungen hinsichtlich dieses Falles sind in Modul 9 formuliert.  Beim Lüftungs- und Kühlungsausfall handelt es sich um einen Sonderfall, da die Schutzziele K,B und S nicht direkt anwendbar sind.  Daher detaillierte Angaben zu den Nachweiszielen unter „Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien“ und „Hinweis“ vorhanden!  Die Auswahl derartiger Ereignisse erfolgte auf Grund der Berücksichtigung der bisherigen Betriebserfahrung.	TÜV ET BW Andrzejczak

Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb DWR der Sicherheitsebene 3 (SE 3) (**Rev. A**): Kommentare, Antworten des Teams 3 und **daraus resultierende Änderungen**

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<b>Sekundärseitige Wärmeabfuhr</b>				
	E3-01	E3-01	Größere Fehlfunktionen im FD-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckabsenkung im Dampferzeuger bzw. im PKL führen.	B S	A-C		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige DE-Heizrohrschäden sind zu berücksichtigen. <b>Hinweis:</b> Z.B. vollständiges Fehlüffnen FDU, Fehlüffnen von FD-Sicherheits- und FD - Abblaseregelventilen. Anforderungsrelevant hinsichtlich Radiologie (da keine N16 Erkennung) in Phase B bzw. in Phase A bei niedriger Leistung. Fehlüffnen wahrscheinlicher in Phase B als in Phase A wegen Durchführung von Prüfungen.
	E3-02	E3-02	Größere Fehlfunktionen im FD-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckerhöhung im Dampferzeuger bzw. im PKL führen.	K B	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige DE-Heizrohrschäden sind zu berücksichtigen. Zu betrachtende Fälle: Z.B. 2 bis alle FD-Absperrarmaturen.
	E3-03	E3-03	Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung	K	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige DE-Heizrohrschäden sind zu

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
491			In Rev. 1 sind einzelne Ereignisse in Sicherheitsebenen eingeordnet, denen sie nach bisherigem Verständnis nicht zugeordnet waren. Z. B. wird das Ereignis „Ausfall von Hauptspeisewasserpumpen ohne Zuschalten der Reservepumpe“ unter der Bezeichnung „Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung“ in der Rev. A der Sicherheitsebene 3 zugeordnet (DWR-Liste E3-03, S.18). In der Rev. 0 war dieses Ereignis noch der Ebene 2 zugeordnet. Definition von Ereigniskategorien für DWR			Hier ist der Komplettausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung gemeint, d.h. einschl. ggf. vorhandener An- und Abfahrpumpen.	berücksichtigen.
532			In Rev. 1 sind einzelne Ereignisse in Sicherheitsebenen eingeordnet, denen sie nach bisherigem Verständnis nicht zugeordnet waren. Zum Beispiel wird das Ereignis „Ausfall von Hauptspeisewasserpumpen ohne Zuschalten der Reservepumpe“ unter der Bezeichnung „Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung“ in der Rev. A der Sicherheitsebene 3 zugeordnet (E3-03). In der Rev. 0 war dieses Ereignis noch der Ebene 2 zugeordnet.			Hier ist der Komplettausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung gemeint, d.h. einschl. ggf. vorhandener an- und Abfahrpumpen.	VGB PowerTech
602 WS- Bandau- aufnahme			(..) In der Revision 1 haben wir das Ereignis „Ausfall von Hauptspeisewasserpumpen ohne Zuschalten der Reservepumpe“. Dieses Ereignis haben wir nicht mehr gefunden. Wir haben dafür ein Ereignis, unter der Bezeichnung „Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung“ gefunden und dieses allerdings, in der Sicherheitsebene 3. Der „Ausfall von Hauptspeisewasserpumpen“,			In der Ebene 3 ist der Komplettausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung gemeint, d.h. einschl. ggf. vorhandener An- und Abfahrpumpen. In Ebene 2 findet sich das Ereignis „Ausfall einzelner oder aller Hauptspeisewasserpumpen“ wieder.	VGB Linnenfelser  E.ON KK Sommer

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			sowohl von einer als auch von zweien, ist eine betriebliche Transiente. Diese Ereignisse sind in der Sicherheitsebene 2 anzuordnen.				
	E3-04	E3-04	Fehlfunktionen in der Speisewasserversorgung, die zu einem unzulässigen Füllstandanstieg im Dampferzeuger bzw. zur Überflutung der FD-Leitung führen	K	A-B		
			<b>Sekundärseitige Wärmeabfuhr - Leckstörfälle</b>				
	E3-05	E3-05	Sekundärseitiges Leck bzw. sekundärseitiger Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters	R K B S	A-C		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Betrieblich zulässige DE-Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch der FD-Leitung zu berücksichtigen. Leckquerschnitt: 2F, bei Nachweis des Bruchausschlusses Leckquerschnitt 0,1F (Einzelheiten der Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A3). Zuordnung von Beanspruchungsstufen nach Anhang A2. <b>Hinweis:</b> Bei niedrigen Primärkreisdrücken möglicherweise verstärkte Problematik des "intelligenten Lecks" (kein Ansprechen von dp/dt und/oder Druckdifferenz)

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-06	E3-06	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem inklusive Dampferzeugerabschlammung innerhalb des Ringraums	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	SHB). <b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Betrieblich zulässige DE- Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch der FD-Leitung zu berücksichtigen. Leckquerschnitt: 2F, bei Nachweis des Bruchausschlusses Leckquerschnitt 0,1F (Einzelheiten der Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A3). Zuordnung von Beanspruchungsstufen nach Anhang A2. <b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Betrieblich zulässige DE- Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch der FD-Leitung zu berücksichtigen. Leckquerschnitt: 2F, bei Nachweis des Bruchausschlusses Leckquerschnitt 0,1F (Einzelheiten der Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A3). Zuordnung von Beanspruchungsstufen nach
	E3-07	E3-07	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem außerhalb Reaktorgebäude (nach 1. Absperrarmatur bzw. Festpunkt.)	R K B S	A-C		

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-08	E3-08	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem zwischen Ringraum und erster Absperrung	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	Anhang A2. <b>Hinweis:</b> Auslegungsrelevant für Rückwirkungen von Strahl- und Reaktionskräften auf den Sicherheitseinschluss.
	E3-09	E3-09	Frischdampfleitungsbruch nach erster Absperrung mit 2F-Folgebruch eines DE-Heizrohres	R K B S	A-B		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Leckquerschnitt: 2F, bei Nachweis des Bruchausschlusses Leckquerschnitt 0,1F (Einzelheiten der Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A3)
	E3-10	E3-10	Fehlöffnen eines FD-Sicherheitsventils mit 2F-Folgebruch eines DE-Heizrohres	R K B S	A-B		
	E3-11	E3-11	Bruch von Anschlussleitungen ( $\leq$ DN 150) in der FD-Armaturenkammer	R K B S	A-B		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Betrieblich zulässige DE-Heizrohrleckagen sind zu berücksichtigen.
			<b>Durchsatzänderung Primärkreis</b>				
	E2-13	E3-12	Bruch einer Hauptkühlmittelpumpenwelle	K B	A		
			<b>Zunahme Reaktorkühlmittelinventar</b>				

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-12	E3-13	Fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder von Sicherheitssystemen bei Unwirksamkeit vorgesehener Begrenzungsmaßnahmen <b>Abnahme Reaktorkühlmittelinventar</b>	K B	A-C		
	E3-13	E3-14	Fehlerhafter Füllstandabfall bei Mitte-Loop-Betrieb mit Folge des Ausfalls der Nachkühlumpen <b>Ausfall der Nachwärmeabfuhr</b>	R K B	C-D		<b>Hinweis:</b> Grundlegende Sicherheitsfunktion R betroffen wegen Reflux-Condenser-Mode in Phase C. Sicherheitsfunktion B ist relevant für Betriebsphase C (RKL geschlossen)
	E3-14	E3-15	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K B	C-E		<b>Hinweis:</b> <b>Im Gegensatz zum Ereignis E2-24 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlers</b> gemäß Modul 10
602 WS- Bandauf- nahme			Ich habe nochmal eine kleine Frage zum Einzelfehlerkonzept. Richtig ist ja, dass das im Modul 10 detailliert aufbereitet worden ist. Wenn man jetzt in Ihre Störfalllisten schaut, dann gibt es unter „zusätzliche Randbedingungen“ Hinweise, zwei Ereignisse, wo der Einzelfehler gemäß Modul 10 explizit angesprochen ist. Eine Verständnisfrage: Heißt denn das, dass der nur bei diesen Ereignissen anzusetzen ist und die anderen nicht? Oder wie muss man das sehen?  Dass heißt aber, zum Verständnis: Das ist dann der einzige Fall, wo in dieser Phase C			Das Ereignis gibt es unter der selben Bezeichnung auch in der Ebene 2. Zur Unterscheidung erfolgte hier der Hinweis, dass auf der Ebene 3 zusätzlich der EF zu berücksichtigen ist. => Es erfolgt eine eindeutigere Formulierung des Hinweises (siehe oben)	TÜV Süd Kohl



			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			bis E das Einzelfehlerkonzept anzusetzen ist.				
			<b>Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung</b>				
	E3-15	E3-16	Fehlerhaftes Ausfahren des wirksamsten Steuerelementes bzw. Steuerelementgruppe mit Ausfall der Begrenzungsmaßnahmen	R K	A	<del>Präzisierung der Nachweiskriterien:</del> <del>Begrenzung der maximalen</del> <del>Enthalpiefreisetzung im Brennstoff (radial</del> <del>über den Pelletquerschnitt gemittelt) auf</del> <del>Werte unterhalb einer werkstoffzustands-</del> <del>bzw. abbrandabhängigen Hüllrohr-Defekt-</del> <del>grenze.</del> <b>Entfällt, da jetzt unter Nachweiskriterien!</b>	
	E3-16	E3-17	Auswurf des wirksamsten Steuerelements	R K	A	<del>Präzisierung der Nachweiskriterien:</del> <del>Begrenzung der maximalen</del> <del>Enthalpiefreisetzung im Brennstoff (radial</del> <del>über den Pelletquerschnitt gemittelt) auf</del> <del>Werte unterhalb einer werkstoffzustands-</del> <del>bzw. abbrandabhängigen Hüllrohr-Defekt-</del> <del>grenze.</del> <b>Entfällt, da jetzt unter Nachweiskriterien!</b>	
608			E3-17 (S. 21) Auswurf des wirksamsten Steuerelements Bei schnellen Reaktivitätsstörfällen (RIA) wird Begrenzung der max. Enthalpie auf Werte unterhalb der Defektgrenze gefordert (p in Sicherheitsebene 3); in begrenztem Umfang müssen BE-Schäden zulässig sein.			Der Hinweis auf die Enthalpie-Defektgrenze entfällt, da nunmehr, auf Wunsch der RSK, für RIA gefordert wird, dass der Brennstoff im Brennstab verbleiben muss. Hierzu ist ein geeignetes vorgelagertes Nachweiskriterium aus Sicht des Teams die Integrität des Hüllrohres.	VGB PowerTech
	E3-17	E3-18	Ungünstigste Fehlbeladung der drei reaktivsten Brennelemente	R	E		<b>Hinweis:</b> Die sich ergebende Endkonfiguration ist: 4 reaktivste BE in ungünstigster Anordnung positioniert.

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
491			Das Ereignis (DWR E3-18) „Ungünstigste Fehlbeladung der 3 reaktivsten Brennelemente“ ist neu. Für ein solches Ereignis müsste vorsätzliches Fehlverhalten unterstellt werden. Solche Ereignisse werden nicht der Ebene 3 zugeordnet.			Als Ursache für ein mehrfaches Fehlbeladen von Brennelementen ist auch von einem systematischen Fehler auszugehen, wie dies bei den meisten diesbezüglich aufgetretenen Ereignissen der Fall war. Dem oftmals vorgetragenen Argument, dass auf Grund der in Deutschland praktizierten bzw. vorgeschriebenen Vorgehensweise bei der Kernbeladung seien systematische Fehler auszuschließen, kann das Team sich nicht anschließen (siehe hierzu auch die Meinungsbildung im RSK-Ausschuss REAKTORBETRIEB, der der Meinung ist, dass jedenfalls eine Fehlbeladung von mehr als einem Brennelement zu unterstellen ist). Diese Sichtweise ist insbesondere dadurch begründet, dass der „Ausschluss“ der mehrfachen Fehlbeladung sich im Wesentlichen auf administrative Vorkehrungen berufen muss und die damit erreichbaren Zuverlässigkeiten u. E. nicht ausreichend sind. Nach Auffassung des Teams ist hier eine Anzahl von drei fehlbeladenen Brennelementen eine sinnvolle Eingrenzung.	VGB PowerTech
608			Die Forderung, $k_{eff} < 0.95$ auch bei Fehlpositionierung der 3 reaktivsten Brennelemente (Modul 3 (E3-18)) zu gewährleisten, ist völlig überzogen, da Überlagerung von 3 unabhängigen Fehlern impliziert wird (nicht zu unterstellen). E3-18 (S. 21) Ungünstigste Fehlbeladung der 3 reaktivsten Brennelemente Hinweis: Die sich ergebende Endkonfiguration ist: 4 reaktivste BE in ungünstigster Anordnung positioniert.) 3 unabhängige Fehlhandlungen nicht zu			Als Ursache für ein mehrfaches Fehlbeladen von Brennelementen ist auch von einem systematischen Fehler auszugehen, wie dies bei den meisten diesbezüglich aufgetretenen Ereignissen der Fall war. Dem oftmals vorgetragenen Argument, dass auf Grund der in Deutschland praktizierten bzw. vorgeschriebenen Vorgehensweise bei der Kernbeladung seien systematische Fehler auszuschließen, kann das Team sich nicht	VGB PowerTech

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
532			unterstellen			anschießen (siehe hierzu auch die Meinungsbildung im RSK-Ausschuss REAKTORBETRIEB, der der Meinung ist, dass jedenfalls eine Fehlbeladung von mehr als einem Brennelement zu unterstellen ist). Diese Sichtweise ist insbesondere dadurch begründet, dass der „Ausschluss“ der mehrfachen Fehlbeladung sich im Wesentlichen auf administrative Vorkehrungen berufen muss und die damit erreichbaren Zuverlässigkeiten u. E. nicht ausreichend sind. Nach Auffassung des Teams ist hier eine Anzahl von drei fehlbeladenen Brennelementen eine sinnvolle Eingrenzung.	VGB Linnenfeller
			Das Ereignis (E3-18) „Ungünstigste Fehlbeladung der 3 reaktivsten Brennelemente“ ist neu. Für ein solches Ereignis müssten die 4 reaktivsten Brennelemente der 4 Quadranten nebeneinander in einem Quadranten angeordnet werden. Das Zusammenstellen einer solchen Konfiguration widerspricht dem Einzelfehlerkonzept. Es müsste zusätzliches Fehlverhalten unterstellt werden. Solche Ereignisse werden nicht der Ebene 3 zugeordnet.			Als Ursache für ein mehrfaches Fehlbeladen von Brennelementen ist auch von einem systematischen Fehler auszugehen, wie dies bei den meisten diesbezüglich aufgetretenen Ereignissen der Fall war. Dem oftmals vorgetragenen Argument, dass auf Grund der in Deutschland praktizierten bzw. vorgeschriebenen Vorgehensweise bei der Kernbeladung seien systematische Fehler auszuschließen, kann das Team sich nicht anschließen (siehe hierzu auch die Meinungsbildung im RSK-Ausschuss REAKTORBETRIEB, der der Meinung ist, dass jedenfalls eine Fehlbeladung von mehr als einem Brennelement zu unterstellen ist). Diese Sichtweise ist insbesondere dadurch begründet, dass der „Ausschluss“ der mehrfachen Fehlbeladung sich im Wesentlichen auf administrative Vorkehrungen berufen muss und die damit erreichbaren Zuverlässigkeiten u. E. nicht	

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
616			Die im Regelwerksentwurf angestrebte Änderung der Sicherheitsphilosophie zeichnet sich in den Modulen 2 und 11 auch in Abweichungen vom bisher gültigen Einzelfehlerkonzept ab. So werden beim Beladen des Kerns drei fehlerhaft an der ungünstigsten Stelle positionierte Brennelemente angenommen. Die Begründung, dass die Wahrscheinlichkeit für menschliche Fehlhandlungen sehr hoch ist, ist hier nicht stichhaltig, da es technische Möglichkeiten gibt, die auch in verschiedenen Anlagen realisiert sind, um menschliche Fehlhandlungen in diesen Bereichen zu minimieren.			ausreichend sind. Nach Auffassung des Teams ist hier eine Anzahl von drei fehlbeladenen Brennelementen eine sinnvolle Eingrenzung.	UM BW Wildermann
						Als Ursache für ein mehrfaches Fehlbeladen von Brennelementen ist auch von einem systematischen Fehler auszugehen, wie dies bei den meisten diesbezüglich aufgetretenen Ereignissen der Fall war. Dem oftmals vorgetragenen Argument, dass auf Grund der in Deutschland praktizierten bzw. vorgeschriebenen Vorgehensweise bei der Kernbeladung seien systematische Fehler auszuschließen, kann das Team sich nicht anschließen (siehe hierzu auch die Meinungsbildung im RSK-Ausschuss REAKTORBETRIEB, der der Meinung ist, dass jedenfalls eine Fehlbeladung von mehr als einem Brennelement zu unterstellen ist). Diese Sichtweise ist insbesondere dadurch begründet, dass der „Ausschluss“ der mehrfachen Fehlbeladung sich im Wesentlichen auf administrative Vorkehrungen berufen muss und die damit erreichbaren Zuverlässigkeiten u. E. nicht ausreichend sind. Nach Auffassung des Teams ist hier eine Anzahl von drei fehlbeladenen Brennelementen eine sinnvolle Eingrenzung.	
620			Kommentar zu Textmodul 3 (Rev. A) Tabelle 2.3 (Ereignisliste Sicherheitsebene 3):  Das postulierte Ereignis E3-18 "Ungünstigste Fehlbeladung der drei reaktivsten Brennelemente" widerspricht den			Als Ursache für ein mehrfaches Fehlbeladen von Brennelementen ist auch von einem systematischen Fehler auszugehen, wie dies bei den meisten diesbezüglich aufgetretenen Ereignissen der Fall war. Dem oftmals vorgetragenen Argument, dass auf Grund der	EnBW Kraftwerk AG Linnenfelder

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<p>anerkannten Grundprinzipien zur Vermeidung von Kritikalitätsstörfällen. Entsprechend dem Sicherheitsprinzip des Doppelfehlers (Double Contingency Principle) ist sicher zu stellen, dass mindestens zwei voneinander unabhängige, gleichzeitig wirkende, im bestimmungsgemäßen Betrieb nicht zu erwartende Ereignisabläufe eintreten müssen, bevor Kritikalität erreicht werden kann (siehe z.B. Stellungnahme der RSK zum Kritikalitätsunfall in Tokaimura, Kap. 3).</p> <p>Die Forderung E3-18 ist wegen der Größe der Brennelemente insbesondere für DWR relevant. Wie bereits mehrfach erläutert wurde, gibt es bei den DWR-Anlagen nach Siemens / KWU-Bauart keinen Grund, von mehr als einem Einzelfehler auszugehen. Anders als im bekannten Fall des Beladefehlers in Dampierre 4 mit zahlreichen nachfolgenden Fehlpositionierungen ist wegen der direkten Positionsvorgaben "von" und "nach" für jeden einzelnen Schritt kein Folgefehler zu unterstellen. Die anlässlich des Workshop zum neuen Regelwerk im BMU in Bonn am 31.01.2006 vorgetragene Argumentation, dass man hier abweichend von anerkannten Sicherheitsprinzipien "eine größere Margin" haben wolle, ist nicht akzeptierbar.</p> <p>Hinweis 1: Die Forderung <math>k_{\text{eff}} &lt; 0.95</math> bei voll beladenem Reaktor ohne Berücksichtigung der Steuerelemente wird durch die BE-Wechsel-Borkonzentration C-BW sichergestellt. Für</p>			<p>in Deutschland praktizierten bzw. vorgeschriebenen Vorgehensweise bei der Kernbeladung seien systematische Fehler auszuschließen, kann das Team sich nicht anschließen (siehe hierzu auch die Meinungsbildung im RSK-Ausschuss REAKTORBETRIEB, der der Meinung ist, dass jedenfalls eine Fehlbeladung von mehr als einem Brennelement zu unterstellen ist). Diese Sichtweise ist insbesondere dadurch begründet, dass der „Ausschluss“ der mehrfachen Fehlbeladung sich im Wesentlichen auf administrative Vorkehrungen berufen muss und die damit erreichbaren Zuverlässigkeiten u. E. nicht ausreichend sind. Nach Auffassung des Teams ist hier eine Anzahl von drei fehlbeladenen Brennelementen eine sinnvolle Eingrenzung.</p>	

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
602 WS- Bandau- nahme			<p>einen Reaktorkern, der diesen Wert anforderungsgemäß einhält, führt die ungünstigste Fehlpositionierung von 2 reaktivsten Brennelementen zu <math>k_{eff}</math>-Werten von <math>&gt; 0.99</math>, die ungünstigste Fehlpositionierung von 3 reaktivsten Brennelementen zu <math>k_{eff}</math>-Werten von <math>&gt; 1.00</math> (Annahme: 18x18-BE, 4.4 w/o U235). Wenn die Forderung E3-18 aufrecht erhalten würde, wäre auf Basis der heutigen betrieblichen Randbedingungen ein Beladen des Reaktors nach BE-Wechsel in vielen Anlagen nicht mehr möglich.</p> <p>Hinweis 2: Bei ungünstigster Fehlpositionierung der 3 reaktivsten Brennelemente ergibt sich eine Endkonfiguration, die in der Regel nicht, wie in Modul 3 (Hinweis zu E3-18) angenommen, zu 4 reaktivsten BE in ungünstigster Anordnung führt, sondern je nach Beladeplan zu 5 - 6 unbestrahlten BE in reaktivster Anordnung.</p> <p>Dann haben wir das Ereignis „Ungünstigste Fehlbeladung der drei reaktivsten Brennelemente“ gefunden. Das ist das Ereignis in der DWR-Liste 3.18. Um die drei reaktivsten Brennelemente an eine Stelle zu packen, sodass Sie direkt nebeneinander stehen ist aus unserer Sicht vorsätzliches Fehlverhalten. Müsste unterstellt werden. Das bedeutet nämlich, dass wir die reaktivsten Elemente, die sich in jedem Quadranten befinden, alle in einem Quadranten anordnen. Um so etwas zu</p>				E.ON KK Sommer
						Als Ursache für ein mehrfaches Fehlbeladen von Brennelementen ist auch von einem systematischen Fehler auszugehen, wie dies bei den meisten diesbezüglich aufgetretenen Ereignissen der Fall war. Dem oftmals vorgetragenen Argument, dass auf Grund der in Deutschland praktizierten bzw. vorgeschriebenen Vorgehensweise bei der Kernbeladung seien systematische Fehler auszuschließen, kann das Team sich nicht anschließen (siehe hierzu auch die Meinungsbildung im RSK-Ausschuss	

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			machen, müsste also wirklich Vorsatz unterstellt werden. Ein solches Ereignis wäre in der Sicherheitsebene 3 nicht anzuordnen.			REAKTORBETRIEB, der der Meinung ist, dass jedenfalls eine Fehlbeladung von mehr als einem Brennelement zu unterstellen ist). Diese Sichtweise ist insbesondere dadurch begründet, dass der „Ausschluss“ der mehrfachen Fehlbeladung sich im Wesentlichen auf administrative Vorkehrungen berufen muss und die damit erreichbaren Zuverlässigkeiten u. E. nicht ausreichend sind. Nach Auffassung des Teams ist hier eine Anzahl von drei fehlbeladenen Brennelementen eine sinnvolle Eingrenzung.	
	E3-18	E3-19	Absturz eines Brennelementes auf den Reaktorkern	R	E		<b>Hinweis:</b> Unterkritikalitätsnachweis bei auf dem Kern quer liegendem Brennelement. <b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Zu untersuchen sind mögliche Quellen des Eintrags und zu erwartende Mengen bis zur Erkennung. Dabei sind zu berücksichtigen: Fehlerhafte Befüllung von Behältern, Leckagen aus anschließenden Systemen über WT-Rohre, Dichtungen und/oder Armaturensitzleckagen, Fehleinspeisung in den RKL und Speisewassereintrag
	E3-19	E3-20	Fehlerhafte Einspeisung aus einem Deionat bzw. minderboriertem Kühlmittel führenden System mit Ausfall der Begrenzungen bzw. vorgelagerter Prozeduren (Externe Deborierung; homogen und heterogen)	R	A-E		

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-21	E3-21	Bildung unterborierter Bereiche im RKL (Interne Deborierung)	R	A-C		während des Abfahrens unter Notstrombedingungen nach DEHEIRO.  <b>Hinweis:</b> Zu untersuchen sind mögliche Quellen der Bildung von unterborierten Bereichen. Kann z. B. erfolgen durch: - Reflux-Condenser-Betrieb nach kleinem Leckstörfall sowie - Abfahren mit 3 Loops und sekundärseitig isoliertem DE sowie Einspeisung des nicht aufborierten Loops nach Wie- dereinsetzen des Naturumlaufes.
	E2-22	E3-22	Unterkühlungstransienten durch Frischdampf- /Speisewasserleck/-bruch	R	A	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> <del>Kurzzeitige Rekritikalität zulässig, sofern die Kriterien der Kühlung der Brennelemente eingehalten werden.</del> Wiederkritischwerden bei Lecks in der Frischdampfleitung $\geq 0,1$ F zulässig, sofern die Kriterien für die Kühlung der Brennelemente eingehalten werden.	
			<b>Kühlmittelverlustereignisse innerhalb des Sicherheitsbehälters</b>				
	E3-23	E3-23	Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters	R K B S	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Im Falle Deborierung nach Reflux-Condenser-Mode unter Berücksichtigung der



			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-24	E3-24	Mittleres Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt kleiner bzw. gleich 0,1F)	R K B S	A-B		eingefahrenen Steuerelemente (ohne das wirksamste Steuerelement) und der zeitabhängigen Xenonkonzentration. <b>Hinweis:</b> Charakteristisches Merkmal: Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung notwendig. Zuordnung von Beanspruchungsstufen nach Anhang A2. <b>Hinweis:</b> Charakteristisches Merkmal für das mittlere Leck: Wärmeabfuhr über Leck ausreichend => Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung nicht generell notwendig. Zuordnung von Beanspruchungsstufen nach Anhang A2. <b>Hinweis:</b> Leckquerschnitt: 2F, bei Nachweis des Bruchausschlusses Leckquerschnitt 0,1F (Einzelheiten der Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A3). Zuordnung von
	E3-25	E3-25	Großes Leck innerhalb SB (Leckquerschnitt größer 0,1F bzw. Fläche der größten Anschlussleitung)	K B S	A-B	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> Unterkritikalität auch kurzfristig ohne Kreditnahme von den Steuerelementen.	

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-26	E3-26	Leck der Hauptkühlmittelleitung am RDB- Anschluss	K VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	Beanspruchungsstufen nach Anhang A2. 2F-Bruch ist immer dimensionierungsbestimmend für Not- und Nachkühlsystem, Druckauslegung Sicherheitsbehälter, Auslegung Pumpenschwungrad gegen Überdrehzahl, Standfestigkeit Großkomponenten und Störfallfestigkeit aller Komponenten. <b>Hinweis:</b> VM nur hinsichtlich Begrenzung Druckaufbau innerhalb des biologischen Schildes und Kühlmittelbilanz im Sumpf.
	E3-27	E3-27	<del>RDB „20 cm<sup>2</sup>“-Leck am RDB-Boden unterhalb der Kernoberkante</del>	R K B S	A-B	<del><b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> Zulässiger Brennstabschadensumfang ≤10%</del>	<b>Hinweis:</b> <del>Maximal 20 cm<sup>2</sup> sind</del> auslegungsrelevant für die Abströmungsbedingungen am biologischen Schild
602 WS- Bandau- nahme			Ich bin auf dem Gebiet auch kein Fachmann, ich möchte dabei anregen an das Regelwerksteam in diese Diskussion die Materialprüfungsanstalt in Stuttgart einzubinden, weil die MPA ausgewiesene Fachkunde auf dem Gebiet der Rissinitiiierung, des Risswachstums hat und da mal zu eruieren, ob es nicht doch einen wissenschaftlich abgesicherten Diskussionsstand zu dieser Thematik gibt.			Das 20 cm <sup>2</sup> Leck am RDB-Boden wurde in allen Genehmigungsverfahren für deutsche DWR-Anlagen als Postulat berücksichtigt. Die Begründung für die Leckannahme und die Ableitung der Leckgröße ist für die GRS nicht mehr nachvollziehbar. Wenn in einem neuen Regelwerk dieses Postulat nicht mehr zur Anwendung kommen soll, bedarf es aus Sicht der GRS dafür aber einer gesicherten wissenschaftlich-technischen Begründung.	RWE Power Noack

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<p>...</p> <p>Die direkte Einbindung der MPA, jenseits der RSK, wäre sicher auch eine Möglichkeit. Das ist auch eine ausgewiesene wissenschaftliche Institutionen unabhängig von Personen, die in anderen Institutionen gleichzeitig tätig sind.</p>			<p>Diese liegt zur Zeit nicht vor.</p> <p>Die Fachkompetenz der MPA zu Fragen von Werkstoffen, Festigkeit oder Bruchmechanik wird allgemein anerkannt. Darüber hinaus geht es hier jedoch um die Fachkompetenz für das Sicherheitskonzept der Gesamtanlage. Im Interesse des Auftraggebers BMU wurde der Kreis der Beteiligten möglichst klein gehalten und daher die MPA nicht direkt beteiligt. Einer Beteiligung der MPA im weiteren Verfahren der Kommentierung und Beratung steht jedoch nichts im Wege.</p>	
602 WS- Bandau- aufnahme			<p>Gut, das kann ich bis zu einem gewissen Grade verstehen, dass man hier keinen Grund hat, das neu aufzunehmen.</p> <p>Auslegungsbestimmend für die abströmenden Bedingungen am biologischen Schild, da haben wir jetzt etwas Anderes gefunden. Dieses Leck in der Schweißnaht, das kann man genauso groß ansetzen und dann haben wir immer noch, dass was wir sonst auch als KMV einstellen. Für mich ist nicht ganz nachvollziehbar, einfach von der Philosophie, Herr Schulz, warum der dicke RDB Risse kriegen soll .... auch Lecks kleiner 20 cm² zu finden. Außerdem ist für nicht mich die Frage, warum es am RDB-Boden sein muss und nicht überall am RDB, wenn man diese Diskussion schon führt.</p> <p>Das Ganze ist für mich, es passt einfach nicht rein, es ist ein Postulat und hat irgendwo keine nachvollziehbare Begründung, warum man das ausgerechnet</p>			<p>Ereignis wird umbenannt in "Leck am RDB unterhalb der Kernoberkante" (siehe oben), um den Unterschied zum Ereignis E3-23 „kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters“ zu verdeutlichen.</p>	<p>EnBW KK Schwarz</p>

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			ansetzt und wir haben jetzt so viel von Forschung gehört, vielleicht ist es doch auch sinnvoll hier dieses RDB-Leck nochmal anzuschauen, wie gesagt, für den biologischen Schild. Da können wir andere Lecks ansetzen an Schweißnähten von Hauptkühlmittelleitungen, da setzen wir sonst auch alles an, das gibt eine logische Schlussfolgerung oder logische Zusammenhänge, für dieses Leck nicht. Danke.				
	E3-28	E3-28	Leck RDB-Deckelbereich ohne ausreichende Abflussmöglichkeit vom Flutraum zum SHB-Sumpf	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Die Leckgröße wird bestimmt durch den größten freien Querschnitt in den Systemanschlussleitungen an den RKL bzw. seiner Komponenten (z.B. Mannlöcher etc.). In der Analyse ist zu berücksichtigen, dass bei Eintritt des Störfalls ein BE in der ungünstigsten Position transportiert wird. Nachweiskriterium ist dabei die Integrität des Hüllrohres. <b>Hinweis:</b> Anforderung an die Notkühlwirksamkeit, eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen
	E3-29	E3-29	Leck durch Wartungs- oder Schaltungsfehler am RKL	K B S	C-E		

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-30	E3-30	Fehlöffnen und/oder Offenbleiben DH-Sicherheitsventil oder DH-Abblaseventil z.B. im Rahmen von Funktionsprüfungen	K B	B-C		(z.B. Reaktorschutz) ist zu berücksichtigen . <b>Hinweis:</b> Eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen (z.B. Reaktorschutz) ist zu berücksichtigen. <b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Mit und ohne Anregung FD-Aktivitätsgrenzwert im Reaktorschutz zu untersuchen. Letztere z.B. bei kleiner thermischer Leistung, Nulllast oder 3- bzw. 2-Loop-Betrieb.
	E3-31	E3-31	Versagen eines Dampferzeuger-Heizrohres (größer betrieblich zulässige Leckagen bis 2F)	K B S	A-B		
			<b>Kühlmittelverlustereignisse außerhalb des Sicherheitsbehälters</b>				
	E3-32	E3-32	Leck im Nachkühlsystem im Ringraum während des Nachwärmeabfuhrbetriebs	K B S	C-E		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Spiking-Effekt berücksichtigen.
	E3-33	E3-33	Interne Lecks in Primärkühlmittel führenden Wärmetauschern	K B S	A-E		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Leckgröße: bis 2F eines Wärmetauscher-Rohres.
	E3-35	E3-34	Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters bei Leck in der Sumpfansaugleitung bzw. bei demontierten Sumpfarmaturen	VM	B-E	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
			<b>Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen</b>				
	E3-36	E3-35	Leck im Volumenregelsystem außerhalb des	S	A-F		<b>Ergänzende</b>

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			SB				<b>Randbedingungen:</b> 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, sonst 1F (Einzelheiten der Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A3). Zuordnung von Beanspruchungsstufen nach Anhang A2. Spiking-Effekt berücksichtigen.
	E3-37	E3-36	Leck in einer Primärkühlmittel führenden Messleitung im Ringraum	S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Spiking-Effekt berücksichtigen.
	E3-38	E3-37	Leck / Bruch in einer Rohrleitung oder Bruch eines Filters des Abgas- bzw. Gasaufbereitungssystems	S	A-F		
	E3-34	E3-38	Kühlmittelverlust über angeschlossene ND- Systeme	B S	A-C		
	E3-39	E3-39	Leck eines Behälters mit aktivem Medium	S	A-F		<b>Hinweis:</b> Es ist der Behälter zu identifizieren, der das größte radiologische Gefährdungspotential darstellt.
			<b>Ausfall in der E-Versorgung</b>				
	E3-40	E3-40	Notstromfall länger als 2 Stunden	R K S	A-E		
			<b>Einwirkungen von innen</b>				
	E3-41	E3-41	Anlageninterne Brände und Explosionen mit	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b>	

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			redundanzübergreifenden Auswirkungen			Siehe Modul 10.	
	E3-42	E3-42	Anlageninterne Brände einschließlich Filterbrand sowie Explosionen	S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Es sind Brände an Komponenten bzw. in Systembereichen mit hohem Aktivitäts- Freisetzungspotential zu untersuchen.  <b>Hinweis:</b> Zu betrachten sind alle relevanten Freisetzungsmöglichkeiten von Wasser unter Berücksichtigung menschlicher Fehlhandlungen (insbesondere auch während Instandhaltungs- bzw. - setzungsarbeiten).  <b>Hinweis:</b> Größere, nicht beherrschbare Schäden müssen durch VM ausgeschlossen werden.
	--	E3-43	Beschädigung mehrerer Messleitungen mit redundanzübergreifendem Ausfall der Messung	VM	A-D	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
	E3-43	E3-44	Überflutung innerhalb von sicherheitstech- nisch relevanten Gebäuden mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
	E3-44	E3-45	Überflutung innerhalb des Ringraums oder von sonstigen sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden	---	A-F	<b>Präzisierung des Nachweiszieles:</b> Nachweisziel ist die Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen	
	E3-45	E3-46	Leck am Flutraum/Absetzbecken durch Lastabsturz (inklusive BE-Absturz)	K  B	D-E		

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-46	E3-47	Absturz schwerer Lasten	S		Vorsorgemaßnahme:  <b>Siehe Modul 10</b>	
	E3-47	E3-48	Hochenergetische Bruchstücke infolge Komponentenversagen inkl. Versagen des HKMP-Schwungrades durch Überdrehzahl bei KMV.	VM	A-E	Vorsorgemaßnahme:  <b>Siehe Modul 10</b>	
			<b>Einwirkungen von außen</b>				
	E3-50	E3-49	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	VM S	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Hinsichtlich S: Es ist das Versagen des Behälters zu unterstellen, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert.
	E3-51	E3-50	Extreme naturbedingte Einwirkungen (wie Extremtemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und ggf. andere standortabhängig zu unterstellende Einwirkungen (bspw. Bergschäden, Boden-	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	



			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
602 WS- Bandau- aufnahme			setzungen, Schlammlawinen, Erdbeben, bio- logische Organismen (bspw. Vogelschwärme, Muschelbewuchs, Quallen, Laub in Kühlwassereinläufen bzw. -leitungen)				
			<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</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</p>	RSK Sailer

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<p>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 Hochwässer 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,</p>			<p>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>	

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<p>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. (...) 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</p>				

			Ereignisse DWR SE 3	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			Sicherheitsebene das gehört, das ist an ganz vielen 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.				
	E3-52	E3-51	Einwirkungen von Kollisionen von Fahrzeugen auf dem Anlagengelände mit sicherheitsrelevanten Systemen, Strukturen oder Komponenten	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
	E3-53	E3-52	Einwirkungen von Kollisionen von Schiffen oder schwimmenden Gegenständen mit sicherheitsrelevanten Strukturen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	

Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb DWR der Sicherheitsebene 4 (SE 4) **(Rev. A)**: Kommentare, Antworten des Teams 3 und **daraus resultierende Änderungen**

			Ereignisse DWR SE 4a	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<b>Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)</b>				
	E4a-01	E4a-01	Ausfall der Hauptwärmesenke, z.B. infolge Verlustes des Kondensatorvakuum bzw. Schließen der Frischdampfschieber, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung.	R K B	A		
	E4a-02	E4a-02	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R K B	A		
	E4a-03	E4a-03	Maximaler Anstieg der Dampfentnahme, z.B. infolge Öffnens der Umleitstation oder der Frischdampfsicherheitsventile	R K B	A		
	E4a-04	E4a-04	Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	R K B	A		
	E4a-05	E4a-05	Maximale Reduzierung des Kühlmitteldurchsatzes	R K B	A		
	E4a-06	E4a-06	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Vollast und „heiß unterkritisch“	R K B	A		
	E4a-07	E4a-07	Druckentlastung durch unbeabsichtigtes Öffnen eines Druckhaltersicherheitsventils	R K B	A		
	E4a-08	E4a-08	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der	R K B	A		

			Ereignisse DWR SE 4a	gSifu Schutz ziele	BP	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichti- gende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego- rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			Speisewasserversorgung.				
			<b>Einwirkungen von außen</b>				
	E4a-09	E4a-09	Funktionsuntüchtigkeit der Warte	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	Siehe Modul 10
	E4a-10	E4a-10	Einwirkungen von Mehrblockanlagen bzw. benachbarten Anlagen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	Siehe Modul 10
	E4a-11	E4a-11	Flugzeugabsturz	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	
	E4a-12	E4a-12	Explosionsdruckwelle	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	Siehe Modul 10
	E4a-13	E4a-13	Gefährliche Stoffe	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	Siehe Modul 10

Auf Grund der Tabellenstruktur des Moduls 3 wurden die Kommentare im Vergleich zu den anderen Modulen unterschiedlich deutlich gemacht. Das aktuelle Modul (Rev. B) wurde in acht Teile aufgeteilt: den Textteil, die Nachweiskriterien, den Tabellen mit Ereignissen für DWR, SWR und BE-Lagerbecken, den Betriebsphasendefinitionen sowie den Anhängen 1 (Zuordnung Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen) und 2 (Leckannahmen und Brüche) (Bitte beachten: Kommentierter Anhang A2 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A1 in der Revision B. Kommentierter Anhang A3 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A2 der Revision B. Weiterhin wurde Anhang A1 aus Revision in den Textteil von Revision B verlagert.). Im Textteil sowie zum Anhang A2 (Rev. B) sind die Kommentare und die Begründungen des Teams in der bekannten tabellenartigen Form gegenüber gestellt. Bei den Ereignislisten, den Nachweiskriterien, den Betriebsphasendefinitionen sowie dem Anhang A1 (Rev. B), die selbst als Tabellen vorliegen, wurden für Erstere die Kommentare dem jeweiligen Ereignis nachgestellt bzw. für die anderen hinter den jeweiligen Tabellen in Tabellenform aufgelistet. Änderungen sind stellenweise im ursprünglichen Text kenntlich gemacht. Zur Verdeutlichung, ob Änderungen durchgeführt wurden, kam das folgende Farbschema zur Anwendung.

	=	Der Kommentarinhalt wurde im Modul teilweise bzw. vollständig berücksichtigt und hatte Änderungen zur Folge. <b>Änderungen sind in blauer Schrift eingetragen</b>
	=	Der Kommentarinhalt wurde bearbeitet und beantwortet. Er hatte <b>keine</b> Änderung zur Folge.

Nachfolgend sind die Kommentare und eventuelle Änderungen zur SWR-Ereignisliste des Moduls aufgeführt.

## SWR-Ereignisliste, Allgemeine Kommentare zur Sicherheitsebene 2 und Antworten des Teams 3

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Randbedingungen und Anmerkungen
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	Kommentar		Kategorie	Begründung Team 3	Kommentator
532			<p>Zur Tabelle 2.3 „Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb SWR“</p> <p>Die nicht eindeutige und unübersichtliche Klassifizierung der Ereignisse, wie sie oben im Abschnitt 2) kritisiert wurde, muss auch in dieser Tabelle verbessert werden, z.B. in Form der vorgeschlagenen Gliederung.</p> <p>Die in der Ereignistabelle vorhandene Spalte „betroffene grundlegende Sicherheitsfunktionen“ ist nicht in allen Fällen eindeutig ausgefüllt und lässt Raum für Diskussionen.</p> <p>❖ Siehe bei den einzelnen Ereignissen! (Anmerkung Team 3)</p> <p>Wenn sich die Nennung der betroffenen Sicherheitsfunktionen in Einzelfällen als nicht eindeutig herausstellt, dann sollte diese Spalte in der Tabelle 2.3 heißen: „Primär betroffene Sicherheitsfunktion“</p>			<p>Die vorgeschlagene neue Gliederung unterscheidet sich im Wesentlichen nur im Punkt 1 von der bisherigen Kategorisierung. Allerdings werden bei diesem Vorschlag Ereignisse unterschiedlicher physikalischer Veränderungen ergebnisorientiert zusammengefasst. Im Rahmen der Team-Arbeiten wurden dagegen die Ereignisse grundsätzlich ereignisorientiert eingeordnet. Aus diesem Grund soll aus Sicht des Teams diese ursprüngliche Einteilung beibehalten werden.</p> <p>Die grundlegenden Sicherheitsfunktionen werden nun wieder „Schutzziele“ genannt. Des Weiteren wird für das Schutzziel „Erhalt der Barrierenintegrität“ nun auch wieder der Begriff „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ verwendet.</p> <p>Die bei den Ereignissen angegebenen und bei den Analysen zu berücksichtigenden Schutzziele wurden nochmals für jedes Ereignis auf ihre Relevanz hin überprüft. Die Auswahl der Schutzziele sollte damit für jedes Ereignis eindeutig sein und damit sind die Ereignisse hinsichtlich dieser angegebenen Schutzziele zu analysieren. Dabei ist die Einhaltung der den Schutzzielen zugeordneten Nachweiskriterien gefordert.</p>	VGB Linnenfelder



Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb SWR der Sicherheitsebene 2 (SE 2) **(Rev A)**: Kommentare, Antworten des Teams 3 und **daraus resultierenden Änderungen**

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kate gorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<b>Frischdampf- oder speisewasserseitiger Einfluss auf die Wärmeabfuhr</b>				
	E2-01	E2-01	Fehlfunktionen im FD-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur bzw. Druckabsenkung im RKL führen.	K	A-B		<b>Hinweis:</b> Z.B. Reglerstörungen, Ausfall HD-Vorwärmer, Fehlanregung einer FDU, Fehlöffnen Stützbedampfung.
	E2-02	E2-02	Fehlfunktionen im FD-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckerhöhung im RKL führen.	R K	A-B		<b>Hinweis:</b> Z.B. Störungen an der Turbinenregelung, fehlerhaftes Schließen einzelner Armaturen. Anforderung an die Druckregelung, speziell der FDU.
	E2-03	E2-03	Turbinenschnellschluss mit Öffnen der Umleitstation	K	A		
	E2-04	E2-04	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation bzw. mit verzögertem Ausfall der Umleitstation	R K B	A		
	E2-05	E2-05	Ausfall Hauptwärmesenke	R K B	A-B		

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kate gorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E2-06	E2-06	Lastabwurf auf Eigenbedarf	R B	A		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Mit und ohne Umschaltung auf Fremdnetzversorgung.
	E2-07	E2-07	Ausfall einer Hauptspeisewasserpumpe	K	A-B		
	E2-08	E2-08	Ausfall aller Hauptspeisewasserpumpen	R-K	A-B		
			<b>Durchsatzänderung im Reaktorkühlsystem</b>				
	E2-09	E2-09	Ausfall einzelner / mehrerer / aller Zwangsumwälzpumpen	R K	A-B		<b>Hinweis:</b> Auswirkungen auf Stabilität des Kerns berücksichtigen.
	E2-10	E2-10	Fehlerhaftes Hochlaufen der Zwangsumwälzpumpen	R K	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Anstieg der Drehzahl der Pumpen von min mit maximalem Drehzahlgradienten.
532			Der Ausfall von Zwangsumwälzpumpen (E2-09) und das fehlerhafte Hochlaufen der ZUP (E2-10) betrifft auf der SE 2 neben der Sicherheitsfunktion K auch die Sicherheitsfunktion R.			Das Schutzziel R wurde in beiden Fällen hinzugefügt!	VGB Linnenfelser
			<b>Zunahme Reaktorkühlmittelinventar</b>				

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kate gorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E2-11	E2-11	Fehler in der Füllstandhaltung oder bei der Abfuhr von Überschusswasser oder fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder Sicherheitssysteme	R	A-C		<b>Hinweis:</b> Anforderungen an die Füllstandsbegrenzung. Vermeidung eines Wassereintrags in die FD-Leitung.
	E2-12	E2-12	Fehlerhaftes Einspeisen mit einem Strang der Flutsysteme	- - -	D	<b>Präzisierung des Nachweiszieles:</b> <u>Vermeidung von Kühlmittelverlust.</u> <u>Langfristige Sicherstellung des</u> <u>Kühlmittelinventars</u>	<b>Hinweis:</b> Anforderungen an Prozeduren. Relevant nur in BP-D wegen Überspeisung des RDB bei nicht gesetztem Flutkompensator.
532			Das fehlerhafte Einspeisen mit einem Strang der Flutsysteme (E2-12) betrifft auf der SE 2 neben der Sicherheitsfunktion K auch die Sicherheitsfunktion R.			Das Ereignis ist nur für die Betriebsphase D zu analysieren (RDB offen), unter der Voraussetzung, dass der Flutkompensator nicht gesetzt ist, wobei es zu einem Kühlmittelverlust in dem unteren Teil des Sicherheitsbehälters kommen kann. Während Betriebsphase D ist in der Regel dort die Materialschleuse geöffnet, so dass es zu einem Kühlwasseraustritt in das Reaktorgebäude kommen kann.  Nachzuweisen ist, welche Prozeduren verwendet werden, um das Ereignis zu verhindern bzw. welche Maßnahmen ergriffen werden können, um langfristig das Kühlmittelinventar im Reaktorkreislauf zu sichern.  Dieses betrifft zwar auch indirekt das Schutzziel K, welches aber hier in diesem	VGB Linnenfelder

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kate gorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
						Sonderfall (nicht gesetztem Flutkompensator) nicht direkt anwendbar ist.  Das Schutzziel R spielt hier keine Rolle. In Betriebsphase D sind bereits alle Steuerstäbe in den Reaktorkern eingefahren. Der Flutraum und das Absetzbecken werden in dieser Betriebsphase für den BE-Wechsel geflutet, so dass eine fehlerhafte zusätzliche Einspeisung hinsichtlich einer Reaktivitätszunahme keinen Einfluss hat.	
			<b>Abnahme Reaktorkühlmittelinventar</b>				
	E2-13	E2-13	Leckagen im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb Sicherheitsbehälter	S	A-B		
	E2-14	E2-14	Leckagen im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb Reaktorgebäude	S	A-B		
	E2-15	E2-15	Leckagen im Frischdampf- oder Speisewassersystem im Maschinenhaus	S	A-B		
	E2-16	E2-16	Leckagen in mit Reaktorkühlmittel beaufschlagten Kühlern	S	A-E		<b>Hinweis:</b> Anforderungen an die Überwachung.
	E2-17	E2-17	Leckagen an Anschlussleitungen des RKL innerhalb des Sicherheitsbehälters	- - -	A-C	<b>Präzisierung des Nachweiszieles:</b> Leckageerkennung	<b>Hinweis:</b> Anforderungen an die Überwachung.

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kate gorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E2-18	E2-18	Leckage durch Wartungsarbeiten am RDB-Boden	K	E		<b>Hinweis:</b> Anforderung an Prozeduren. Grenze: Leckage ist betrieblich überspeisbar.
			<b>Ausfall der Nachwärmeabfuhr</b>				
	E2-19	E2-19	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K B	C-E		
	E2-20	E2-20	Abschaltung aller Nachkühlstränge durch Druckanstieg oder Füllstandabfall	K B	B-E		
			<b>Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung</b>				
	E2-21	E2-21	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerstäben oder Steuerstabgruppen	R K	A		
	E2-22	E2-22	Fehleinschießen bzw. Fehleinfahren eines Steuerstabs	K	A		
532			Die maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerstäben (E2-21) und das Fehleinschießen/ einfahren eines Steuerstabs (E2- 22) betrifft auf der SE 2 auch die Sicherheitsfunktion R.			Für E2-21 in Ordnung Nicht bei E2-22, da nur Auswirkung auf Kühlung (Verteilung lokale Leistungsdichte).	VGB Linnenfeller

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kate gorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E2-23	E2-23	Fehlerhaftes Sammeleinfahren bei hoher Leistung	R B	A		
	E2-24	E2-24	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung (Unterkühlungstransiente).	R K	A		<b>Hinweis:</b> Auswirkungen auf Stabilität des Kerns beachten.
	E2-25	E2-25	Störungen in der Reaktorleistungsregelung	R K	A		
532			Störungen in der Reaktorleistungsregelung (E2-25) betreffen auf der SE 2 neben der Sicherheitsfunktion K auch die Sicherheitsfunktion R.			Kommentarinhalt wurde übernommen!	VGB Linnenfelder
	E2-26	E2-26	Einsetzen und Inbetriebnahme eines Brennelementes in einer falschen Position	R K	E, A	Schutzziel R (Unterkritikalität) in Betriebsphase E Schutzziel K in Betriebsphase A	
608			E2-26 (S. 31) Einsetzen und Inbetriebnahme eines Brennelementes in einer falschen Position Inbetriebnahme ist in Sicherheitsebene 2 zu streichen, da 2 unabhängige Fehlhandlungen erforderlich			Dieses Ereignis betrifft sowohl die Betriebsphase E als auch A. Das Einsetzen des BE verfolgt in BP E. Die Inbetriebnahme ist BP A zugeordnet. Damit werden Analysen einer fehlerhaften Kernkonfiguration für zwei unterschiedliche Betriebsphasen notwendig. Ereignis entstammt aus BMI-	VGB PowerTech

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kate gorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
						Merkpostenliste (siehe auch KTA- Statusbericht)	
			<b>Störungen, Leckagen in nuklearen Hilfssystemen</b>				
	E2-27	E2-27	Störungen, Leckagen im Abgas- und Abwasseraufbereitungssystem und sonstigen nuklearen Hilfssystemen mit Freisetzung in die Anlage	S	A-F		
	-	<del>E2-28</del>	<del>Ungeplante Ableitung innerhalb zulässiger Genehmigungswerte</del>	<del>S</del>	<del>A-F</del>		
	E2-28	E2-29	Fehlerhafter Spül- bzw. Evakuierungsbetrieb	S	C		
			<b>Ausfall in der E-Versorgung</b>				
	E2-29	E2-30	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	K B S	A-E		
			<b>Einwirkung von innen</b>				
	E2-30	E2-31	Lastabsturz	K B	A-E		

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kate gorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E2-31	E2-32	Lüftungs- / Kühlungsausfall	---	A-E	<b>Präzisierung der Nachweisziele:</b> Sicherer Einschluss von Aktivitäten im Kontrollbereich (Unterdruckhaltung). Einhaltung spezifizierter Umgebungsbedingungen von E- und Leittechnik-Komponenten.	<b>Hinweis:</b> Für Lüftungs-/Kühlungseinrichtungen ist die Einhaltung der spezifizierten Umgebungsbedingungen für E- und Leittechnik sowie deren Funktionsfähigkeit nachzuweisen. Im Kontrollbereich zusätzlich die Einhaltung der Bedingungen für die Systemfunktionen (Temperatur max/min) und die radiologischen Überwachungsfunktionen z.B. (Druckstaffelung etc.).



## SWR-Ereignisliste, Allgemeine Kommentare zur Sicherheitsebene 3 und Antworten des Teams 3

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Randbedingungen und Anmerkungen
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
532			<p>Zur Tabelle 2.3 „Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb SWR“</p> <p>Die nicht eindeutige und unübersichtliche Klassifizierung der Ereignisse, wie sie oben im Abschnitt 2) kritisiert wurde, muss auch in dieser Tabelle verbessert werden, z.B. in Form der vorgeschlagenen Gliederung.</p> <p>Die in der Ereignistabelle vorhandene Spalte „betroffene grundlegende Sicherheitsfunktionen“ ist nicht in allen Fällen eindeutig ausgefüllt und lässt Raum für Diskussionen.</p> <p>- Siehe bei den einzelnen Ereignissen! (Anmerkung Team 3)</p> <p>Wenn sich die Nennung der betroffenen Sicherheitsfunktionen in Einzelfällen als nicht eindeutig herausstellt, dann sollte diese Spalte in der Tabelle 2.3 heißen: „Primär betroffene Sicherheitsfunktion“</p>			<p>Die vorgeschlagene neue Gliederung unterscheidet sich im Wesentlichen nur im Punkt 1 von der bisherigen Kategorisierung. Allerdings werden bei diesem Vorschlag Ereignisse unterschiedlicher physikalischer Veränderungen ergebnisorientiert zusammengefasst. Im Rahmen der Team-Arbeiten wurden dagegen die Ereignisse grundsätzlich ereignisorientiert eingeordnet. Aus diesem Grund soll aus Sicht des Teams diese ursprüngliche Einteilung beibehalten werden.</p> <p>Die grundlegenden Sicherheitsfunktionen werden nun wieder „Schutzziele“ genannt. Des Weiteren wird für das Schutzziel „Erhalt der Barrierenintegrität“ nun auch wieder der Begriff „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ verwendet.</p> <p>Die bei den Ereignissen angegebenen und bei den Analysen zu berücksichtigenden Schutzziele wurden nochmals für jedes Ereignis auf ihre Relevanz hin überprüft. Die Auswahl der Schutzziele sollte damit für jedes Ereignis eindeutig sein und somit sind die Ereignisse hinsichtlich dieser angegebenen Schutzziele zu analysieren. Dabei ist die Einhaltung der den Schutzzielen zugeordneten Nachweiskriterien gefordert.</p>	VGB Linnenfelser
602			Wenn man sich das aber mal ansieht und einen Blick drauf wirft, verwundert es doch,			Das Ereignis „Ungeplante Ableitung innerhalb zulässiger Genehmigungswerte“ ist	TÜV ET BW

			Ereignisse SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Randbedingungen und Anmerkungen
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
WS- Bandau fnahme			dass man da Fälle findet, wie zum Beispiel die ungeplante Ableitung innerhalb zulässiger Genehmigungswerte, das ist ja nun ein Ereignis, was ja auch für den Nichtleistungsbetrieb völlig irrelevant ist, also in sicherheitstechnischer Hinsicht. Oder Störungen im Abgassystem oder auch der Fall E2.37 Lüftungs- und Kühlungsausfall. Da haben Sie nicht einmal eine betroffene Sicherheitsfunktion zugeordnet, obwohl dies ja gerade ein Fall ist, der jedem einleuchtet, dass da eine sicherheitstechnische Bedeutung dahinter steckt. Also, wie haben Sie diese Fälle ausgewählt? Und nach welchen Kriterien haben Sie diese sortiert? Also, wir würden dann auch gerne als Vd TÜV zu der Liste Nicht-Leistungsbetrieb doch noch einen Kommentar später abgeben wollen. Dankeschön.			entfallen! Die Anforderungen hinsichtlich dieses Falles sind in Modul 9 formuliert. „Lüftungs- und Kühlungsausfall“ ist ein Sonderfall, da die Schutzziele K,B und S nicht anwendbar sind. Daher sind für den Lüftungs- und Kühlungsausfall detaillierte Angaben zu den Nachweiszielen unter „Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien“ und „Hinweis“ vorhanden! Die Auswahl derartiger Ereignisse erfolgte aufgrund der Berücksichtigung der bisherigen Betriebserfahrung.	Andrzejczak

Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb SWR der Sicherheitsebene 3 (SE 3) **(Rev. A):** Kommentare, Antworten des Teams 3 und **Änderungen**

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<b>Frischdampf- oder speisewasserseitiger Einfluss auf die Wärmeabfuhr</b>				
	E3-01	E3-01	Größere Fehlfunktionen im FD-System oder in der Speiswasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckabsenkung im RKL führen. Anmerkung: z.B. vollständiges Fehlöffnen FDU, Fehlöffnen von S+E-Ventilen."	R K	A-B		<b>Hinweis:</b> Z.B. vollständiges Fehlöffnen FDU, Fehlöffnen von S+E-Ventilen.
	E3-02	E3-02	Größere Fehlfunktionen im FD-System oder in der Speiswasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckerhöhung im RKL führen.	R K B	A-B		<b>Hinweis:</b> Z.B. fehlerhaftes Schließen aller FD - Absperrarmaturen.
	E3-03	E3-03	Ausfall eines HD-Einspeisestranges nach Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen	K	A		
			<b>Zunahme Reaktorkühlmittelinventar</b>				
	E3-04	E3-04	Fehlfunktionen mit RDB-Füllstandanstieg oder fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche	R B	A-C		

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			Systeme oder von Sicherheitssystemen und Unverfügbarkeit der Begrenzungsmaßnahme				
			<b>Abnahme Reaktorkühlmittelinventar</b>				
	E3-05	E3-05	Fehlerhafter Füllstandabfall mit Folge des Abschaltens der Nachkühlpumpen	K	C-D		
			<b>Ausfall der Nachwärmeabfuhr</b>				
	E3-06	E3-06	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K B	C-E		<b>Hinweis:</b> <b>Im Gegensatz zum Ereignis E2-19 hier mit Berücksichtigung des</b> Einzelfehlers gemäß Modul 10
602 WS- Band aufn ahm e			Ich habe nochmal eine kleine Frage zum Einzelfehlerkonzept. Richtig ist ja, dass das im Modul 10 detailliert aufbereitet worden ist. Wenn man jetzt in Ihre Störfalllisten schaut, dann gibt es unter „zusätzliche Randbedingungen“ Hinweise, zwei Ereignisse, wo der Einzelfehler gemäß Modul 10 explizit angesprochen ist. Eine Verständnisfrage: Heißt denn das,			Das Ereignis gibt es unter der selben Bezeichnung auch in der Ebene 2. Zur Unterscheidung erfolgte hier der Hinweis, dass auf der Ebene 3 zusätzlich der EF zu berücksichtigen ist. => Es erfolgt eine eindeutigere Formulierung des Hinweises (siehe oben)	TÜV Süd Kohl

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			dass der nur bei diesen Ereignissen anzusetzen ist und die anderen nicht? Oder wie muss man das sehen?  Dass heißt aber, zum Verständnis: Das ist dann der einzige Fall, wo in dieser Phase C bis E das Einzelfehlerkonzept anzusetzen ist.				
			<b>Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung</b>				
	E3-07	E3-07	Unbeabsichtigte Reaktivitätszufuhr durch Ausfall der HD-Vorwärmer und Nichtverfügbarkeit von Begrenzungen	R K	A		
532			Beim Ausfall von HD-Vorwärmern (E3-07) auf der SE 3 ist die Sicherheitsfunktion K unwesentlich			Im Hinblick auf Instabilitäten des Kernverhaltens sieht Team 3 auch die Relevanz für K.	VGB Linnenfelser
	E3-08	E3-08	Ausfahren des wirksamsten Steuerstabs bzw. der wirksamsten Steuerstabgruppe mit Ausfall der Begrenzungen	R K	A	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> Begrenzung der maximalen Enthalpiefreisetzung im Brennstoff (radial über den Pelletquerschnitt gemittelt) auf Werte unterhalb einer werkstoffzustands- bzw. abbrandabhängigen Hüllrohr-Defekt- grenze.	

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-09	E3-09	Auswurf des wirksamsten Steuerstabs bis zum Eingreifen einer konstruktiven Auswurfbegrenzung	R	A	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> Begrenzung der maximalen Enthalpiefreisetzung im Brennstoff (radial über den Pelletquerschnitt gemittelt) auf Werte unterhalb einer werkstoffzustands- bzw. abbrandabhängigen Hüllrohr-Defektgrenze.	
	E3-10	E3-10	Herausfallen des wirksamsten Steuerstabs	R K	A	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> Begrenzung der maximalen Enthalpiefreisetzung im Brennstoff (radial über den Pelletquerschnitt gemittelt) auf Werte unterhalb einer werkstoffzustands- bzw. abbrandabhängigen Hüllrohr-Defektgrenze.	<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Herausfallen über die Länge eines Klinkenabstands.
	E3-11	E3-11	Absturz eines Brennelementes in den gerade noch nicht kritischen Reaktorkern	VM	E	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	<b>Hinweis:</b> Anforderung an die Beladeverriegelungen zur Vermeidung kritischer Zustände.
	E3-12	E3-12	Absturz eines Brennelementes auf den Reaktorkern	R	E		<b>Hinweis:</b> Unterkritikalitätsnachweis bei auf dem Kern quer liegendem Brennelement.
	E3-13	E3-13	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens	R	E	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
	E3-14	E3-14	Fehlerhaftes Ausfahren eines Steuerstabes beim Abschaltsicherheitstest	R	E	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> Begrenzung der maximalen Enthalpiefreisetzung im Brennstoff (radial über den Pelletquerschnitt gemittelt) auf	

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
						Werte unterhalb einer werkstoffzustands- bzw. abbrandabhängigen Hüllrohr-Defekt- grenze.	
608			E3-14 (S. 34) Fehlerhaftes Ausfahren eines Steuerstabes beim Abschaltsicherheitstest; Kein Nachweis notwendig, da alle Steuerstäbe unscharf, außer die zu fahrenden Diagonalstäbe			Das fehlerhafte Ausfahren bezieht sich auf den zu fahrenden Diagonalstab.	VGB PowerTech
	E3-15	E3-15	Fehlbeladung einer Viererzelle und nachfolgender Funktions- und Unterkritikalitätsprüfung	R	E	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> Begrenzung der maximalen Enthalpiefreisetzung im Brennstoff (radial über den Pelletquerschnitt gemittelt) auf Werte unterhalb einer werkstoffzustands- bzw. abbrandabhängigen Hüllrohr-Defekt- grenze.	
	E3-16	E3-16	Nuklear-thermohydraulische Instabilität	R K	A		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Gleich- und gegenphasige Schwingungen sind zu analysieren.
	E3-17	E3-17	Fehlerhaftes Hochlaufen der Zwangsumwälzpumpen	R K	A		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Anstieg der Drehzahl der Pumpen von min mit maximalem Drehzahlgradienten ohne Berücksichtigung von Begrenzungen.
			<b>Kühlmittelverlustereignisse innerhalb SHB, nicht absperbar</b>				

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-19	E3-18	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt kleiner bzw. gleich 0,1F der FD-Leitung)	R K B S	A-B		<b>Hinweis:</b> Zuordnung von Beanspruchungsstufen nach Anhang A2. Einzelheiten der Annahmen für die Leckquerschnitte und Brüche sowie der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A3.
	E3-20	E3-19	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt größer 0,1 F der FD-Leitung bzw. Fläche der größten Anschlussleitung)	R K B S	A-B		<b>Hinweis:</b> Leckquerschnitt: 2F, bei Nachweis des Bruchausschlusses Leckquerschnitt 0,1F (Einzelheiten der Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A3). Zuordnung von Beanspruchungsstufen nach Anhang A2. 2F-Bruch ist immer dimensionierungsbestim mend für: Druckabbausystem, Kerneinbauten, Not- und Nachkühlsystem, Druckauslegung des Sicherheitsbehälters, Standfestigkeit der Großkomponenten und Störfallfestigkeit von Komponenten.
	E3-21	E3-20	„80 cm <sup>2</sup> “-Leck am RDB-Boden	R K B S	A-B	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> Zulässiger Brennstabschadensumfang ≤ 10%	



			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
532			Für ein Leck im RDB-Boden ist ein abdeckendes Szenarium ausreichend. Das ist z. B. das 80 cm <sup>2</sup> – Leck (E3-20). Dann muss ein Bodenleck infolge fehlerhaften Ziehens einer Pumpenwelle (E3-23) nicht separat betrachtet werden. Warum sind bei diesem Szenarium dann nicht die Sicherheitsfunktionen B und R betroffen wie im Falle des 80 cm <sup>2</sup> – Lecks?			Das Ereignis E3-20 bezieht sich auf die Betriebsphasen A-B. Das Ereignis E3-23 auf die Betriebsphase E. Die Randbedingungen (z.B. Druck und Temperatur des Kühlmittels, Systemverfügbarkeiten) sowie die Zielsetzung der Nachweisführung sind völlig unterschiedlich.	VGB Linnenfelser
602 WS- Band aufn ahm e			(...) Bei den SWR-Ereignissen, und zwar, bei den Leckstörfällen für die SWR-Ereignisse, dort ist einmal das RDB-Bodenleck mit einer Größe von 80 cm <sup>2</sup> zu unterstellen. Eine besondere Begründung wird nicht angegeben, weshalb dieses Leck ausgewählt wird. Das technisch Begründbare „Riss am RDB-Boden“ wäre ein 44-cm <sup>2</sup> -Leck. Dieses wird jedoch erst im nachfolgenden Abschnitt aufgeführt. An dieser Stelle stellt sich für uns die Frage: Welchen Sinn hat dann die Anforderung des			Es ist richtig, dass die freie Querschnittsfläche der Stutzen, für die ein Abriss postuliert wird (Kerninstrumentierungs- und Steuerstabstutzen; der Pumpenstutzen soll hier nicht mitbetrachtet werden, siehe Antwort auf Kommentar Nr. 545/34.), durch die Annahme eines 44 cm <sup>2</sup> Querschnitts abgedeckt wird. Diese technisch begründbaren Leckpostulate sind auch im Hinblick auf die Rückwirkung auf die RDB-Einbauten zu betrachten, für die die Lecklage eine Rolle spielt. Darüber hinaus wurde im Zusammenhang mit seinerzeit nicht prüfbaren Bereichen im RDB-Boden für alle deutschen SWR	E.ON KK Sommer

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			Nachweises der Größe eines 80- cm <sup>2</sup> -Bodenlecks? (...)			nachgewiesen, dass die Kernnotkühlung auch ein 80 cm <sup>2</sup> Bodenleck beherrscht, wie dies auch in dem Entwurf für die RSK- Leitlinie für SWR gefordert worden war. Diese Einschränkung der Prüfbarkeit ist jedoch prinzipiell heute nicht mehr gegeben. Wenn ein neues Regelwerk hinter dieser Forderung zurückzubleiben soll, so kann dies aus unserer Sicht nicht ohne ausführliche wissenschaftlich- technische Begründung geschehen. Diese liegt zur Zeit nicht vor..	
602 WS- Band aufn ahme			Mir ist eigentlich momentan die genaue Literaturstelle bekannt dazu, aber es ist bei uns seit Jahren gängig, von allen 44 cm <sup>2</sup> - Bodenleck zu reden, weil das technisch begründbar ist, bezüglich aller Stutzen, die da unten am RDB existieren. Das ist auch im Einvernehmen mit dem TÜV Nord. Das 80 cm <sup>2</sup> -Leck, das ist dann immer so nach dem Motto, na gut, das wird gefordert, das müssen wir dann auch halt nachweisen, dann können wir ja aber diese Forderung weglassen in Ihrem Anhang. Da steht dann also: „Weiter ist der plötzliche Bruch eines			siehe vorangehenden Kommentar	VE NE Gall

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			Kerninstrumentierungsstutzens, eines Pumpensstutzens und eines Absorberstutzens usw. sind zu berücksichtigen.“ Das hätte ja dann keinen Sinn mehr. Wenn ich das 80er nachweise, das hat ja Herr Sommer heute früh gesagt, dann brauche ich diese anderen nicht mehr nachzuweisen, weil die sind ja eh kleiner, das sind eben die 44er maximal. Das widerspricht sich also dann ein bisschen.				
	3-22	E3-21	Leck durch Wartungs- oder Schaltungsfehler am RKL	K	C-E		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Es wird ein maximales Leck infolge von Wartungs- / Schaltungsarbeiten postuliert. Die Leckgröße wird bestimmt durch den größten freien Querschnitt in den System-Anschlussleitungen an den RKL. In der Analyse ist zu berücksichtigen, dass bei Eintritt des Störfalls ein BE in der ungünstigsten Position transportiert wird. Nachweiskriterium ist dabei die Integrität des Hüllrohres. <b>Hinweis:</b> Hieraus können sich ggf. Anforderungen an die Sumpffunktion des SHB ergeben (Schleusen geschlossen)

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-23	E3-22	Leck am Flutkompensator	K S	D-E		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Der konstruktiv freilegbare Leckquerschnitt ist bei Dichtungsversagen zu unterstellen. <b>Hinweis:</b> Anforderung an die Herstellung der Sumpffunktion und Prozeduren.
	E3-24	E3-23	RDB-Bodenleck - infolge fehlerhaften Ziehens einer Pumpenwelle - bei Arbeiten an Steuerstabantrieben oder Messlanzen	K S	E		<b>Hinweis:</b> Ggf. temporäre Anforderung an die Sumpffunktion des Sicherheitsbehälters bis die zuverlässige Funktion der Absperreinrichtung festgestellt ist (Schleusen geschlossen).
			<b>Kühlmittelverlustereignisse außerhalb des SHB</b>				
	E3-25	E3-24	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb des Reaktorgebäudes	K B S	A-B		<b>Hinweis:</b> Leckquerschnitt: 2F, bei Nachweis des Bruchausschlusses Leckquerschnitt 0,1F (Einzelheiten der Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A3). Zuordnung von Beanspruchungsstufen nach Anhang A2.
	E3-26	E3-25	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb des Maschinenhauses	K B S	A-B		<b>Hinweis:</b> Leckquerschnitt: 2F, bei Nachweis des Bruchausschlusses Leckquerschnitt 0,1F (Einzelheiten der Annahmen und der

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
							erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A3). Zuordnung von Beanspruchungsstufen nach Anhang A2.
	E3-27	E3-26	FD-Leitungsbruch zwischen der Erst- und Zweitabspernung	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
	E3-28	E3-27	Leck/Bruch an einer Primärkühlmittel führenden Messleitung im Reaktorgebäude	S	A-C		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> 2F-Bruch einer 30 min lang nicht absperbaren Messleitung im RGB. Die ungünstigste Betriebsphase ist hinsichtlich der Radiologie zu untersuchen (Spiking-Effekt).
	E3-29	E3-28	Leck / Bruch im Reaktorwasserreinigungssystem im Reaktorgebäude	S	A-E		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Spiking-Effekt ist zu berücksichtigen.
	E3-30	E3-29	Leck / Bruch in mit Reaktorkühlmittel beaufschlagten Kühlern bei Anforderung	B S	A-E		
	E3-31	E3-30	Leck aus der Kondensationskammer	K B	A-B		<b>Hinweis:</b> Ereignis relevant für den Übergang auf geschlossenes Nachkühlen sowie Überflutung des Reaktorgebäudes.
	<b>E3-32</b>		<b>Leck im Druckentlastungsrohr der Kondensationskammer</b>	<b>VM</b>	<b>A-B</b>	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> <b>Siehe Modul 10</b>	<b>Neues Ereignis aufgrund des Kommentars 527.</b> <b>Siehe auch Kommentarbearbeitung Anhang A3</b>

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-33	E3-31	Leck / Bruch im Schnellabschaltsystem im Reaktorgebäude	R B	A		<b>Hinweis:</b> Anforderung an die Auslegung des Schnellabschaltsystems.
	E3-34	E3-32	Leck im Nachkühlsystem im Reaktorgebäude während des Nachwärmeabfuhrbetriebs	K B S	C-E		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Spiking-Effekt berücksichtigen.
	E3-36	E3-33	Kühlmittelverlust ins Reaktorgebäude nach KMV innerhalb des Sicherheitsbehälters bei demontierten Sumpf- bzw. Kondensationskammerarmaturen	VM	C-E	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
			<b>Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen</b>				
	E3-37	E3-34	Leck/Bruch in einer Rohrleitung oder Bruch eines Filters des Abgas- bzw. Gasaufbereitungssystems	S	A-F		
	E3-38	E3-35	Leck eines Behälters mit aktivem Medium	S	A-F		<b>Hinweis:</b> Es ist der Behälter zu identifizieren, der das größte radiologische Gefährdungspotential darstellt.
	E3-35	E3-36	Kühlmittelverlust über angeschlossene ND-Systeme	B S	A-C		
			<b>Ausfall in der E-Versorgung</b>				

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-39	E3-37	Notstromfall länger als 2 Stunden	R K S	A-E		
			<b>Einwirkungen von innen</b>				
	E3-40	E3-38	Anlageninterne Brände und Explosionen mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
	E3-41	E3-39	Anlageninterne Brände einschließlich Filterbrand sowie Explosionen	S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Es sind Brände an Komponenten bzw. in Systembereichen mit hohem Aktivitäts-Frei- setzungspotential zu untersuchen.
	--	E3-40	Beschädigung mehrerer Messleitungen mit redundanzübergreifendem Ausfall der Messung	VM	A-D	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
	E3-42	E3-41	Überflutung innerhalb von sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
	E3-42	E3-42	Überflutung innerhalb von sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden	- - -	A-F	<b>Präzisierung des Nachweiszieles:</b> Nachweisziel ist die Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen.	<b>Hinweis:</b> Zu betrachten sind alle relevanten Freisetzungsmöglichkeiten von Wasser unter Berücksichtigung menschlicher Fehlhandlungen (insbesondere auch

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
							während Instandhaltungs- bzw. - setzungsarbeiten).
532			Ein Ereignis, dass auf der SE3 gar keine grundlegende Sicherheitsfunktion betrifft, hat eigentlich keinen Sinn. So hat die Überflutung innerhalb von sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden (E3-42) letztlich auch Auswirkungen auf die Sicherheitsfunktionen K und B.			Dieses Ereignis ist ein Sonderfall, da die Schutzziele K,B und S nicht direkt anwendbar sind. Daher detaillierte Angaben zu den Nachweiszielen unter „Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien“ und „Hinweis“ vorhanden!	VGB Linnenfelser
	E3-44	E3-43	Leck am Flutraum/Absetzbecken durch Lastabsturz (inklusive BE- Absturz)	K B S	D-E		<b>Hinweis:</b> Größere, nicht beherrschbare Schäden müssen durch Vorsorgemaßnahmen (VM) ausgeschlossen werden.
	E3-45	E3-44	Absturz schwerer Lasten	VM	A-E	Vorsorgemaßnahme: <b>Siehe Modul 10</b>	
	E3-46	E3-45	Hochenergetische Bruchstücke infolge Komponentenversagen	VM	A-B	Vorsorgemaßnahme: <b>Siehe Modul 10</b>	
			<b>Einwirkungen von außen</b>				
	E3-49	E3-46	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	VM S	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Hinsichtlich S: Es ist das Versagen des Behälters zu unterstellen, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert.



			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-50	E3-47	Extreme standortabhängige Einwirkungen (wie <del>Extrem</del> Umgebungs-temperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und ggf. andere standortabhängig zu unterstellende Einwirkungen (bspw. Bergschäden, Bodensetzungen, Schlammlawinen, Erdbeben, biologische Organismen (bspw. Vogelschwärme, Muschelbewuchs, Quallen, Laub in Kühlwassereinläufen bzw. - leitungen)	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
602 WS- Band aufn ahme			(...) 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.  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	602 WS- Band aufna hme			(...) 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.  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,

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<p>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 irgendwas im Kühlwasserfluss und oder an zwei, drei anderen Stellen, wo die auch noch angreifen können, die Systeme außer Kraft setzt. Also,</p>				<p>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 irgendwas 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</p>

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<p>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</p>				<p>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</p>

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<p>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</p>				<p>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 Stellen noch nicht einmal ansatzweise da. (...)</p> <p>(...) Voraussetzung wäre eigentlich an der Stelle, dass man in die EVAs noch einmal</p>

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<p>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</p>				<p>durchsortiert nach: Sicherheitsebene 1 muss man nicht erwähnen an der Stelle. Sicherheitsebene 2? Dann bitte dorthin. Und Sicherheitsebene 3 an der Stelle belassen.</p>

			Ereignisse SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			Sicherheitsebene das gehört, das ist an ganz vielen 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.				
	E3-51	E3-48	Einwirkungen von Kollisionen von Fahrzeugen auf dem Anlagengelände mit sicherheitsrelevanten Systemen, Strukturen oder Komponenten	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
	E3-52	E3-49	Einwirkungen von Kollisionen von Schiffen oder schwimmenden Gegenständen mit sicherheitsrelevanten Strukturen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	

Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb SWR der Sicherheitsebene 4 (SE 4) **(Rev A)**: Kommentare, Antworten des Teams 3 und **Änderungen**

			Ereignisse SWR SE 4a	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<b>Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltssystems (ATWS)</b>				
	E4a- 01	E4a- 01	Ausfall der Hauptwärmesenke, z.B. infolge Verlustes des Kondensatorvakuumms bzw. Schließen der FDU, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung.	R K B	A		<b>Anmerkungen:</b> Alle ATWS-Fälle werden unter Annahme der Wirksamkeit des Mutternachlaufes für die Steuerstäbe analysiert.
	E4a- 02	E4a- 02	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R K B	A		<b>Anmerkungen:</b> Alle ATWS-Fälle werden unter Annahme der Wirksamkeit des Mutternachlaufes für die Steuerstäbe analysiert.
	E4a- 03	E4a- 03	Maximaler Anstieg der Dampfentnahme, z.B. infolge Öffnens der Umleitstation oder der Sicherheits- und Entlastungsventile	R K B	A		<b>Anmerkungen:</b> Alle ATWS-Fälle werden unter Annahme der Wirksamkeit des Mutternachlaufes für die Steuerstäbe analysiert.
	E4a- 04	E4a- 04	Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	R K B	A		<b>Anmerkungen:</b> Alle ATWS-Fälle werden unter Annahme der Wirksamkeit des Mutternachlaufes für die Steuerstäbe analysiert.
	E4a-	E4a-	Maximale Reaktivitätszufuhr durch	R	A		<b>Anmerkungen:</b>

			Ereignisse SWR SE 4a	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	05	05	Ausfahren von Steuerstäben oder Steuerstabgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Vollast und heißer Bereitschaftszustand	K B			Alle ATWS-Fälle werden unter Annahme der Wirksamkeit des Mutternachlaufes für die Steuerstäbe analysiert.
	E4a- 06	E4a- 06	Maximaler Abfall der Speisewassertemperatur.	R K B	A		<b>Anmerkungen:</b> Alle ATWS-Fälle werden unter Annahme der Wirksamkeit des Mutternachlaufes für die Steuerstäbe analysiert.
	E4a- 07	E4a- 07	Durchdringungsabschluss bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung	R K B	A		<b>Anmerkungen:</b> Alle ATWS-Fälle werden unter Annahme der Wirksamkeit des Mutternachlaufes für die Steuerstäbe analysiert.
	E4a- 08	E4a- 08	Durchdringungsabschluss bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R K B	A		<b>Anmerkungen:</b> Alle ATWS-Fälle werden unter Annahme der Wirksamkeit des Mutternachlaufes für die Steuerstäbe analysiert.
	E4a- 09	E4a- 09	Maximaler Anstieg des Speisewasserdurchsatzes	R K B	A		<b>Anmerkungen:</b> Alle ATWS-Fälle werden unter Annahme der Wirksamkeit des Mutternachlaufes für die Steuerstäbe analysiert.
	E4a- 10	E4a- 10	Hochfahren der Umwälzpumpen mit maximaler Stellgeschwindigkeit, <del>ausgehend</del> <del>vom ungünstigsten</del> <del>Betriebszustand</del>	R K B	A		<b>Anmerkungen:</b> Alle ATWS-Fälle werden unter Annahme der Wirksamkeit des Mutternachlaufes für die Steuerstäbe analysiert.
			<b>Einwirkungen von außen</b>				



			Ereignisse SWR SE 4a	gSifu betroffene Schutzziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kategorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E4a-11	E4a-11	Funktionsuntüchtigkeit der Warte	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	Siehe Modul 10
	E4a-12	E4a-12	Einwirkungen von Mehrblockanlagen bzw. benachbarten Anlagen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	Siehe Modul 10
	E4a-13	E4a-13	Flugzeugabsturz	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	
	E4a-14	E4a-14	Explosionsdruckwelle	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	Siehe Modul 10
	E4a-15	E4a-15	Gefährliche Stoffe	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	Siehe Modul 10

## Lesehinweis

Auf Grund der Tabellenstruktur des Moduls 3 wurden die Kommentare im Vergleich zu den anderen Modulen unterschiedlich deutlich gemacht. Das aktuelle Modul (Rev. B) wurde in acht Teile aufgeteilt: den Textteil, die Nachweiskriterien, den Tabellen mit Ereignissen für DWR, SWR und BE-Lagerbecken, den Betriebsphasendefinitionen sowie den Anhängen 1 (Zuordnung Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen) und 2 (Leckannahmen und Brüche) (Bitte beachten: Kommentierter Anhang A2 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A1 in der Revision B. Kommentierter Anhang A3 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A2 der Revision B. Weiterhin wurde Anhang A1 aus Revision in den Textteil von Revision B verlagert.). Im Textteil sowie zum Anhang A2 (Rev. B) sind die Kommentare und die Begründungen des Teams in der bekannten tabellenartigen Form gegenüber gestellt. Bei den Ereignislisten, den Nachweiskriterien, den Betriebsphasendefinitionen sowie dem Anhang A1 (Rev. B), die selbst als Tabellen vorliegen, wurden für Erstere die Kommentare dem jeweiligen Ereignis nachgestellt bzw. für die anderen hinter den jeweiligen Tabellen in Tabellenform aufgelistet. Änderungen sind stellenweise im ursprünglichen Text kenntlich gemacht. Zur Verdeutlichung, ob Änderungen durchgeführt wurden, kam das folgende Farbschema zur Anwendung.

		Der Kommentarinhalt wurde im Modul teilweise
=		bzw. vollständig berücksichtigt und hatte
		Änderungen zur Folge.
		Änderungen sind in blauer Schrift eingetragen
		Der Kommentarinhalt wurde bearbeitet und
=		beantwortet. Er hatte <b>keine</b> Änderung zur Folge.

Nachfolgend sind die Kommentare und eventuelle Änderungen zur BE-Beckenliste des Moduls aufgeführt.

Ereignisliste BE-Becken DWR und SWR der Sicherheitsebene 2 (SE 2) (**Rev. A**): Kommentare, Antworten und **daraus resultierenden Änderungen**

			Ereignisse BE-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kate gorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<b>Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement- Lagerbecken</b>				
	E2-01	E2-01	Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges bzw. ungeplante kurzzeitige (max. 30 min) Unterbrechung der gesamten Wärmeabfuhr	K	A-F		
			<b>Zunahme des Kühlmittelinventars</b>				
	E2-02	E2-02	Überspeisung des BE- Lagerbeckens	B	A-F		
			<b>Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken</b>				
	E2-03	E2-03	Leckage aus dem Brennelement- Lagerbecken oder an dessen angeschlossenen Kühl- und Reinigungssystemen	K	A-F		
			<b>Ausfall in der E-Versorgung</b>				
	E2-04	E2-04	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	K	A-F		
			<b>Reaktivitätsereignisse im BE- Becken</b>				

			Ereignisse BE-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR SE 2	gSifu betroff ene Schutz ziele	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Kate gorie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E2-05	E2-05	Störungen in der Borkkonzentration (nur DWR)	R	A-F		<b>Hinweis:</b> Nur relevant bei Borkredit in der Lagerauslegung.
	E2-06	E2-06	Einsetzen eines Brennelementes in eine falsche Position	R	A-F		<b>Hinweis:</b> Relevant für Mehrzonenlager.

## Ereignisliste BE-Becken DWR und SWR der Sicherheitsebene 3 (SE 3) (Rev. A): Kommentare, Antworten und daraus resultierenden Änderungen

			Ereignisse BE-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement- Lagerbecken				
	E3-01	E3-01	Längerfristiger Ausfall zweier Stränge der Brennelement- Lagerbeckenkühlung	K	A-F		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> > 30 min. Bei der Nachweisführung kann von Karenzzeiten und Instandsetzungsmöglichkeiten Kredit genommen werden.
			Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken				
	E3-02	E3-02	Leck am Brennelement- Lagerbecken oder an einer Anschlussleitung (Leckquerschnitt ≤ DN 50)	K B	A-F		
	E3-03	E3-03	Leck am Reaktorbecken bei geöffnetem Beckenschütz	K B	E		
	E3-04	E3-04	Leck am BE-Becken durch Lastabsturz (inklusive BE-Absturz)	K B S	A-F		<b>Hinweis:</b> Folgewirkungen eines Absturzes dürfen höchstens zu einem beherrschbaren Ereignis der Sicherheitsebene 3 führen. Größere, nicht beherrschbare Schäden müssen durch VM ausgeschlossen werden.

			Ereignisse BE-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-05	E3-05	Leck im Beckenkühlsystem im Ringraum während des Beckenkühlbetriebs	K B S	A-F		<b>Hinweis:</b> Ringraumüberflutung ist zu betrachten.
	E3-06	E3-06	Interne Lecks in Kühlmittel führenden BE-Becken- Wärmetauschern	K B S	A-F		
			Ausfall in der E-Versorgung				
	E3-07	E3-07	Notstromfall länger als 2 Stunden	K S	A-F		
			Reaktivitätsereignisse im BE- Becken				
	E3-08	E3-08	Wasser-/Dampfeinbruch im BE- Trockenlager	R B	A-F	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> $k_{\text{eff}} < 0,98$	<b>Hinweis:</b> Kritikalität ist durch Auslegung auszuschließen, einschließlich die Verwendung wasserstoffhaltiger Löschmittel bei Brand.
	E3-09	E3-09	Geometrieänderungen durch Erdbeben (BE-Lagerbecken, BE- Trockenlager)	R K B	A-F		<b>Hinweis:</b> Kritikalitätsrelevante Ereignisse sind durch die Auslegung der Gestelle auszuschließen.
	E3-10	E3-10	Absturz eines Brennelements in das BE-Lagerbecken	R	A-F		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Ein abgestürztes Brennelement liegt auf den Lagerstellen bzw. steht direkt neben einem Lagergestell.

			Ereignisse BE-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-11	E3-11	Fehlbelegung des BE- Lagerbeckens <u>einschließlich einer Fehlbeladung des Transport- und Lagerbehälters</u>	R	A-F	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> $k_{\text{eff}} < 0,98$	<b>Hinweis:</b> Relevant bei Mehrzonen-Lagerung. Fehlbeladung der drei reaktivsten Brennelemente in der ungünstigsten Anordnung.
608			Für spezifizierte Ereignisse wird Neutronen-Multiplikationsfaktor $k_{\text{eff}} < 0,98$ gefordert (S 12, a); Ereignis E3-11 (S 44) entsprechen KTA 3602 zu präzisieren. Siehe auch Kommentare Nachweiskriterien  E3-11 (S. 44) Fehlbelegung des BE-Lagerbeckens; Präzisierung der Nachweiskriterien: $k_{\text{eff}} < 0,98$ (Hinweis: Relevant bei Mehrzonen-Lagerung. <u>Fehlbeladung der 3 reaktivsten Brennelemente in der ungünstigsten Anordnung.</u> ) 3 unabhängige Fehlhandlungen nicht zu unterstellen			Für das Ereignis E3-11 (BE Becken) ist $< 0,98$ bereits angegeben. Insofern ist der Kommentar nicht verständlich.	VGB PowerTech
620			Tabelle 2.4 Ereignisse BE- Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR (Ereignisliste Sicherheitsebene 2):  Die Forderung E3-11 "Fehlbelegung des BE-			Als Ursache für ein mehrfaches Fehlbeladen von Brennelementen ist auch von einem systematischen Fehler auszugehen, wie dies bei den meisten diesbezüglich aufgetretenen Ereignissen der Fall war. Insofern ist hier der Verweis auf das Doppelstörfallprinzip nicht	EnBW Kraftwerke AG Linnenfeller

			Ereignisse BE-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<p>Lagerbeckens" (Fehlbeladung der drei reaktivsten Brennelemente) in der ungünstigsten Anordnung (nur bei Mehrzonenlager) widerspricht dem gültigen Regelwerk (z.B. KTA 3602 11/2003, 4.4.1 (9)) und den allgemein akzeptierten Sicherheitsprinzipien (Double Contingency Principle). Die Forderung kann nicht akzeptiert werden.</p> <p>Diese Forderung würde im Ergebnis die Auslegung von BE-Lagergestellen, die einen hohen Mindestabbrand fordern, praktisch ausschließen.</p>			<p>zutreffend. Dem oftmals vorgetragenen Argument, dass auf Grund der in Deutschland praktizierten bzw. vorgeschriebenen Vorgehensweise bei der Kernbeladung systematische Fehler auszuschließen seien, kann das Team sich nicht anschließen (siehe hierzu auch die Meinungsbildung im RSK-Ausschuss REAKTORBETRIEB, der der Meinung ist, dass jedenfalls eine Fehlbeladung von mehr als einem Brennelement zu unterstellen ist). Dies betrifft zwar den Brennelementwechsel, gilt jedoch auch für das Lagerbecken, denn diese Sichtweise ist insbesondere dadurch begründet, dass der „Ausschluss“ der mehrfachen Fehlbeladung sich im Wesentlichen auf administrative Vorkehrungen berufen muss und die damit erreichbaren Zuverlässigkeiten u. E. nicht ausreichend sind. Nach Ansicht des Teams ist hier eine Anzahl von drei fehlbeladenen Brennelementen eine sinnvolle Eingrenzung.</p>	
440			<p>Im Gegensatz zum Entwurf des Modul 3 ist nur die Fehlpositionierung eines einzelnen Brennelementes zu unterstellen (Einzelfehlerkriterium)</p>			<p>Siehe obige Antwort auf Kommentar Nr. 620 hierzu.</p>	Vattenfall Europe



			Ereignisse BE-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-12	E3-12	Borverdünnung im BE- Lagerbecken (nur DWR)	R	A-F		<b>Hinweis:</b> Nur relevant bei Inanspruchnahme des Borkredits in der Beckenauslegung.
			<b>Ereignisse bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen und schweren Lasten</b>				
	E3-13	E3-13	Brennelementbeschädigung bei der Handhabung	R S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes. <b>Hinweis:</b> Die Analyse dient dem Nachweis, dass bei Freisetzung von Radioaktivität im SHB ohne KMV die resultierende Freisetzung in die Umgebung hinreichend begrenzt wird.
	E3-14	E3-14	Absturz des BE- Transportbehälters	VM	A-F		
	E3-15	E3-15	Absturz schwerer Lasten einschließlich BE- Transportbehälter auf das BE- Lagerbecken	VM	A-F		
			<b>Einwirkungen von innen</b>				
	E3-16	E3-16	Anlageninterne Brände und Explosionen mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	

			Ereignisse BE-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-17	E3-17	Anlageninterne Brände einschließlich Filterbrand sowie Explosionen	S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Es sind Brände an Komponenten bzw. in Systembereichen mit hohem Aktivitäts-Frei- setzungspotential zu untersuchen.
	--	E3-18	Beschädigung mehrerer Messleitungen mit redundanzübergreifendem Ausfall der Messung	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> <a href="#">Siehe Modul 10</a>	
	E3-18	E3-19	Überflutung innerhalb von sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe Modul 10	
	E3-19	E3-20	Überflutung innerhalb von sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden	---	A-F	<b>Präzisierung des Nachweiszieles:</b> Nachweisziel ist die Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen.	<b>Anmerkungen:</b> Zu betrachten sind alle relevanten Freisetzungsmöglichkeiten von Wasser unter Berücksichtigung menschlicher Fehlhandlungen (insbesondere auch während Instandhaltungs- bzw. - setzungsarbeiten).
	E3-20	E3-21	Hochenergetische Bruchstücke infolge Komponentenversagen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> <b>Siehe Modul 10</b>	
			<b>Einwirkungen von außen</b>				
	E3-23	E3-22	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	VM S	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	



			Ereignisse BE-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR SE 3	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
	E3-24	E3-23	Extreme standortabhängige Einwirkungen (wie Extremtemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und ggf. andere standortabhängig zu unterstellende Einwirkungen (bspw. Bergschäden, Boden- setzungen, Schlammlawinen, Erdrutsch, biologische Organismen (bspw. Vogelschwärme, Muschelbewuchs, Quallen, Laub in Kühlwassereinläufen bzw. - leitungen)	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	
	E3-25	E3-24	Einwirkungen von Kollisionen von Fahrzeugen auf dem Anlagengelände mit sicherheitsrelevanten Systemen, Strukturen oder Komponenten	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	
	E3-26	E3-25	Einwirkungen von Kollisionen von Schiffen oder schwimmenden Gegenständen mit sicherheitsrelevanten Strukturen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	

Ereignisliste BE-Becken DWR und SWR der Sicherheitsebene 4 (SE 4) **(Rev. A):** Kommentare, Antworten und **daraus resultierenden Änderungen**

			Ereignisse BE-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR SE 4a	gSifu betro ffene Schu tzziel e	BP	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich zu berücksichtigende Randbedingungen und Hinweise
K-Nr.	E-Nr. neu	E-Nr. kom.	bzw. Kommentar		Katego rie	bzw. Begründung Team 3	bzw. Kommentator
			<b>Einwirkungen von außen</b>				
	E4a-01	E4a-01	Einwirkungen von Mehrblockanlagen bzw. benachbarten Anlagen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	
	E4a-02	E4a-02	Flugzeugabsturz	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	
	E4a-03	E4a-03	Explosionsdruckwelle	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	
	E4a-04	E4a-04	Gefährliche Stoffe	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahmen:</b> Siehe Modul 10	

## Lesehinweis

Auf Grund der Tabellenstruktur des Moduls 3 wurden die Kommentare im Vergleich zu den anderen Modulen unterschiedlich deutlich gemacht. Das aktuelle Modul (Rev. B) wurde in acht Teile aufgeteilt: den Textteil, die Nachweiskriterien, den Tabellen mit Ereignissen für DWR, SWR und BE-Lagerbecken, den Betriebsphasendefinitionen sowie den Anhängen 1 (Zuordnung Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen) und 2 (Leckannahmen und Brüche) (Bitte beachten: Kommentierter Anhang A2 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A1 in der Revision B. Kommentierter Anhang A3 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A2 der Revision B. Weiterhin wurde Anhang A1 aus Revision in den Textteil von Revision B verlagert.). Im Textteil sowie zum Anhang A2 (Rev. B) sind die Kommentare und die Begründungen des Teams in der bekannten tabellenartigen Form gegenüber gestellt. Bei den Ereignislisten, den Nachweiskriterien, den Betriebsphasendefinitionen sowie dem Anhang A1 (Rev. B), die selbst als Tabellen vorliegen, wurden für Erstere die Kommentare dem jeweiligen Ereignis nachgestellt bzw. für die anderen hinter den jeweiligen Tabellen in Tabellenform aufgelistet. Änderungen sind stellenweise im ursprünglichen Text kenntlich gemacht. Zur Verdeutlichung, ob Änderungen durchgeführt wurden, kam das folgende Farbschema zur Anwendung.

-  = Der Kommentarinhalt wurde im Modul teilweise bzw. vollständig berücksichtigt und hatte Änderungen zur Folge.
-  = Der Kommentarinhalt wurde bearbeitet und beantwortet. Er hatte **keine** Änderung zur Folge.

Nachfolgend sind die Kommentare und eventuellen Änderungen zum Anhang A2 der Revision A (jetzt Anhang A1 der Revision B) aufgeführt. Da sich auf Grund der nachfolgend dargestellten Kommentare der Inhalt – insbesondere der der Fußnoten - doch in einem größeren Umfang geändert hat, ist die neue Matrix zwecks Verdeutlichung der durchgeführten Änderungen im Anschluss an die Darstellung der Kommentarbeantwortung angehängt. Da die Matrix im Rahmen der Arbeiten zum Modul 4 entstanden ist, erfolgte die Beantwortung der nachfolgend dargestellten Kommentare auch durch Team 4. Einige der hier genannten Kommentare sind teilweise auf der Workshop-Veranstaltung zum Modul 4 eingebracht worden.

## Anhang A2 **(Rev. A)**: Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Ereignissen der verschiedenen Sicherheitsebenen

		Beanspruchungsstufen		
		DfU <sup>1)</sup>	Äußere Systeme <sup>2)</sup>	Sicherheitsbehälter <sup>3)</sup>
Auslegungsstufe Sicherheits- ebene		0	0	0
	1	A, P	A, P	1, 2
	2	B	B <sup>10)</sup>	-
	3 <sup>13)</sup>	C <sup>4)</sup> / D <sup>5)</sup>	C <sup>11)</sup> / B <sup>12)</sup> / D <sup>5)</sup>	1 / 2 / 3
	4	a C <sup>6)</sup> / D <sup>7)</sup>		3
		b <sup>8)</sup>	<sup>8)</sup>	3
		c		<sup>9)</sup>

<sup>1)</sup> Anforderungen Modul 4, Abschnitt 2 sind zu erfüllen; die Beanspruchungsstufen sind in KTA 3201.2 erläutert

<sup>2)</sup> Anforderungen Modul 4, Abschnitt 3 sind zu erfüllen; die Beanspruchungsstufen sind in KTA 3211.2 erläutert

<sup>3)</sup> Anforderungen Modul 4, Abschnitt 5 sind zu erfüllen; die Beanspruchungsstufen sind in KTA 3401.2 (Tab. 3.5-1) erläutert

<sup>4)</sup> ausgenommen großes Leck innerhalb SB

<sup>5)</sup> nicht zulässig für großes Leck innerhalb SB, wenn nachfolgend der Einsatz der Komponente für eine Sicherheitsfunktion erforderlich ist

<sup>6)</sup> für Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems ist bisher die Vergleichsspannung nach der Schubspannungshypothese zu bilden; im Hinblick auf Konsistenz des Gesamtkonzepts sind hier jedoch auch höhere Spannungen zulässig als in Sicherheitsebene 3, siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Nachweisführungen“, Ziffer 3.2.1 (3).

<sup>7)</sup> nicht zulässig, wenn nachfolgend Einsatz der Komponente für die Wirksamkeit der Maßnahmen auf SE 4b und 4c erforderlich ist

<sup>8)</sup> Anforderungen, die eine Funktion der Druckentlastung (primär und sekundär) ermöglichen, sind gesondert festzulegen

<sup>9)</sup> Festlegungen, die eine Funktion der gefilterten Druckentlastung (SHB) ermöglichen, sind gesondert zu treffen

<sup>10)</sup> einschl. Ermüdungsabsicherung für Prüffälle an Sicherheitssystemen

<sup>11)</sup> für Beanspruchung aus dem Ereignis nur dann, wenn sich keine Beeinträchtigung von Funktionsanforderungen daraus ergeben.

<sup>12)</sup> für Beanspruchungen aus dem Betrieb des Sicherheitssystems

<sup>13)</sup> Bei der Zuordnung der Beanspruchungsstufen war die betroffene Population bisher kein explizites Bewertungskriterium wurde hier jedoch im Ansatz berücksichtigt.

Tabelle 1: Kommentare mit Bezug auf obige Matrix der Revision A des Textmoduls

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 4	Kommen- tator
545	Fußnote 6 referenziert den ASME-Code. Hier ist die KTA-Regel zugrunde zu legen.	Siehe geänderte Fußnote 6 der unten stehenden geänderten Matrix.	VGB Power- Tech
581	SE3, DFU: Gibt es nicht auch für aktive Komponenten der DFU die Anforderung zur Absicherung in Stufe B <u>oder</u> Verformungsnachweis in dieser SE? => B <sup>12</sup> aufnehmen	Siehe ergänzte Fußnote 11 der unten stehenden geänderten Matrix.	TÜV
	SE4a, Äußere Systeme: gibt es keine Beanspruchungsstufe, die dieser SE zuzuordnen wäre (z. B. ATWS-Einfluss auf Äußere Systeme)?	Siehe Ergänzung und Fußnote 14 der unten stehenden geänderten Matrix.	
	Fußnote 6: RSK-LL sollten nicht zitiert werden (s.o.)	Für den ATWS sollte Stufe C nach KTA zulässig sein, siehe geänderte Fußnote 6 der unten stehenden geänderten Matrix.	
	Fußnote 10: Sollte sich die Fußnote nicht auch auf DFU beziehen?	Ja, Fußnote wurde ergänzt.	
	Fußnote 12: Hier sollte dargestellt werden, dass alternativ zu einem Nachweis in Stufe B die Funktionsfähigkeit auch mit einem Verformungsnachweis gezeigt werden kann.	Dieser Aspekt wird in der ergänzten Fußnote 11) angesprochen. Hier sind Beanspruchungen durch den Betrieb des Sicherheitssystems auf das Sicherheitssystem selbst gemeint.	
	Fußnote 13: Sollte sich die Fußnote nicht auch auf DFU und Äußere Systeme beziehen?	Die Fußnote 13) bezieht sich auf die gesamte SE 3; im Fließtext war hier ein Fehler unterlaufen.	

K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 4	Kommen- tator
621	<p>Erdbeben ist ein Auslegungsfestfall. Die Anlage ist gebaut worden, auch „Ihre“ Anlage, die GKN-Anlagen sind so gebaut worden, und damals wurde sie rechnerisch nachgewiesen in Bezug auf die Erdbebenereignisse und der Nachweis wurde geführt als „Lastfall Dora“. Das heißt, da werden bestimmte Spannungen zugrunde gelegt, die man nicht überschreiten darf. Wie ich das Regelwerk jetzt sehe, wird dort der Lastfall als „Cäsar“ eingeschätzt. Das heißt anders, niedrigere Spannungen müssen geführt werden. Nun frage ich mich, was ist der tiefere Grund? Hat man erkannt, dass da Fehler waren in „Dora“? Wird der Lastfall Erdbeben nicht mehr beherrscht? Oder geht es einfach nur darum: Ich habe mir das überlegt. Ich will noch höhere Sicherheiten. Das ist die Frage und das ist sozusagen in diesem Regelwerk häufig der Fall. Und das ist für uns eindeutig eine Änderung der Sicherheitsphilosophie.</p>	<p>Die konkrete Zuordnung von Lastfällen zu Beanspruchungsstufen wurde jeweils im Genehmigungsverfahren vorgenommen. Dies geschah nach Kenntnis Team 4 nicht immer einheitlich, wie auch schon von den Kommentatoren angedeutet. Entsprechend einer Tischvorlage für die 99. Sitzung des RSK-Ausschusses „Druckführende Komponenten“ am 12. März 1981 der Firma Kraftwerk Union wurde zum Beispiel das Sicherheitserdbeben bei der Anlage Grafenrheinfeld in Stufe D eingeordnet und für die Anlage KKP I in Stufe C. Die Einstufung ist jedoch auch im Zusammenhang mit den jeweils getroffenen Annahmen über Erdbebenstärken und Randbedingungen für die Lasteinleitung zu sehen. Unseres Erachtens sollte die Möglichkeit einer standortspezifischen Überprüfung der jeweiligen Einstufung und Annahmen bestehen. Fußnote 11) wurde entsprechend ergänzt.</p>	EoN KK, Mickling- hoff
626	<p>OK. Die zweite Frage: Sie sprachen das Erdbeben an. Und zum Erdbeben das haben Sie völlig richtig gesagt, gibt es verschiedene Konzepte. Es gibt einige Anlagen, die zum Beispiel an der Elbemündung stehen, die haben den Erdbebenlastfall in Stufe C in Ihrem Genehmigungsverfahren beantragt und genehmigt.</p> <p>Es gibt einige andere Anlagen, wie zum Beispiel unsere Anlage Biblis, für die ist der Erdbebenfall ein Stufe-D-Lastfall. Das heißt, hier ist eine andere Überlegung, die dahinter steht. Das heißt, wir gewährleisten auf jeden Fall die Erfüllung der Schutzziele, wenn ein solches schweres Erdbeben kommt. Wir geben aber unsere betreffenden Anlagenteile auf, das heißt, wir nehmen es als Betreiber in Kauf, dass die betreffenden Anlagenteile nachher kaputt und nicht wiederverwendbar sind. Aber wir stellen die Schutzziele sicher. Es wäre für uns jetzt natürlich eine drastische Verschärfung, wenn wir gesagt bekämen, wir dürfen eine Absicherung des Erdbebens als Stufe-D-Lastfall für unsere Komponenten nicht mehr machen. Deswegen, klar an Sie die Frage: Ist das so beabsichtigt?</p>		RWE, Widera



K-Nr	Kommentartext	Begründung Team 4	Kommentator
626	<p>Ich möchte das, was Herr Widera angeregt hat, noch einmal aufgreifen in dem Sinne, wenn wir hier diesen Populationsgedanken einführen und dort die Forderung nach der Stufe C daraus ableiten, aus meinem Verständnis des Absicherungskonzepts heraus, erstellt sowohl die Stufe C als auch die Stufe D die Integrität eines Systems sicher, unabhängig davon, ob eine oder beliebig viele Komponenten betroffen sind. Die Zuordnung zu den Lastfallstufen C und D hat eigentlich nichts mit sicherheitstechnisch erforderlichen Reserven zu tun, sondern wirklich nur den Gedanken: Wie oft trifft mich dieser Lastfall statistisch und muss ich dafür als Betreiber im Sinn der Verfügbarkeit Vorsorge betreiben, dass ich keine globalen plastischen Verformungen erzeuge, sprich die Komponente im Nachgang wieder benutzen kann oder ist nach Auftreten eines Lastfalls die Anlage nicht mehr gebrauchsfähig? Allein das bestimmt auch im Rahmen der Erstellung von Lastfallspezifikationen eigentlich die Einstufung in C oder D, ohne hierbei zusätzliche sicherheitstechnische Aspekte zu berücksichtigen. Sondern es ist allein die Eintrittswahrscheinlichkeit und das Vorsorgebedürfnis von Hersteller und Betreiber, dass da sagt: Hier hätte ich gerne C, weil das Nachweisziel der Integritäterhalt einer passiven Komponente sehr wohl, im Sinne der erforderlichen Vorsorge, auch mit D erfüllt ist.</p>		VENE, Schümann

Modifizierte Matrix zu den Beanspruchungsstufen, die auf Grund oben dargestellter Kommentare überarbeitet wurde und Teil der Revision B des Textmoduls 3 sein wird:

**Anhang A1 (Rev. B): Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Ereignissen der verschiedenen Sicherheitsebenen**

		Beanspruchungsstufen		
		DfU <sup>1)</sup>	Äußere Systeme <sup>2)</sup>	Sicherheitsbehälter <sup>3)</sup>
Auslegungsstufe	Sicherheitsebene	0	0	0
		1	2	3
1		A, P	A, P	1, 2
2		B <sup>8)</sup>	B <sup>8)</sup>	-
3 <sup>11)</sup>		C <sup>4) 9)</sup> / D <sup>5)</sup>	C <sup>9)</sup> / B <sup>10)</sup> / D <sup>5)</sup>	1 / 2 / 3
4	a	C <sup>6)</sup> / D	D <sup>12)</sup>	3
	b	7)	7)	3
	c	7)		

<sup>1)</sup> Anforderungen aus Modul 4, Abschnitt 2 sind erfüllt.

<sup>2)</sup> Anforderungen aus Modul 4, Abschnitt 3 sind erfüllt.

<sup>3)</sup> Anforderungen aus Modul 4, Abschnitt 5 sind erfüllt.

<sup>4)</sup> Ausgenommen ist das große Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters.

<sup>5)</sup> Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters: Nicht zulässig, wenn nachfolgend der Einsatz der Komponente für eine Sicherheitsfunktion erforderlich ist.

<sup>6)</sup> Für Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems.

<sup>7)</sup> 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).

<sup>8)</sup> Einschließlich Ermüdungsabsicherung für Prüffälle an Sicherheitseinrichtungen.

<sup>9)</sup> 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.

<sup>10)</sup> Für Beanspruchungen aus dem Betrieb des Sicherheitssystems.

<sup>11)</sup> Bei der Zuordnung der Beanspruchungsstufen ist die große Population der betroffenen Komponenten berücksichtigt.

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

## Lesehinweis

Auf Grund der Tabellenstruktur des Moduls 3 wurden die Kommentare im Vergleich zu den anderen Modulen unterschiedlich deutlich gemacht. Das aktuelle Modul (Rev. B) wurde in acht Teile aufgeteilt: den Textteil, die Nachweiskriterien, den Tabellen mit Ereignissen für DWR, SWR und BE-Lagerbecken, den Betriebsphasendefinitionen sowie den Anhängen 1 (Zuordnung Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen) und 2 (Leckannahmen und Brüche) (Bitte beachten: Kommentierter Anhang A2 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A1 in der Revision B. Kommentierter Anhang A3 der Revision A entspricht nunmehr Anhang A2 der Revision B. Weiterhin wurde Anhang A1 aus Revision in den Textteil von Revision B verlagert.). Im Textteil sowie zum Anhang A2 (Rev. B) sind die Kommentare und die Begründungen des Teams in der bekannten tabellenartigen Form gegenüber gestellt. Bei den Ereignislisten, den Nachweiskriterien, den Betriebsphasendefinitionen sowie dem Anhang A1 (Rev. B), die selbst als Tabellen vorliegen, wurden für Erstere die Kommentare dem jeweiligen Ereignis nachgestellt bzw. für die anderen hinter den jeweiligen Tabellen in Tabellenform aufgelistet. Änderungen sind stellenweise im ursprünglichen Text kenntlich gemacht. Zur Verdeutlichung, ob Änderungen durchgeführt wurden, kam das folgende Farbschema zur Anwendung.

	<p>Der Kommentarinhalt wurde im Modul teilweise = bzw. vollständig berücksichtigt und hatte Änderungen zur Folge.</p> <p>Änderungen sind in blauer Schrift eingetragen</p>
	<p>Der Kommentarinhalt wurde bearbeitet und = beantwortet. Er hatte <b>keine</b> Änderung zur Folge.</p>

Nachfolgend sind die Kommentare und eventuelle Änderungen zum Anhang A3 der Revision A (jetzt Anhang A2 der Revision B) aufgeführt. Die rechte Spalte der nachfolgenden Tabelle enthält den aktuellen Text des Anhangs A2 der Revision B.

**Kommentare mit Bezug zum Anhang A3 (Rev A) des Moduls, Antworten des Teams 3 sowie neuer Text der Revision B**

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
<b>Allgemeine Kommentare <u>ohne</u> Bezug zum Anhang A3 des Moduls 3 (Rev. A)</b>				
621 VGB Beitrag WS Micklin ghof		<p>Erdbeben ist ein Auslegungsstör-fall. Die Anlage ist gebaut worden, auch „Ihre“ Anlage, die GKN-Anlagen sind so gebaut worden, und damals wurde sie rechnerisch nachgewiesen in Bezug auf die Erdbebenereignisse und der Nachweis wurde geführt als „Lastfall Dora“. Das heißt, da werden bestimmte Spannungen zugrunde gelegt, die man nicht überschreiten darf. Wie ich das Regelwerk jetzt sehe, wird dort der Lastfall als „Cäsar“ eingeschätzt. Das heißt anders, niedrigere Spannungen müssen geführt werden. Nun frage ich mich, was ist der tiefere Grund? Hat man erkannt, dass da Fehler waren in „Dora“? Wird der Lastfall Erdbeben nicht mehr beherrscht? Oder geht es einfach nur darum: Ich habe mir das überlegt. Ich will noch höhere Sicherheiten. Das ist die Frage und das ist sozusagen in diesem Regelwerk häufig der Fall. Und das ist für uns eindeutig eine Änderung der Sicherheitsphilosophie.</p>	<p>Der Kommentar bezieht sich auf den ursprünglichen Anhang 2 „Beanspruchungsstufen“ des Moduls 3.</p> <p>Die folgende Beantwortung des Kommentars erfolgte durch Team 4 (Modul 4):</p> <p>Die konkrete Zuordnung von Lastfällen zu Beanspruchungsstufen wurde jeweils im Genehmigungsverfahren vorgenommen. Dies geschah nach Kenntnis Team 4 nicht immer einheitlich, wie auch schon von den Kommentatoren angedeutet. Entsprechend einer Tischvorlage für die 99. Sitzung des RSK-Ausschusses „Druckführende Komponenten“ am 12. März 1981 der Firma Kraftwerk Union wurde zum Beispiel das Sicherheitserdbeben bei der Anlage Grafenrheinfeld in Stufe D eingeordnet und für die Anlage KKP I in Stufe C. Die Einstufung ist jedoch auch im Zusammenhang mit den jeweils getroffenen Annahmen über Erdbebenstärken und Randbedingungen für die Lasteinleitung zu sehen. Daher wäre eine vertiefte Diskussion der Konse-</p>	

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
			quenzen der jeweiligen Einstufung und Annahmen an einzelnen Beispielen sinnvoll, um daraus eine generelle Leitlinie abzuleiten.	
602 WS-Bandaufnahme TÜV Süd Kohl		<p>Der Anhang 3 beschäftigt sich mit den zu unterstellenden Leckquerschnitten und den Brüchen und den Bruchpostulaten. Ist ja nicht unbedingt im direkten Zusammenhang zu sehen mit den eigentlichen Ereignislisten. Dient, wenn man es genauer liest, bestimmten Festlegungen in Bezug auf die Nachweissführung. Könnte man mal überlegen, ob das nicht im Modul 4 besser angesiedelt wäre.</p> <p>Der Hauptpunkt ist aber, dass, wenn man sorgfältig liest, immer verschiedene Auslegungsanforderungen hier aufgenommen sind, in Bezug auf Kernnot- und Kernnachkühlsystem, die sich so im Modul 10 nicht wiederfinden. Mein Petitum ist einfach, mit Blick auf die Anwendbarkeit des Regelwerks zukünftig, dass man doch diese Auslegungsanforderungen geschlossen darstellt im Modul 10 und all die Punkte, die jetzt die Auslegung des Notkühlsystems und Nachkühlsystems betreffen, dort zusammenführt, damit man quasi in einem Modul den kompletten Überblick hat und nicht in mehreren Modulen</p>	<p>Da der Anhang A3 sich mit den Leckpostulaten beschäftigt, die wesentliche Randbedingungen für die zu analysierenden Ereignisse der Ereignislisten darstellen, soll dieser Anhang nach Auffassung von Team 3 und Team 4 Bestandteil von Modul 3 bleiben.</p> <p>Modul 3 und Modul 10 wurden nochmals auf Konsistenz hinsichtlich der VM-Ereignisse sowie anderer Randbedingungen überprüft.</p>	

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
		<p>hier sich die Anforderungen zusammen suchen muss.</p> <p>...</p> <p>Herr Liemersdorf, vielleicht direkt dazu, also, wenn ich solche Punkte im Modul 10 nicht finde, dass das Notkühlsystem gegen Leckquerschnitte in den Hauptkühlmittelleitungen von 2F ausgelegt ist, das ist für mich ein elementarer Punkt, der für die Auslegung des Not- und Nachkühlsystems existiert.</p> <p>Und wenn ich nun die Auslegungsanforderungen im Modul 10 alle aufgreife, bin ich schon der Meinung, dass das schon ein zentraler Punkt ist, die man dort auch finden müsste. Mein Petitum ist wirklich, dass man einfach nochmal überlegt, von der Struktur her, zu sagen, alle die Auslegungsanforderungen, da gibt es noch genug andere Themen, die über die Module verstreut sind, alle die Auslegungsanforderungen, die ich habe, an bestimmte Einrichtungen, Komponenten, Systeme wirklich so zusammenzufassen, dass Sie geschlossen dargestellt werden.</p> <p>Ich denke immer an die Anwendungen in der Praxis später, wenn</p>		

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
		Sie ein Regelwerk haben, wo Sie in verschiedenen Modulen Themen finden, muss man alles sehr systematisch sichten und aufbereiten. Ich dachte es eigentlich ein Ziel ist von dem neuen Regelwerk, dass man die Punkte und zwar, hatte ich Sie, Herr Meyer, am 23. Januar ja auch so verstanden, zusammenführt.		
<b>Kommentare <u>mit</u> Bezug zum Anhang A3 des Moduls 3 (Rev.A)</b>				
	<b>Anhang A3: Zu unterstellende Leckquerschnitte und Brüche</b>		Titel des Anhangs wurde nochmals geändert!	<b>Anhang A2: Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung bzw. der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme</b>
	Auszug aus der Technischen Notiz „Darstellung und Erläuterung zum Thema Leck- und Bruchannahmen für Leichtwasserreaktoren vom Typ SWR und DWR“; Kapitel 8:		Textstelle ist in Revision B entfallen.	
	<b>1 Grundsätze und Voraussetzungen</b>			<b>1 Grundsätze und Voraussetzungen</b>
	Für verschiedene Nachweisziele werden Leckquerschnitte und Brüche unterstellt. Die Leckquerschnitte sind postulierte Größen und auf die offene Querschnitts-			(1) Die Leckquerschnitte sind postulierte Größen und auf die offene Querschnittsfläche F der jeweiligen Leitung bezogen.



K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>fläche F der jeweiligen Leitung bezogen. Ausgangszustand ist die jeweils ungünstigste anfängliche betriebliche Situation.</p> <p>Hinweis: Die Anforderungen in Abschnitt 2.1 und 3 sind hinsichtlich folgender Nachweisziele gegliedert:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Erhalt der Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters, bei SWR auch Erhalt der Funktion des Druckabbaussystems</li> <li>– Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente durch Ausgleich des Kühlmittelverlustes (Auslegung der Notkühlsysteme)</li> <li>– Gewährleistung der Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit des Reaktorkerns</li> <li>– Vermeidung der Schadensausweitung auf die druckführende Umschließung, Gebäudeteile und benachbarte Systeme, die für die Beherrschung des Ereignisses erforderlich sind.</li> </ul> <p>Für die Einschränkung der zu unterstellenden Leckquerschnitte <math>&lt; 2F</math> wird die Erfüllung der Anforderungen von Modul 4 vorausgesetzt. Für die betroffenen Rohrleitungen wird insbesondere ge-</p>			<p>Hinweis: Die Anforderungen in den Abschnitten 2.1 und 3 sind hinsichtlich folgender Nachweisziele gegliedert:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente durch Ausgleich des Kühlmittelverlustes (Auslegung der Notkühlsysteme),</li> <li>– Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns,</li> <li>– Vermeidung der Schadensausweitung auf die druckführende Umschließung, auf Gebäudeteile und auf benachbarte Systeme, die für die Beherrschung des Ereignisses erforderlich sind, und</li> <li>– Erhaltung der Barrierenintegrität des Sicherheitsbehälters, bei SWR auch Erhaltung der Funktion des Druckabbaussystems.</li> </ul> <p>(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 voraus.</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>währleistet, dass</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Korrosions- und Erosionsvorgänge sowie betriebliche Werkstoffveränderungen (Alterung) so begrenzt und feststellbar sind, dass sie nicht zu relevanten Schäden führen können,</li> <li>– Schwingungen bzw. nicht spezifizierte dynamische Belastungen so begrenzt und feststellbar sind, dass sie nicht zu Schäden durch Ermüdung führen können,</li> <li>– die Spannungsabsicherung nicht durch unzulässige Drucküberschreitungen, thermische und mechanische Zusatzlasten sowie Fehlfunktionen der Unterstützungen infrage gestellt wird.</li> </ul>			
	<b>2 DWR</b>			<b>2 Druckführende Umschließung von DWR</b>
	<b>2.1 Hauptkühlmittelleitung einschließlich Anschlussleitungen DN &gt; 200</b>			<b>2.1 Hauptkühlmittelleitung einschließlich Anschlussleitungen DN &gt; 200</b>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Erhalt der Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters</li> </ul> <p>(1) Der Ermittlung des Auslegungsdrucks des</p>		Textstelle nochmals strukturell und inhaltlich überarbeitet	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente durch Ausgleich des Kühlmittelverlustes (Auslegung der Notkühlsysteme)</li> </ul>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>Sicherheitsbehälters sowie der Ermittlung der Druckdifferenzen innerhalb des Sicherheitsbehälters werden Leckquerschnitte bis zu 2 F in den Hauptkühlmittelleitungen zugrunde gelegt.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Vermeidung der Schadensausweitung</li> </ul> <p>(2) Hinsichtlich der Belastungsannahme für die Strahl- und Reaktionskräfte auf Rohrleitungen, Komponenten, Komponenteneinbauten und Gebäudeteile wird ein Leck mit einem Querschnitt von 0,1 F (F = offene Querschnittsfläche) der jeweiligen Leitung und statischer Ausströmung für verschiedene anzunehmende Bruchlagen unterstellt. Dies gilt auch für die Freisetzung oder Ablösung von Materialien im Hinblick auf mögliche Beeinträchtigungen der Sumpffunktion und für Überflutungen.</p> <p>(3) Zur Beherrschung der Auswirkungen (Druckaufbau in der Reaktorgrube) eines unterstellten Lecks mit dem Querschnitt 0,1 F zwischen Reaktordruckbehälter und biologischem Schild werden</p>			<p>(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.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns</li> </ul> <p>(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.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Vermeidung der Schadensausweitung</li> </ul> <p>(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</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>soweit notwendig Vorkehrungen getroffen, z. B. Doppelrohre im Bereich der Durchführung der Hauptkühlmittelleitungen durch den biologischen Schild.</p> <p>(4) Für den Nachweis der Standsicherheit der Komponenten Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen und Druckhalter werden folgende Annahmen getroffen:</p> <p>Die Standsicherheit der Komponenten wird für die statische Ersatzkraft <math>P_{ax}</math> überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente, gewährleistet  Größe <math>P_{ax} = 2 \cdot p \cdot F</math>  <math>p</math> = Nennbetriebsdruck  <math>F</math> = offene Querschnittfläche</p> <p>Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht</p> <p>Wirkung: Stutzenmittelachse in der für die Standsicherheit der Komponente ungünstigsten Richtung</p> <p>Diese Kraft wirkt jeweils nur an</p>			<p>von Materialien im Hinblick auf mögliche Beeinträchtigungen der Sumpfansaugung.</p> <p>(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.</p> <p>(5) Für den Nachweis der Standsicherheit der Komponenten Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen und Druckhalter sind folgende Annahmen getroffen:</p> <p>Die Standsicherheit dieser Komponenten ist gewährleistet für die statische Ersatzkraft <math>P_{ax}</math> überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente:  <math>P_{ax} = 2 \cdot p \cdot F</math>  mit  <math>p</math> = Betriebsdruck bei Vollastbetrieb  <math>F</math> = offene Querschnittfläche</p> <p>Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht.</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>einem Stutzen. Die Standsicherheit wird für jeden Stutzen getrennt nachgewiesen.</p> <p><u>Hinweis:</u> Beim Dampfzeuger wird die Standsicherheit in gleicher Weise für den Anschluss des Sekundärkreislaufs gewährleistet. Dies wird unter den Leckpostulaten der Frischdampf- bzw. Speisewasserleitung behandelt.</p> <p>(5) Bei der Ermittlung des Auslegungsdrucks und der Auslegungstemperatur für störfallfeste elektrische Einrichtungen wird von einem Leckquerschnitt von 2 F in den Hauptkühlmittelleitungen ausgegangen.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente durch Ausgleich des Kühlmittelverlustes (Auslegung der Notkühlsysteme)</li> </ul> <p>(6) Bei der Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit werden Leckquerschnitte in den Hauptkühlmittelleitungen bis 2 F zugrunde gelegt. Die Notkühlsysteme werden entsprechend ausgelegt.</p>			<p>Wirkung: Stutzenmittelachse in der für die Standsicherheit der Komponente ungünstigsten Richtung.</p> <p>Die Kraft wirkt jeweils nur an einem Stutzen. Die Standsicherheit ist für jeden Stutzen getrennt nachgewiesen.</p> <p><u>Hinweis:</u> Beim Dampfzeuger ist die Standsicherheit in gleicher Weise für den Anschluss des Sekundärkreislaufs gewährleistet. Dies wird unter den Leckpostulaten der Frischdampf- bzw. Speisewasserleitung behandelt.</p> <p>(6) Auslegungsdruck und Auslegungstemperatur für störfallfeste elektrische Einrichtungen sind festgelegt für einen Leckquerschnitt von 2 F in den Hauptkühlmittelleitungen.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Erhaltung der Barrierenintegrität des Sicherheitsbehälters</li> </ul> <p>(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.</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<ul style="list-style-type: none"> <li>Gewährleistung der Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit des Reaktorkerns</li> </ul> <p>(7) Als Belastungsannahme für die Einbauten des Reaktordruckbehälters wird ein schnell öffnendes Leck (lineares Öffnungsverhalten, Öffnungszeit 15 ms) mit einem Querschnitt von 0,1 F in den Hauptkühlmittelleitungen für verschiedene Bruchlagen unterstellt.</p>			
	<b>2.2 Reaktordruckbehälter</b>			<b>2.2 Reaktordruckbehälter</b>
	<p>(1) Im Hinblick auf die Verankerung des Reaktordruckbehälters (Begrenzung Druckbelastung auf Tragstrukturen), die Belastung der Einbauten im Reaktordruckbehälter und die Auslegung des Kernnotkühlsystems wird am Reaktordruckbehälter auch ein Leck von etwa 20 cm<sup>2</sup> (geometrischer Querschnitt: kreisförmig) unterhalb der Reaktorkernoberkante unterstellt. Vorschäden am Reaktordruckbehälter, die zu einer Leckgröße von mehr als 20 cm<sup>2</sup> führen könnten, sind mittels ge-</p>		<p>Textstelle nochmals strukturell und inhaltlich überarbeitet.</p> <p>Bzgl. 2.2 (2): Anpassung des Textes hinsichtlich Ursachen für den Auswurf und Hinweis auf Behandlung der Folgeschäden nunmehr in M10 (und nicht mehr M2)</p>	<p>(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 cm<sup>2</sup> (geometrischer Querschnitt: kreisförmig) unterhalb der Reaktorkernoberkante unterstellt.</p> <p>(2) Der Auslegung der Reaktordruckbehälter-Einbauten und der Schutzmaßnahmen für den Sicherheitsbehälter werden auch die</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>eigneter Überwachungsmaßnahmen rechtzeitig erkennbar.</p> <p>(2) Der Auslegung werden auch die Auswirkungen des plötzlichen Bruches eines Steuerelementstutzens mit dem maximal möglichen Leckquerschnitt am Reaktordruckbehälter zugrunde gelegt. Aspekte der Rückwirkungen auf andere Steuerstabgehäuserohre sind in Modul 2 Abschnitt 6.3 (10) behandelt.</p> <p>Aspekte, die den postulierten Bruch des Steuerstabgehäuserohres betreffen, sind in Modul 2, Abschnitt 6.3 (10) behandelt.</p>			<p>Auswirkungen des plötzlichen Bruchs eines Steuerelementantriebs-Gehäuserohres oder -Stutzens mit dem maximal möglichen Leckquerschnitt am Reaktordruckbehälter zu Grunde gelegt.</p> <p>Hinweis: Aspekte der Rückwirkungen auf benachbarte 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.</p>
	2.3 Frischdampf- und Speisewasserleitung			
	<p>(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.</p> <p>Hinweis: Für die Begrenzung der</p>		Diese Textstelle der Revision A ist in der Revision B jetzt in Kapitel 4.1 des Anhangs A2 wiederzufinden.	

K-Nr./ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>Leckflächen aufgrund unterkritischer Risse auf Werte <math>&lt; 0,1 F</math> gibt es derzeit keine Regelwerksanforderungen und keine einheitliche Vorgehensweise zum Nachweis ausreichender Vorsorge. Es werden daher folgende grundsätzliche Nachweisschritte empfohlen:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Es werden Leckerkennungssysteme vorgesehen, die eine spezifizierte Ausströmratesicher erkennen. <ul style="list-style-type: none"> <li>– Für den postulierten Durchriss an einer beliebigen Stelle wird mit Mitteln der Bruchmechanik einerseits gezeigt, dass für die Einwirkungen der Sicherheitsebene 1 eine für die spezifizierte Ausströmrates genügend große Rissöffnungsfläche entsteht. Andererseits wird gezeigt, dass für alle Einwirkungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 die größte der für diese Rissöffnungsfläche möglichen Risslänge unterkritisch</li> </ul> </li> </ul>			



K-Nr./ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>ist (Diese Risslänge ist größer als die für die Erkennbarkeit des Lecks maßgebliche).</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Für den Nachweis der Unschädlichkeit der Einwirkungen aus dem unterkritischen Riss auf das betroffene System werden diese mit den Einwirkungen aus dem maßgebenden Ereignis der Sicherheitsebene 2 und 3 überlagert.</li> <li>– Es werden für jeden Nachweisschritt ausreichende Zuschläge gewählt, die der jeweiligen Unsicherheit der Näherung mit ingenieurmäßigen Verfahren (z.B. Vereinfachungen der Bruchmechanik, elastische Schnittlastermittlung für Rohrleitungssystem mit elastisch-plastischem Verhalten) an physikalischen Phänomene (z.B. Ausströmrates für die Leckerkennung)</li> </ul>			

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>Rechnung tragen.</p> <p>(2) Hinsichtlich der Belastungsannahmen für die Reaktions- und Strahlkräfte auf die Frischdampf- und Speisewasserleitungen im Bereich zwischen Dampferzeuger und erster Absperrarmatur außerhalb des Sicherheitsbehälters wird abdeckend eine Lecköffnung von 0,1 F und statische Ausströmung unterstellt.</p> <p>(3) Hinsichtlich dynamischer Belastungen werden 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 zugrunde gelegt. Hierzu wird 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</p>			

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>unterkritischen Rissen.</p> <p>(4) Für die Standsicherheit des Dampferzeugers werden im Hinblick auf den Anschluss des Sekundärkreises folgende Annahmen getroffen:</p> <p>Die Standsicherheit des Dampferzeugers wird für die statische Ersatzkraft <math>P_{ax}</math> überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente, gewährleistet</p> <p>Größe <math>P_{ax} = 2 \cdot p \cdot F</math></p> <p>= Nennbetriebsdruck <span style="float: right;">p</span></p> <p>= offene Querschnittfläche <span style="float: right;">F</span></p> <p>Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der ersten Anschlusschweißnaht</p> <p>Wirkrichtung: Stützenmittellachse in der für die Standsicherheit der Komponente ungünstigsten Richtung</p> <p>Diese Kraft wirkt jeweils nur an einem Stutzen. Die Standsicherheit wird für jeden</p>			

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>Stutzen getrennt nachgewiesen.</p> <p>(5) Die Auswirkungen eines Frischdampfleitungsbruches 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 werden beherrscht.</p>			
	<b>2.4 Dampferzeuger-Heizrohre</b>			<b>2.3 Dampferzeuger-Heizrohre</b>
	<p>(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, werden bestimmt. Es wird nachgewiesen, dass die Dampferzeugerheizrohre diesen Belastungen standhalten.</p> <p>(2) Jedoch wird bei der Störfallanalyse für den Frischdampflei-</p>		Nur Änderungen hinsichtlich der Umstellung auf den Indikativ.	<p>(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, <b>sind</b> bestimmt. Es <b>ist nachgewiesen</b>, dass die Dampferzeugerheizrohre diesen Belastungen standhalten.</p> <p>(2) Jedoch <b>ist</b> bei der Störfallanalyse für den Frischdampfleitungsbruch grundsätzlich das Versagen einiger</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>tungsbruch grundsätzlich das Versagen einiger weniger Dampferzeugerheizrohre als zufälliger, nicht als Folge des Frischdampfleitungsbruchs auftretender zusätzlicher Fehler unterstellt, der einhüllend durch die Annahme des vollständigen Bruches (2 F) eines Dampferzeugerheizrohres im betroffenen Dampferzeuger zu berücksichtigen ist. Ein Einzelfehler an anderer Stelle wird bei dieser Störfallanalyse dann nicht mehr unterstellt.</p> <p>(3) Beim Frischdampfleitungsbruch außerhalb der äußeren Absperrarmatur mit zusätzlichem Einzelfehler "Nichtschließen der Absperrarmatur" braucht ein Dampferzeugerheizrohrversagen nicht unterstellt zu werden, wenn der oben genannte Belastungsnachweis positiv geführt worden ist.</p> <p>(4) Bei Speisewasserleitungsbruch braucht ein Dampferzeugerheizrohrversagen nicht unterstellt zu werden.</p> <p>(5) Bei Unterstellung von unterkritischen Rissen oder Abriss einer Kleinleitung wird kein zusätzliches Dampferzeugerheizrohr-</p>			<p>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.</p> <p>(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 2.4 (1) positiv geführt worden ist.</p> <p>(4) Bei Speisewasserleitungsbruch ist ein Dampferzeugerheizrohrversagen nicht unterstellt.</p> <p>(5) Bei Unterstellung von unterkritischen Rissen oder Abriss einer Kleinleitung ist kein zusätzliches Dampferzeugerheizrohrversagen überlagert.</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	versagen überlagert.			
	<b>3 SWR</b>			<b>3 Druckführende Umschließung von SWR</b>
491 VGB Power-Tech	<ul style="list-style-type: none"> <li>Erhalt der Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters</li> </ul> <p>(1) Der Ermittlung des Auslegungsdrucks des Sicherheitsbehälters sowie der Ermittlung der Druckdifferenzen innerhalb des Sicherheitsbehälters und der Bemessung des Druckabbausystems werden Leckquerschnitte bis zu 2 F in den Hauptkühlmittleitungen zugrunde gelegt.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Vermeidung der Schadensausweitung</li> </ul> <p>(2) Hinsichtlich der Belastungsannahme für die Strahl- und Reaktionskräfte auf Rohrleitungen, Komponenten und Gebäudeteile wird ein schnell öffnendes Leck (lineares Öffnungsverhalten, Öffnungszeit 15 ms) mit einem Querschnitt von 0,1 F der jeweiligen Leitung und statischer Ausströmung für verschiedene anzunehmende Bruchlagen unterstellt. Dies gilt</p>	<p>Zu (10) und (11):</p> <p>Der Auslegung des Notkühlsystems von SWR-Anlagen ist ein RDB-Bodenleck mit einer Größe von 80 cm<sup>2</sup> zugrunde zu legen (siehe Anhang A3, S.56). Hierfür wird keine Begründung angegeben. Der Querschnitt von 44 cm<sup>2</sup>, der abdeckend ist für alle technisch begründbaren Risse an Stutzen im RDB-Boden, wird an dieser Stelle nicht erwähnt. Im nachfolgenden Absatz wird jedoch die Berücksichtigung eines plötzlichen Bruches eines Kerninstrumentierungsstutzens, eines Pumpenstutzens und eines Absorberstutzens mit dem maximal möglichen Leckquerschnitt als Grundlage der Auslegung des Kernnotkühlsystems gefordert.</p> <p>Welchen Sinn hat dann die Anforderung des Nachweises der Größe des 80 cm<sup>2</sup> Bodenlecks?</p>	<p>Es ist richtig, dass die freie Querschnittsfläche der Stutzen, für die ein Abriss postuliert wird (Kerninstrumentierungs- und Steuerstabstutzen; der Pumpenstutzen soll hier nicht mitbetrachtet werden, siehe Antwort auf Kommentar Nr. 545/34.), durch die Annahme eines 44 cm<sup>2</sup> Querschnitts abgedeckt wird. Diese technisch begründbaren Leckpostulate sind auch im Hinblick auf die Rückwirkung auf die RDB-Einbauten zu betrachten, für die die Leckage eine Rolle spielt. Darüber hinaus wurde im Zusammenhang mit seinerzeit nicht prüfbaren Bereichen im RDB-Boden für alle deutschen SWR nachgewiesen, dass die Kernnotkühlung auch ein 80 cm<sup>2</sup> Bodenleck beherrscht, wie dies auch in dem Entwurf für die RSK-Leitlinie für SWR gefordert worden war. Diese Einschränkung der Prüfbarkeit ist jedoch prinzipiell heute nicht mehr gegeben. Wenn ein neues Regelwerk hinter dieser</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente durch Ausgleich des Kühlmittelverlustes (Auslegung der Notkühlsysteme)</li> </ul> <p>(1) Bei der Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit und der Auslegung der Notkühlsysteme sind folgende Leckquerschnitte zugrunde gelegt:</p> <p>a) an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen bis zu 2F sowie</p> <p>b) am Reaktordruckbehälter einerseits 80 cm<sup>2</sup> (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.</p> <p>Hinweis: Aspekte der Rückwirkungen auf benachbarte Steuerstabantriebe oder den Sicherheitsbehälter sind in</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>auch für die Freisetzung oder Ablösung von Materialien im Hinblick auf mögliche Beeinträchtigungen der Sumpffunktion und für Überflutungen.</p> <p>(3) 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 werden, soweit notwendig, Vorkehrungen getroffen, z.B. Schutzrohr um das Druckentlastungsrohr.</p> <p>(4) Hinsichtlich dynamischer Belastungen werden 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 zugrunde gelegt. Hierzu wird als Eingangsgröße für die Rechnung ein Rundabriss (2F-Bruch) mit einem linearen</p>		<p>Forderung zurückzubleiben soll, so kann dies aus unserer Sicht nicht ohne ausführliche wissenschaftlich-technische Begründung geschehen. Diese liegt zur Zeit aber nicht vor.</p> <p>Bzgl. 3 (1) b): Anpassung des Textes hinsichtlich Ursachen für den Auswurf und Hinweis auf Behandlung der Folgeschäden in M10.</p>	<p>„Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10), Abschnitt 2.5.8, behandelt.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns</li> </ul> <p>(2) 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 Frischdampf- und Speisewasserleitungen für verschiedene Lecklagen sowie Lecks entsprechend (1) b).</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Vermeidung der Schadensausweitung</li> </ul> <p>(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 Sumpfansaugung.</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>Öffnungsverhalten und einer Öffnungszeit von 15 ms postuliert. Mit dieser Annahme erübrigen sich Analysen von dynamischen Belastungen aus unterkritischen Rissen.</p> <p>(5) Für den Nachweis der Standsicherheit des Reaktordruckbehälters werden folgende Annahmen getroffen:</p> <p>Die Standsicherheit der Komponenten wird für die statische Ersatzkraft <math>P_{ax}</math> überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente, gewährleistet</p> <p>Größe <math>P_{ax} = 2 \cdot p \cdot F</math></p> <p><math>p</math> = Nennbetriebsdruck</p> <p><math>F</math> = offene Querschnittfläche</p> <p>Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht</p> <p>Wirkung: Stutzenmittellachse in der für die Standsicherheit der Komponente ungünstigsten Richtung</p> <p>Diese Kraft wirkt jeweils nur an einem Stutzen. Die Standsicherheit wird für jeden Stutzen getrennt nachgewiesen.</p> <p>(6) Die Verankerung wird so</p>			<p>(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.</p> <p>(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.</p> <p>(6) Für den Nachweis der Standsicherheit des Reaktordruckbehälters sind folgende</p>



K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>bemessen, dass auch die entsprechend (10) und (11) unterstellten Lecks mit abgedeckt sind.</p> <p>(7) Die Folge von Brüchen druckführender Teile innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters dürfen die Funktionsweise des Abschaltsystems, des Druckabbausystems, der Nach- und Kernnotkühlsysteme und der Durchdringungsabschlussorgane nicht beeinträchtigen. Um die Folgen von Brüchen zu begrenzen, werden - falls erforderlich - Ausschlagsicherungen oder Stoßdämpfer angebracht.</p> <p>(8) Bei der Ermittlung des Auslegungsdrucks und der Auslegungstemperatur für störfallfeste elektrische Einrichtungen wird von einem Leckquerschnitt von 2 F in den Hauptkühlmittelleitungen ausgegangen.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente durch Ausgleich des Kühlmittelverlustes (Auslegung der Notkühlsysteme)</li> </ul>			<p>Annahmen getroffen:</p> <p>Die Standsicherheit der Komponenten ist gewährleistet für die statische Ersatzkraft <math>P_{ax}</math> überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente:</p> $P_{ax} = 2 \cdot p \cdot F$ <p>mit</p> <p><math>p</math> = Betriebsdruck bei Volllastbetrieb</p> <p><math>F</math> = offene Querschnittfläche</p> <p>Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht.</p> <p>Wirkung: Stutzenmittellachse in der für die Standsicherheit der Komponente ungünstigsten Richtung.</p> <p>Diese Kraft wirkt jeweils nur an einem Stutzen. Die Standsicherheit ist für jeden Stutzen getrennt nachgewiesen.</p> <p>(7) Die Verankerung ist so bemessen, dass auch die entsprechend (1) b) unterstellten Lecks mit abgedeckt sind.</p> <p>(8) Bei der Ermittlung des Auslegungsdrucks und der Auslegungstemperatur für störfallfeste elektrische Einrichtungen ist von einem Leckquerschnitt von 2 F in den Frischdampf- und</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>(9) Bei der Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit werden Leckquerschnitte in den Hauptkühlmittelleitungen bis 2 F zugrunde gelegt. Die Notkühlsysteme werden entsprechend ausgelegt.</p> <p>(10) Der Auslegung des Kernnotkühlsystems wird auch ein Leck am Reaktordruckbehälter von etwa 80 cm<sup>2</sup> (geometrischer Querschnitt: kreisförmig) unterhalb der Reaktorkernoberkante zugrunde gelegt. Vorschäden am Reaktordruckbehälter, die zu einer Leckgröße von mehr als 80 cm<sup>2</sup> führen könnten, sind mittels geeigneter Überwachungsmaßnahmen rechtzeitig erkennbar.</p> <p>(11) Weiterhin werden der plötzliche Bruch eines Kerninstrumentierungsstutzens, eines Pumpenstutzens und eines Absorberstabstutzens mit dem maximal möglichen Leckquerschnitt in der Auslegung des Kernnotkühlsystems berücksichtigt.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Gewährleistung der</li> </ul>			<p>Speisewasserleitungen ausgegangen worden.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Erhaltung der Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters</li> </ul> <p>(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.</p>

K-Nr./ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit des Reaktorkerns</p> <p>(12) Als Belastungsannahme für die Einbauten des Reaktordruckbehälters wird ein schnell öffnendes Leck (lineares Öffnungsverhalten, Öffnungszeit 15 ms) mit einem Querschnitt von 0,1 F in den Hauptkühlmittelleitungen für verschiedene Bruchlagen sowie Lecks entsprechend (10) und (11) unterstellt.</p>			

K-Nr./ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
527 TÜV Süd Kohl		<p>Auf Seite 56 des Moduls 3 (Anhang A3) wird ausgeführt, dass zur Beherrschung der Auswirkungen eines unterstellten Lecks im Druckentlastungsrohr mit einem Querschnitt von 0,1 F zwischen Koka-Decke und dem Ausströmbereich des Druckentlastungsrohres im Wasserbereich (Druckaufbau im Luftraum der Koka) Vorkehrungen getroffen werden (z. B. Schutzrohr um das Druckentlastungsrohr).</p> <p>Das Ereignis (Leck im Druckentlastungsrohr mit Druckaufbau in der Koka) ist in den SWR-Listen des Moduls 3 nicht enthalten und dort noch zu ergänzen mit dem Zusatz, dass entsprechende Vorsorgemaßnahmen zu ergreifen sind (mit Verweis auf Modul 10).</p> <p>In Modul 10 sind die Vorsorgemaßnahmen aufzunehmen.</p>	<p>Das Ereignis „Leck im Druckentlastungsrohr der Kondensationskammer“ wird in die SWR-Ereignisliste als VM eingefügt und ferner in Modul 10 hinsichtlich der Vorsorgemaßnahmen behandelt.</p> <p>Des Weiteren wurde ein Abgleich der in Modul 3 und Modul 10 genannten VM-Ereignisse durchgeführt.</p>	

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
532 VGB Linnenfelder		<p>Anhang A3</p> <p>❖Kapitel 3 „SWR“, Absatz „Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente durch Ausgleich des Kühlmittelverlustes (Auslegung der Notkühlsysteme)</p> <p>Ein RDB-Bodenleck wird für den Nachweis der Wirksamkeit der Notkühlung bei SWR mit einer Größe von 80 cm<sup>2</sup> betrachtet. Hierfür wird keine Begründung angegeben.</p> <p>Dann wird die Berücksichtigung eines plötzlichen Bruches eines Kerninstrumentierungsstutzens, eines Pumpenstutzens und eines Absorberstutzens mit dem maximal möglichen Leckquerschnitt für die Auslegung der Kernnotkühlsysteme gefordert. Ein solcher Bruch ist durch den 80 cm<sup>2</sup>- Bruch abgedeckt.</p> <p>Untersuchungen zum Querschnitt, der abdeckend ist für alle technisch begründbaren Risse an Stützen im RDB-Boden werden an dieser Stelle nicht berücksichtigt (z.B. 22 cm<sup>2</sup>).</p>	Siehe Antwort zu Kommentar 491	
	4 Druckabsicherung des Niederdrucksystems gegen das		Textteil in Revision B entfallen!	

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	Hochdrucksystem			
	(1) Es werden Vorkehrungen gegen einen Druckaufbau im Niederdrucksystem infolge Versagens der Druckabsicherung zum Hochdrucksystem (Druckführende Umschließung) getroffen (z. B. Wiederkehrende Prüfung der Funktion der Armaturen, Messung des Druckes zwischen zwei hintereinander geschalteten Armaturen, Anzeige von Leckagen auf der Warte).			
	<b>5 Äußere Systeme</b>			<b>4 Äußere Systeme</b>
				<b>4.1 Frischdampf- und Speisewasserleitung von DWR</b>
	<p>In Modul 4 Abschnitt 3 sind die Anforderungen an die drucktragende Wandung der äußeren Systeme festgelegt. Abschnitt 2.3 legt die Anforderungen fest hinsichtlich der zu behandelnden Bruchannahmen für Frischdampf- und Speisewasserleitungen.</p> <p>(1) Neben den Anforderungen gemäß Abschnitt 2.3 werden für andere Rohrleitungen der äußeren Systeme, sofern sie sich im</p>		<p>Der Inhalt des Kapitels 5 der Revision A ist in der Revision B inhaltlich in Kapitel 4 enthalten. Dieses wurde mit einer neuen Struktur vollständig überarbeitet.</p>	<p>(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.</p> <p>Für diese bruchmechanisch ermittelten Leckquerschnitte sind folgende grundsätzliche Nachweisschritte beachtet:</p> <p>Die Leckerkennungssysteme sind</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>Sicherheitsbehälter (Reaktorgebäude noch zu klären) befinden, folgende Leck- bzw. Bruchannahmen getroffen:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Unterkritische Risse in den Schweißnähten von Rohrleitungen</li> <li>– Bei Rohrleitungen des Volumenregel-, des Sicherheitseinspeise- und des nuklearen Nachkühlsystems mit DN größer/gleich 50 zusätzlich überkritische (instabile) Rundrisse an hochbelasteten Rundnähten, wenn eines von zwei Kriterien zutrifft:</li> </ul> <p>Betriebsdruck (Lastfall A) größer/gleich 20 bar oder</p> <p>Betriebstemperatur (Lastfall A) größer/gleich 100 °C</p> <p>und zusätzlich hierzu auch noch die beiden weiteren Kriterien erfüllt:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) Benutzungszeit größer 2 % und</li> <li>b) Betriebsnennspannung größer 50 N/mm<sup>2</sup>.</li> </ul>			<p>so ausgelegt, dass eine spezifizierte Ausströmratesicher erkannt wird.</p> <p>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 Ausströmratesufficient 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).</p> <p>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.</p> <p>Für jeden Nachweisschritt sind ausreichende Zuschläge gewählt, die der jeweiligen Unsicherheit der Näherung mit vereinfachten</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>Wenn ein Rundriss gemäß der genannten Kriterien zu unterstellen ist, wird hinsichtlich der Folgewirkungen wie folgt verfahren:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Für die Ermittlung von Differenzdrücken bzw. Strahlkraft auf Gebäudeteile ist eine ungehinderte Ausströmung anzunehmen,</li> <li>– bei der Errechnung einer internen Druckwelle hinsichtlich Einbautenbelastungen ist eine ungehinderte Ausströmung anzunehmen,</li> <li>– Bei der Ermittlung von Reaktionskräften können Begrenzungen des Ausströmquerschnitts aufgrund konstruktiver Maßnahmen berücksichtigt werden.</li> </ul> <p>Wenn die Analysen zeigen, dass bei derartigen Bruchannahmen Auswirkungen auftreten können, die durch die Auslegung der Anlage nicht abgedeckt werden, sind zusätzliche Maßnahmen erforderlich. Diese können z.B. verfahrenstechnische Maßnahmen, sekundäre Schutzmaßnahmen oder</p>			<p>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.</p> <p>(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.</p> <p>(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</p>



K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
	<p>zusätzliche, absichernde Maßnahmen zum Bruchausschluss sein.</p> <p>Außerhalb des Reaktorgebäudes werden grundsätzlich doppelendige Brüche unterstellt und die Unschädlichkeit aller zu betrachtenden Folgewirkungen nachgewiesen.</p>			<p>Belastungen aus unterkritischen Rissen.</p> <p>(4) Für den Nachweis der Standsicherheit des Dampferzeugers sind im Hinblick auf den Anschluss des Sekundärkreises folgende Annahmen getroffen:</p> <p>Die Standsicherheit des Dampferzeugers ist gewährleistet für die statische Ersatzkraft <math>P_{ax}</math> überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente:</p> $P_{ax} = 2 \cdot p \cdot F$ <p>mit</p> <p><math>p</math> = Betriebsdruck bei Volllastbetrieb</p> <p><math>F</math> = offene Querschnittfläche</p> <p>Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der ersten Anschlusschweißnaht.</p> <p>Wirkrichtung: Stützenmittellachse in der für die Standsicherheit der Komponente ungünstigsten Richtung.</p> <p>Diese Kraft wirkt jeweils nur an einem Stutzen. Die Standsicherheit ist für jeden Stutzen getrennt nachgewiesen.</p>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
				(5) Die Auswirkungen eines Frischdampfleitungsbruches 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.
				<b>4.2 Sonstige Äußere Systeme von DWR und SWR</b>
			Der Inhalt des Kapitels 5 der Revision A ist in der Revision B inhaltlich in Kapitel 4 enthalten. Dieses wurde mit einer neuen Struktur vollständig überarbeitet.	<p>(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:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– 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.</li> <li>– Bei Rohrleitungen mit größer/gleich DN 50 zusätzlich überkritische (instabile) Rundrisse an hoch belasteten Rundnähten, wenn eines</li> </ul>

K-Nr./Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
				<p>der Kriterien a1) oder a2) zutrifft:</p> <p>a1) Betriebsdruck<sup>1</sup> <math>\geq 20</math> bar <b>oder</b></p> <p>a2) Betriebstemperatur<sup>1</sup> <math>\geq 100</math> °C</p> <p><b>und zusätzlich</b> die beiden folgenden Kriterien erfüllt sind:</p> <p>b) Benutzungszeit größer 2 % <b>und</b></p> <p>c) Betriebsnennspannung größer 50 N/mm<sup>2</sup>.</p> <p>(2) Wenn ein Rundriss gemäß den genannten Kriterien unterstellt ist, so wird hinsichtlich der Folgewirkungen wie folgt verfahren:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Für die Ermittlung von Differenzdrücken bzw. Strahlkräften auf Gebäudeteile wird eine ungehinderte Ausströmung angenommen.</li> <li>– Bei der Berechnung einer internen Druckwelle zur Ermittlung der Belastung von Einbauten wird eine ungehinderte Ausströmung angenommen.</li> <li>– Bei der Ermittlung von Reaktionskräften können Begrenzungen des</li> </ul>

<sup>1</sup> In Beanspruchungsstufe A, siehe Anhang 1

K-Nr./ Kommentator	Textteil des Moduls (Rev. A)	Kommentartext	Begründung Team 3	Textteil des Moduls (Rev. B)
				<p>Ausströmquerschnitts auf Grund konstruktiver Maßnahmen berücksichtigt werden.</p> <p>(3) 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.</p>

## Gliederung

<b>1</b>	<b>Zielsetzung und Geltungsbereich.....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Übergeordnete Anforderungen.....</b>	<b>3</b>
<b>3</b>	<b>Nachweisziele und Nachweiskriterien.....</b>	<b>5</b>
<b>4</b>	<b>Definitionen und Abgrenzungen der Betriebsphasen für DWR und SWR.....</b>	<b>10</b>
<b>5</b>	<b>Ereignislisten.....</b>	<b>13</b>
<b>Anhang A1: Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen.....</b>		<b>54</b>
<b>Anhang A2: Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung bzw. der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme.....</b>		<b>56</b>

## 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 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.

Hinweis 1.1: 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 sowie für das radiologische Sicherheitsziel in Tabelle 3.1 für die Reaktoranlage (Teil 1) sowie die Brennelementlagerung und –handhabung (Teil 2)<sup>1</sup> tabellarisch dargestellt.

- 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.

---

<sup>1</sup> Die Anforderungen von Teil 2 umfassen auch die Phase des Beladens des Transport- und Lagerbehälters im Brennelement-Lagerbecken.

- 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 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.

1 (3) 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.

- Hinweis 1.3 Ereignisse, für die Nachweise zur Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Vorsorgemaßnahmen geführt werden, sind mit VM gekennzeichnet. Grundlegende Anforderungen an diese Maßnahmen sind enthalten in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10).
- 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.

## **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 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.
- 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 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.
  - 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 3.1: Sicherheitstechnische Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 4a**

**Teil 1: Reaktoranlage**

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

<sup>2</sup> Nur Betriebsphase A sowie beim SWR auch die Betriebsphase E.

<sup>3</sup> Nachweiskriterien für die Wirksamkeit der Reaktorschnellabschaltung (nur Betriebsphase A sowie beim SWR auch die Betriebsphase E) und der dauerhaften Abschaltung (alle Betriebsphasen). Die in den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ (Modul 1), Ziffern 4 (6) und 4 (7), sowie den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung 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.

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				Brennstabintegrität bzw. Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns				Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns		Brennstabin-tegri-tät	
Nachweiskriterien:	$T_{\text{Brennstoff}} < T_{\text{Schmelz}}^a$ - Kein kritischer Siedezustand am Hüllrohr oder Einhaltung eines geeigneten Temperatur-Zeit-Kriteriums für das Hüllrohr		Kein unterkühltes Sieden am Hüllrohr		<u>Transiente:</u> Brennstabintegrität <sup>b</sup> <u>Reaktivitätsstörfall:</u> Brennstoff verbleibt innerhalb des Hüllrohrs <sup>c</sup> <u>Leckstörfall:</u> - Brennstabintegrität (sofern $\text{Leck} \leq 0,1 \text{ F}$ ) - Hüllrohrtemperatur $< 1200 \text{ }^\circ\text{C}$ <sup>d</sup> - Hüllrohroxidationstiefe $< 17 \text{ } \%$ <sup>d</sup> - Begrenzung der Hüllrohrdehnung <sup>e</sup>		Aufrechterhaltung der Brennelementbedeckung Begehrbarkeit des Sicherheitsbehälters <sup>f</sup>		<u>Transiente mit unterstelltem RESA Ausfall:</u> (Betriebsphase A) dauerhafte Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit <u>Notstandsfälle:</u> (Betriebsphase A-C) mechanische Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit <sup>g</sup>		Begehrbarkeit des Sicherheitsbehälters <sup>f</sup>	

<sup>a</sup> Kein Erreichen der Brennstoffschmelztemperatur im Heißstab unter Beachtung der radialen Leistungsverteilung im Pellet.

<sup>b</sup> 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.

<sup>c</sup> 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.

<sup>d</sup> 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.

<sup>e</sup> Erhaltung einer freien Strömungsfläche, die eine ausreichende Kühlung der Brennstäbe sicherstellt.

<sup>f</sup> Sofern für die Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente die Begehrbarkeit des Sicherheitsbehälters (SHB) bzw. des Reaktorgebäudes erforderlich ist, ist nachgewiesen, dass die Bedingungen für die Begehrbarkeit eingehalten werden.

<sup>g</sup> Siehe auch Vorsorgemaßnahmen für Notstandsfälle in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10).

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)													
Nachweiskriterien	Siehe unter „Kühlung der Brennelemente“													
	Brennstabhüllrohr:	PCI <sup>a</sup>	-			Leckstörfall > 0.1 F; Brennstabschadens- umfang ≤ 10 %		-			-			
	Druckführende Umschließung:	DWR: P <sub>PK</sub> < P <sub>DHSIV</sub> <sup>b</sup> SWR: P <sub>PK</sub> < P <sub>S+E-V</sub> <sup>b</sup>		P <sub>PK</sub> < P <sub>AbsNKS</sub> <sup>c</sup>	-		Siehe Anhang A1					Siehe Anhang A1		
		Siehe Anhang A1												
	Sicherheitsbehälter (SHB):	Druckanstieg im SHB < Ansprechkriterien Reaktorschutz		-			P <sub>SHB</sub> ≤ P <sub>SHB-A</sub> <sup>d</sup>		-			P <sub>SHB</sub> ≤ P <sub>SHB-A</sub> <sup>e</sup>		-
		SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer					SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer Begrenzung der -Zirkon-Wasser- Reaktion auf < 1 % des gesamten im Reaktorkern enthaltenen Zirkoniums -max. lokalen H <sub>2</sub> -Konzentration im SHB auf Werte unterhalb der Zündgrenze					SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer		
Siehe Anhang A1							Siehe Anhang A1					Siehe Anhang A1		
Aufrechterhaltung der Rückhaltungsfunktion von Einrichtungen:	Begrenzung der Aktivitätskonzentration im Sekundärdampf bei betrieblichen Leckagen (DWR) ----- Vermeidung unkontrollierter und/oder 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			

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

<sup>b</sup> Druck des Reaktorkühlsystems unterhalb des Ansprechdrucks der Druckhaltersicherheitsventile (DWR) bzw. Sicherheits- und Entlastungsventile in der Sicherheitsfunktion (SWR).

<sup>c</sup> Druck des Reaktorkühlsystems unterhalb des Ansprechdrucks der Druckabsicherung Nachkühlsystem.

<sup>d</sup> Zum Vorgehen bei der Bestimmung des Auslegungsdrucks des Sicherheitsbehälters siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Nachweisführungen und Dokumentation“ (Modul 6), Anhang 2.

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 StrlSchV:	Einhaltung der Grenzwerte nach §§ 46, 47 StrlSchV					Einhaltung der Störfallplanungswerte nach §49 StrlSchV					-

## Teil 2: Brennelementlagerung und –handhabung

Sicherheitsebene:	2	3	4a
Betriebsphase:	A – F	A – F	A – F
Schutzziel:	Kontrolle der Reaktivität (R)		
Sicherheitstechnisches Nachweisziel:	Sicherstellung der Unterkritikalität		
Nachweiskriterium: Neutronen-Multiplikationsfaktor $k_{\text{eff}}$ :	< 0,95	< 0,95 <sup>a</sup>	< 0,99
Schutzziel:	Kühlung der Brennelemente (K) <sup>c</sup>		
Sicherheitstechnische 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 <sup>b</sup>	Begrenzung der Beckenwassertemperatur auf Werte, bei denen die Integrität des Beckens sichergestellt ist <sup>b</sup>
	ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung der erforderlichen Zulaufverhältnisses für die Beckenpumpen	ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung der Brennelementekühlung	ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung einer Überlauf- bzw. Verdampfungskühlung (Erhaltung der Brennstabintegrität)
Schutzziel:	Einschluss der radioaktiven Stoffe (B) <sup>c</sup>		
Sicherheitstechnische Nachweisziele:	Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente	Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente	Siehe Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente
Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Gebäuden und Systemen:	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
Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)			
Einhaltung der Vorgaben der StrISchV:	Einhaltung der Grenzwerte nach §§ 46, 47 StrISchV)	Einhaltung der Störfallplanungswerte (§49 StrISchV)	-

<sup>a</sup> Für spezielle Ereignisse (siehe Ereignisliste Tabelle 2.4): < 0,98.<sup>b</sup> 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.<sup>c</sup> Nachweisziele der entsprechenden Schutzziele nur für nasse Lagerungs- und Handhabungsvorgänge gültig.

## 4 Definitionen und Abgrenzungen der Betriebsphasen für DWR und SWR

Tabelle 4.1: Definition der Betriebsphasen für DWR und SWR

Betriebsphase	Definition
<b>A</b>	Leistungsbetrieb über die Hauptwärmesenke. Die Betriebsphase umfasst alle Lastzustände der Anlage.
<b>B</b>	Anfahren bzw. Abfahren der Anlage mittels Haupt- oder Ersatzwärmesenke.
<b>C</b>	Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlsystem.
<b>D</b>	Nachkühlbetrieb mit dem nuklearen Nachkühlsystem bei nicht druckdicht verschlossenem Primärkreislauf / Reaktorkühlsystem. Flutraum / Absetzbecken nicht oder nur teilweise geflutet.
<b>E</b>	Nachkühlbetrieb bei vollständig geflutetem Flutraum / Absetzbecken.
<b>F</b>	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
<b>A</b>		Die Borkonzentration wurde beim Abfahren der Anlage gerade auf den Wert $c(H-K)$ angehoben.
<b>B</b>	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>C</b>	Die betriebliche Nachwärmeabfuhr wird von der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem) übernommen, der Primärkreislauf ist druckdicht verschlossen.	Der Primärkreislauf ist gerade noch druckdicht verschlossen.
<b>D</b>	Der Primärkreislauf ist gerade nicht mehr druckdicht verschlossen.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch nicht vollständig geflutet.
<b>E</b>	Der Flutraum und das Absetzbecken wurden gerade vollständig geflutet.	Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade noch nicht gesetzt.

<b>F</b>	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.
	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.	
<b>E</b>	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.
<b>D</b>	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.
<b>C</b>	Der Primärkreislauf wurde gerade druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit der primärseitigen Wärmesenke (Not- und Nachkühlsystem).	Die betrieblichen Auslegungsgrenzen des Nachwärmeabfuhrsystems (Druck und Temperatur im Primärkreislauf) sind gerade noch eingehalten, so dass die Nachwärmeabfuhr noch über die primärseitige Wärmesenke erfolgt.
<b>B</b>	Die betrieblichen Auslegungsgrenzen des Nachwärmeabfuhrsystems (Druck und Temperatur im Primärkreislauf) sind gerade nicht mehr eingehalten, die Wärmeabfuhr erfolgt über die sekundärseitige Wärmesenke.	Die Borkonzentration $c(H-K)$ wird während der Entborierung zum Anfahren gerade noch eingehalten.
<b>A</b>	Die Borkonzentration $c(H-K)$ wird beim Anfahren der Anlage gerade unterschritten.	

**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 steuerstabfreien kalten Kerns die gemäß Tabelle 3.1, Teil 1 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
<b>A</b>		Die Anlage wird durch das Einfahren der Steuerstäbe nuklear abgeschaltet, die Steuerstäbe sind gerade noch nicht vollständig eingefahren.
<b>B</b>	Die Anlage wurde durch das Einfahren der Steuerstäbe gerade nuklear abgeschaltet.	Die Nachwärmeabfuhr erfolgt gerade noch über die Hauptwärmesenke, kurz vor dem Ü-



		bergang auf das nukleare Nachkühlsystem.
<b>C</b>	Die Nachwärmeabfuhr wird gerade vom nuklearen Nachkühlsystem übernommen, das Reaktorkühlsystem ist druckdicht verschlossen.	Das Reaktorkühlsystem ist gerade noch druckdicht verschlossen.
<b>D</b>	Das Reaktorkühlsystem ist gerade nicht mehr druckdicht verschlossen.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch nicht vollständig geflutet.
<b>E</b>	Der Flutraum und das Absetzbecken wurden gerade vollständig geflutet.	Der Flutraum und das Absetzbecken sind gerade noch gefüllt, mit dem Entleeren wird begonnen.
<b>D</b>	Mit dem Entleeren des Flutraums und des Absetzbeckens wurde gerade begonnen.	Mit den Arbeiten zum Verschließen des Reaktorkühlsystems wurde begonnen, er ist gerade noch nicht druckdicht verschlossen.
<b>C</b>	Das Reaktorkühlsystem wurde gerade druckdicht verschlossen, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mit dem nuklearen Nachkühlsystem.	Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wird zum Anfahren beendet.
<b>B</b>	Die Nachwärmeabfuhr über das nukleare Nachkühlsystem wurde gerade zum Anfahren beendet.	Mit dem Ziehen der Steuerstäbe zum Zweck der Leistungserzeugung wird begonnen, die Steuerstäbe sind gerade noch vollständig eingefahren.
<b>A</b>	Die Anlage wird durch das Ausfahren der Steuerstäbe nuklear angefahren, die Steuerstäbe sind gerade noch eingefahren.	
<b>Sonderfall für den SWR</b>		
<b>F</b>	Die Brennelemente sind vollständig aus dem Kern ausgeladen, das Beckenschütz ist gerade gesetzt.	Das Beckenschütz wird bei vollständig in das Brennelement-Lagerbecken ausgeladenem Kern gerade 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 5.1: 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)).

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 Nichteinhaltung von mindestens einem Schutzziel führen können.

Folgende Ereigniskategorien sind anlagentypspezifisch bestimmt, 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,

## ENTWURF

- 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,
- Zunahme des Kühlmittelinventars,
- Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken,
- Ausfall in der Energieversorgung,
- Reaktivitätsereignis 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 die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Vorsorgemaßnahmen nachgewiesen wird, 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.

## ENTWURF

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	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
<b>Sicherheitsebene 2</b>					
<b>Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr</b>					
E2-01	Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur-/Druckabsenkung im Dampferzeuger bzw. im Primärkreislauf führen.	R	A		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt. <b>Hinweis:</b> 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 führen.	K	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt. <b>Hinweis:</b> Z.B. Störungen an der Turbinenregelung, teilweises Fehleinfahren von Frischdampf-Absperrarmaturen.
E2-03	Fehlerhaftes Schließen von Armaturen, die zu relevanten Änderungen im Frischdampf- oder Speisewasserdurchsatz führen.	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	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
		S			
E2-07	Lastabwurf auf Eigenbedarf	R K B	A		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Mit und ohne Umschaltung auf Fremdnetzversorgung.
E2-08	Ausfall einzelner Hauptspeisewasserpumpen	K B	A		
<b>Sekundärseitige Wärmeabfuhr - Leckagen</b>					
E2-09	Leckage im Frischdampf- oder Speisewassersystem inklusive Dampferzeugerabschlammung innerhalb Sicherheitsbehälter	K B	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt. <b>Hinweis:</b> Keine Anregung des Reaktorschutzkriteriums „Differenzdruck Anlagen-/Betriebsräume zur Atmosphäre: $\Delta p_{Anl-Atm} > 30 \text{ hPa}$ “.
E2-10	Frischdampf- oder Speisewasserleckage außerhalb Reaktorgebäude (nach 1. Absperrarmatur bzw. Festpunkt)	B S	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.
<b>Durchsatzänderung im Primärkreislauf</b>					
E2-11	Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe	R K	A-B		
E2-12	Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen	R K	A-B		
E2-13	Bruch einer Hauptkühlmittelpumpenwelle	K B	A		
<b>Druckänderung im Primärkreislauf</b>					
E2-14	Druckabfall durch fehlerhaftes Druckhalter-Sprühen oder fehlerhaftes Öffnen von Armaturen	K	A-B		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E2-15	Druckanstieg durch fehlerhaftes Einschalten der Druckhalter-Heizung	B	A-C		
<b>Zunahme Reaktorkühlmittelinventar</b>					
E2-16	Fehlerhaftes Einspeisen bzw. Reduzierung der Entnahmeraten durch betriebliche Systeme oder Sicherheitssysteme	K B	A-C		
<b>Abnahme Reaktorkühlmittelinventar</b>					
E2-17	Unbeabsichtigtes kurzfristiges Öffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils oder Druckhalter-Abblaseventils	K B	A-C		<b>Hinweis:</b> Kurzfristig, so dass die Berstscheiben des Abblasebehälters intakt bleiben. Für das Druckhalter-Sicherheitsventil sind nur die Betriebsphasen B und C berücksichtigt.
E2-18	Betriebliche Leckagen an Dampferzeugerheizrohren	S	A-C		
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		<b>Hinweis:</b> Schutzziel B ist relevant für Betriebsphase C (Primärkreislauf geschlossen).
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		
<b>Ausfall der Nachwärmeabfuhr</b>					
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		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Be- triebs- phase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
<b>Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung</b>					
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 Steuerelementes	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	Einsetzen und Inbetriebnahme eines reaktivitätswirksamen Brennelementes in einer falschen Position	R K	E, A	Schutzziel R (Unterkritikalität) in Betriebsphase E Schutzziel K in Betriebsphase A	
E2-30	Nichteinhaltung der Zuschaltbedingungen bei der Inbetriebnahme einer Hauptkühlmittelpumpe	R	A		
E2-31	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus einem anschließenden System (z.B. Umgehung des Rekuperativ-Wärmetauschers des Volumenregelsystems)	R	A-B		
<b>Störung oder Leckage in nuklearen Hilfssystemen</b>					
E2-32	Störung oder Leckage im Abgas- und Abwasseraufbereitungssystem oder in anderen nuklearen Hilfssystemen mit Freisetzung	S	A-F		
E2-33	Fehlerhafter Spül- bzw. Evakuierungsbetrieb	S	C		
<b>Ausfall in der Energieversorgung</b>					
E2-34	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	R K B	A-E		<b>Hinweis:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt..



Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
		S			
<b>Einwirkung von innen</b>					
E2-35	Lastabsturz	K B	A-E		
E2-36	Lüftungs- / Kühlungsausfall	---	A-E	<b>Präzisierung der Nachweisziele:</b> Sicherer Einschluss von Aktivitäten im Kontrollbereich (Unterdruckhaltung). Einhaltung spezifizierter Umgebungsbedingungen von Elektrotechnik- und Leittechnik-Komponenten.	<b>Hinweis:</b> 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.

<b>Sicherheitsebene 3</b>					
<b>Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr</b>					
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		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind berücksichtigt. <b>Hinweis:</b> Z.B. vollständiges Fehlöffnen Frischdampf-Umleitstation, Fehlöffnen von Frischdampf-Sicherheits- und Frischdampf-Abblaseregelventilen. 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	K B	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind berücksichtigt. Betrachtete Fälle: Z.B. zwei bis alle Frisch-

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Be- triebs- phase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	bzw. im Primärkreislauf führt.				dampf-Absperrarmaturen.
E3-03	Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung	K	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind berücksichtigt.
E3-04	Fehlfunktion in der Speisewasserversorgung, die zu einem unzulässigen Füllstandanstieg im Dampferzeuger bzw. zur Überflutung der Frischdampf-Leitung führt	K	A-B		
<b>Sekundärseitige Wärmeabfuhr – Leckstörfälle</b>					
E3-05	Sekundärseitiges Leck bzw. sekundärseitiger Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters	R K B	A-C		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> 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. <b>Hinweis:</b> Bei niedrigen Primärkreisdrücken 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 inklusive Dampferzeugerabschlämmung innerhalb des Ringraums	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> 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.
E3-07	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem außerhalb Reaktorgebäude (nach 1. Absperrarmatur bzw. Festpunkt.)	R K B S	A-C		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch der Frischdampf-Leitung berücksichtigt.

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.
E3-08	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem zwischen Ringraum und erster Absperrung	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-09	Frischdampfleitungsbruch nach der ersten Absperrung mit maximalem 2F-Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres	R K B S	A-B		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.
E3-10	Fehlöffnen eines Frischdampf-Sicherheitsventils mit 2F-Folgebruch eines Dampferzeuger-Heizrohres	R K B S	A-B		
E3-11	Bruch von Anschlussleitungen ( $\leq$ DN 150) in der Frischdampf-Armaturenkammer	R K B S	A-B		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.
<b>Zunahme Reaktorkühlmittelinventar</b>					
E3-12	Fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder von Sicherheitssystemen bei Unwirksamkeit vorgesehener Begrenzungsmaßnahmen	K B	A-C		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
<b>Abnahme Reaktorkühlmittelinventar</b>					
E3-13	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)	
<b>Ausfall der Nachwärmeabfuhr</b>					
E3-14	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K B	C-E		<b>Hinweis:</b> Im Gegensatz zum Ereignis E2-23 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).
<b>Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung</b>					
E3-15	Fehlerhaftes Ausfahren des wirksamsten Steuerelements bzw. Steuerelementgruppe mit Ausfall der Begrenzungseinrichtungen	R K	A		
E3-16	Auswurf des wirksamsten Steuerelements	R K	A		<b>Hinweis:</b> Siehe auch "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung 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.
E3-17	Ungünstigste Fehlbeladung der drei reaktivsten Brennelemente	R	E		<b>Hinweis:</b> Die sich ergebende Endkonfiguration ist: 4 reaktivste Brennelemente in ungünstigster Anordnung positioniert.
E3-18	Absturz eines Brennelements auf den Reaktorkern	R	E		<b>Hinweis:</b> Unterkritikalitätsnachweis bei auf dem Kern

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Be- triebs- phase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					liegendem Brennelement
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)	R K	A-B		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Mögliche Quellen des Eintrags und zu erwartende Mengen bis zur Erkennung werden untersucht. Dabei sind berücksichtigt: <ul style="list-style-type: none"> <li>- Eintrag aus anschließenden Systemen über Wärmetauscher-Rohre, Dichtungen und/oder Armaturensitzleckagen und</li> <li>- Speisewassereintrag während des Abfahrens unter Notstrombedingungen nach Dampferzeugerheizrohr-Bruch.</li> </ul>
E3-20	Fehlerhafte Einspeisung von Deionat aus angeschlossenen Systemen mit nicht beherrschbaren Auswirkungen	R K VM	B-E	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Dabei sind berücksichtigt: <ul style="list-style-type: none"> <li>- Fehlerhaftes Befüllen von Behältern,</li> <li>- Eintrag aus anschließenden Systemen über Wärmetauscher-Rohre, Dichtungen und/oder Armaturensitzleckagen und</li> <li>- Fehleinspeisen in den Primärkreislauf.</li> </ul> <b>Hinweis:</b> 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.
E3-21	Bildung unterborierter Bereiche im Primärkreislauf (Interne Deborierung)	R K VM	A-C		<b>Hinweis:</b> Mögliche Quellen der Bildung von unterborierten Bereichen sind untersucht. Ursachen können z. B. sein: <ul style="list-style-type: none"> <li>- Reflux-Condenser-Betrieb nach kleinem Leckstörfall sowie</li> <li>- Abfahren mit 3 Kreisläufen und sekundärseitig isoliertem Dampferzeuger sowie Einspeisung des nicht aufborierten Kreis-</li> </ul>

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					laufs nach Wiedereinsetzen des Naturumlaufs. VM hinsichtlich der Unterbindung der Zuschaltung von Hauptkühlmittelpumpen während bzw. nach Reflux-Condenser-Betrieb.
E3-22	Unterkühlungstransienten durch Frischdampf-/Speisewasserleck/-bruch	R K	A	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> Wiederkritischwerden bei Lecks in der Frischdampfleitung $\geq 0,1$ F zulässig, sofern die Kriterien für die Kühlung der Brennelemente eingehalten werden.	
<b>Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters</b>					
E3-23	Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters	R K B S	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Bei Deborierung nach Reflux-Condenser-Mode unter Berücksichtigung der eingefahrenen Steuerelemente und der zeitabhängigen Xenonkonzentration. <b>Hinweis:</b> Charakteristisches Merkmal: Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung notwendig. Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.
E3-24	Mittleres Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $\leq 0,1F$ )	R K B S	A-B		<b>Hinweis:</b> Charakteristisches Merkmal für das mittlere Leck: Wärmeabfuhr über Leck ausreichend => Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung nicht generell notwendig. Zu den Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A2.

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Be- triebs- phase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-25	Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt > 0,1F bzw. Fläche der größten Anschlussleitung)	R K B S	A-B	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> Unterkritikalität kurz- und langfristig ohne Kreditnahme der Steuerelementen.	<b>Hinweis:</b> Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.  Der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittelleitung („2F-Bruch“) bestimmt die Dimensionierung des Not- und Nachkühlsystems, die Druckauslegung des Sicherheitsbehälters, die Auslegung der Pumpenschwungräder gegen Überdrehzahl und die Störfallfestigkeit aller Komponenten.
E3-26	Leck am Anschlussstutzen der Hauptkühlmittelleitung am Reaktordruckbehälter	VM K	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10)	<b>Hinweis:</b> VM hinsichtlich Begrenzung Druckaufbau innerhalb des biologischen Schildes . Schutzziel K hinsichtlich der Sicherstellung einer ausreichenden Kühlmittelüberdeckung der Sumpfansaugeleitungen wegen zu berücksichtigendem Totraumvolumen in der Reaktorgrube.
E3-27	„20 cm <sup>2</sup> “-Leck am Reaktordruckbehälter unterhalb der Kernoberkante	R K B S	A-B		<b>Hinweis:</b> Die Leckfläche von 20 cm <sup>2</sup> ist auslegungsrelevant für die Abströmungsbedingungen am biologischen Schild
E3-28	Leck Reaktordruckbehälter-Deckelbereich ohne ausreichende Abflussmöglichkeit vom Flutraum zum Sicherheitsbehälter-Sumpf	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10)	
E3-29	Leck durch Instandhaltungs- oder Schaltungsfehler am Primärkreislauf	K B S	C-E		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Die Leckgröße ist bestimmt durch den größten freien Querschnitt in den Systeman-

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					<p>schlussleitungen 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.</p> <p><b>Hinweis:</b></p> <p>Anforderung an die Notkühlwirksamkeit, die eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen (z.B. Reaktorschutz) ist berücksichtigt .</p>
E3-30	Fehlöffnen und/oder Offenbleiben eines Druckhalter-Sicherheitsventils oder Druckhalter-Abblaseventils z.B. bei Funktionsprüfungen	K B	B-C		<p><b>Hinweis:</b></p> <p>Die eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen (z.B. Reaktorschutz) ist berücksichtigt.</p>
E3-31	Versagen eines Dampferzeuger-Heizrohres (größer als betrieblich zulässige Leckagen und bis maximal 2F)	K B S	A-B		<p><b>Ergänzende Randbedingungen:</b></p> <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>
<b>Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters</b>					
E3-32	Leck im Nachkühlsystem im Ringraum während des Nachwärmeabfuhrbetriebs	K B S	C-E		<p><b>Ergänzende Randbedingungen:</b></p> <p>Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.</p>
E3-33	Leck / Bruch in Primärkühlmittel führenden Wärmetauschern bei Anforderung	K B S	A-E		<p><b>Ergänzende Randbedingungen:</b></p> <p>Leckgröße: bis 2F eines Wärmetauscher-Rohres.</p>
E3-34	Kühlmittelverlust aus dem Sicherheitsbehälter über Systeme, die an die Druckführende Umschließung angeschlossen sind	K B S	A-C		
E3-35	Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters bei Leck in der Sumpfansaugleitung	K B	A-E		



Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	tung oder bei demontierten Sumpfarmaturen	S			
<b>Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen</b>					
E3-36	Leck im Volumenregelsystem außerhalb des Sicherheitsbehälters	S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2. Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-37	Leck in einer Primärkühlmittel führenden Messleitung im Ringraum	S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-38	Leck / Bruch in einer Rohrleitung oder Bruch eines Filters des Abgas- bzw. Gasaufbereitungssystems	S	A-F		
E3-39	Leck eines Behälters mit aktivem Medium	S	A-F		<b>Hinweis:</b> Der Behälter mit dem größten radiologischen Gefährdungspotential ist identifiziert.
<b>Ausfall in der Energieversorgung</b>					
E3-40	Notstromfall länger als 2 Stunden	R K S	A-E		<b>Hinweis:</b> Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt..
<b>Einwirkung von innen</b>					
E3-41	Anlageninterner Brand und/oder anlageninterne Explosion mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-42	Anlageninterner Brand einschließlich Filterbrand sowie Explosion	S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Untersucht sind Brände bzw. Explosionen an Komponenten bzw. in Systembereichen mit

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Be- triebs- phase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					hohem Aktivitäts-Freisetzungspotential.
E3-43	Überflutung innerhalb sicherheitstechnisch relevanter Gebäude mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-44	Überflutung innerhalb des Ringraums oder in anderen sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden	- - -	A-F	<b>Präzisierung des Nachweiszies:</b> Nachweisziel ist die Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen	<b>Hinweis:</b> Berücksichtigt werden alle relevanten Freisetzungsmöglichkeiten von Wasser auch durch menschliche Fehlhandlungen (insbesondere während Instandhaltungs- bzw. -setzungsarbeiten).
E3-45	Leck am Flutraum/Absetzbecken durch Lastabsturz (inklusive Brennelement-Absturz)	K B S	D-E		<b>Hinweis:</b> Größere, nicht beherrschbare Schäden sind durch Vorsorgemaßnahmen (VM) ausgeschlossen.
E3-46	Absturz von schweren Lasten mit nicht beherrschbaren Folgen	VM	A-E	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-47	Hochenergetische Bruchstücke infolge Komponentenversagen inkl. Versagen des Hauptkühlmittelpumpen-Schwungrades durch Überdrehzahl bei Kühlmittelverlust sowie Bruch eines Steuerstabstutzens bzw. Steuerstabauswurf.	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-48	Versagen hochenergetischer Rohrleitungen und Behälter	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-49	Elektromagnetische innere Einwirkungen (außer Blitz)	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
<b>Einwirkung von außen</b>					
E3-50	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	VM S	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Hinsichtlich S: Unterstellt wird das Versagen des Behälters, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert.
E3-51	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 Kühlwassereinflüssen (bspw. Muschelbewuchs, Quallen)	VM	A-F		
E3-52	Kollision von Fahrzeugen auf dem Anlagen Gelände mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen, Strukturen oder Komponenten	VM	A-F		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-53	Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut und Schiffsunfälle	VM	A-F		
E3-54	Elektromagnetische äußere Einwirkung (außer Blitz)	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
<b>Sicherheitsebene 4</b>					
<b>Sicherheitsebene 4a</b>					
<b>Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)</b>					
E4a-01	Ausfall der Hauptwärmesenke, z.B. durch Verlust des Kondensatorvakuum 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 Dampfentnahme, z.B. durch Öffnen der Umleitstation oder der Frischdampfsicherheitsventile	R K B	A		
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		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
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		
<b>Einwirkung von außen</b>					
E4a-09	Funktionsausfall der Warte	R K B	A-F		
E4a-10	Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder von benachbarten Anlagen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)
E4a-11	Flugzeugabsturz	VM	A-F		
E4a-12	Anlagenexterne Explosion	VM	A-F		
E4a-13	Eindringen gefährlicher Stoffe	VM	A-F		Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (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
<b>Sicherheitsebene 2</b>					
<b>Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr</b>					
E2-01	Fehlfunktionen im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur bzw. Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem führen.	K	A-B		<b>Hinweis:</b> 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		<b>Hinweis:</b> 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	R K	A		
E2-04	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation bzw. mit verzögertem Ausfall der Umleitstation	R K B	A		
E2-05	Ausfall Hauptwärmesenke	R K B	A-B		
E2-06	Lastabwurf auf Eigenbedarf	R B	A		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Mit und ohne Umschaltung auf Fremdnetzversorgung.
E2-07	Ausfall einer Hauptspeisewasserpumpe	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
<b>Durchsatzänderung im Reaktorkühlsystem</b>					
E2-09	Ausfall einzelner / mehrerer / aller Zwangsumwälzpumpen	R K	A-B		<b>Hinweis:</b> Auswirkung auf Stabilität des Kerns ist berücksichtigt.
E2-10	Fehlerhaftes Hochlaufen der Zwangsumwälzpumpen	R K	A-B		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Anstieg der Drehzahl der Pumpen von der Minstdrehzahl mit maximalem Drehzahlgradienten.
<b>Zunahme Reaktorkühlmittelinventar</b>					
E2-11	Fehler in der Füllstandhaltung oder bei der Abfuhr von Überschusswasser oder fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder Sicherheitssysteme	R	A-C		<b>Hinweis:</b> Anforderungen an die Füllstandsbegrenzung. Vermeidung eines Wassereintrags in die Frischdampf-Leitung.
E2-12	Fehlerhaftes Einspeisen mit einem Strang der Flutsysteme	- - -	D	<b>Präzisierung des Nachweiszieles:</b> Langfristige Sicherstellung des Kühlmittelinventars.	<b>Hinweis:</b> Anforderungen an Prozeduren. Relevant nur in Betriebsphase D wegen Überspeisung des Reaktordruckbehälters bei nicht gesetztem Flutkompensator.
<b>Abnahme Reaktorkühlmittelinventar</b>					
E2-13	Leckage im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb Sicherheitsbehälter	S	A-B		
E2-14	Leckage im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb Reaktorgebäude	S	A-B		
E2-15	Leckage im Frischdampf- oder Speisewassersystem im Maschinenhaus	S	A-B		
E2-16	Leckage in mit Reaktorkühlmittel beaufschlagten Kühlern	S	A-E		<b>Hinweis:</b> Anforderungen an die Überwachung.
E2-17	Leckage an Anschlussleitungen des Reaktorkühlsystems innerhalb des Sicherheitsbehälters	- - -	A-C	<b>Präzisierung des Nachweiszieles:</b> Leckageerkennung	<b>Hinweis:</b> Anforderungen an die Überwachung.

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E2-18	Leckage durch Instandhaltungsarbeiten am Reaktordruckbehälter-Boden	K	E		<b>Hinweis:</b> Anforderung an Prozeduren. Grenze: Leckage ist betrieblich überspeisbar.
<b>Ausfall der Nachwärmeabfuhr</b>					
E2-19	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K B	C-E		
E2-20	Abschaltung aller Nachkühlstränge durch Druckanstieg oder Füllstandabfall	K B	B-E		
<b>Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung</b>					
E2-21	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerstäben oder Steuerstabgruppen	R K	A		
E2-22	Fehleinschießen bzw. Fehleinfahren eines Steuerstabs	K	A		
E2-23	Fehlerhaftes Sammeleinfahren bei hoher Leistung	R B	A		
E2-24	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung (Unterkühlungstransiente).	R K	A		<b>Hinweis:</b> Auswirkung auf Stabilität des Kerns ist beachtet.
E2-25	Störungen in der Reaktorleistungsregelung	R K	A		
E2-26	Einsetzen und Inbetriebnahme eines reaktivitätswirksamen Brennelementes in einer falschen Position	R K	E, A	Schutzziel R (Unterkritikalität) in Betriebsphase E Schutzziel K in Betriebsphase A	



Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
<b>Störung oder Leckage in nuklearen Hilfssystemen</b>					
E2-27	Störung oder Leckage im Abgas- und Abwasseraufbereitungssystem und sonstigen nuklearen Hilfssystemen mit Freisetzung	S	A-F		
E2-28	Fehlerhafter Spül- bzw. Evakuierungsbetrieb	S	C		
<b>Ausfall in der Energieversorgung</b>					
E2-29	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	R K B S	A-E		
<b>Einwirkung von innen</b>					
E2-30	Lastabsturz	K B	A-E		
E2-31	Lüftungs- / Kühlungsausfall	---	A-E	<b>Präzisierung der Nachweisziele:</b> Sicherer Einschluss von Aktivitäten im Kontrollbereich (Unterdruckhaltung). Einhaltung spezifizierter Umgebungsbedingungen von Elektrotechnik- und Leittechnik-Komponenten.	<b>Hinweis:</b> 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.
<b>Sicherheitsebene 3</b>					
<b>Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr</b>					
E3-01	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speiswasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem führt.	R K	A-B		<b>Hinweis:</b> Z.B. vollständiges Fehllöffnen Frischdampf-Umleitstation, Fehllöffnen von Sicherheits- und Entlastungsventilen.

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-02	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speiswasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckerhöhung im Reaktorkühlsystem führt.	R K B	A-B		<b>Hinweis:</b> Z.B. fehlerhaftes Schließen aller Frischdampf-Absperrarmaturen.
E3-03	Ausfall eines Hochdruck-Einspeisestranges nach Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen	R K	A		
<b>Zunahme Reaktorkühlmittelinventar</b>					
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		
<b>Abnahme Reaktorkühlmittelinventar</b>					
E3-05	Fehlerhafter Abfall des Füllstands im Reaktordruckbehälter mit Folge des Abschaltens der Nachkühlpumpen	K	C-D		
<b>Ausfall der Nachwärmeabfuhr</b>					
E3-06	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K B	C-E		<b>Hinweis:</b> Im Gegensatz zum Ereignis E2-19 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).
<b>Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung</b>					
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	A		<b>Hinweis:</b>

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
		K			Siehe auch "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung 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.
E3-10	Herausfallen des wirksamsten Steuerstabs	R K	A		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Herausfallen über die Länge eines Klinkenabstands.
E3-11	Absturz eines Brennelements in den gerade noch nicht kritischen Reaktorkern	VM	E	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderung an die Auslegungen und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	<b>Hinweis:</b> Anforderung an die Beladeverriegelungen.
E3-12	Absturz eines Brennelements auf den Reaktorkern	R	E		<b>Hinweis:</b> Unterkritikalitätsnachweis bei auf dem Kern liegendem Brennelement.
E3-13	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens	VM	E	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-14	Fehlerhaftes Ausfahren eines Steuerstabs beim Abschaltsicherheitstest	R K	E		

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-15	Fehlbeladung einer Viererzelle mit nachfolgender Funktions- und Unterkritikalitätsprüfung	R K	E		<b>Hinweis:</b> Die sich ergebende Endkonfiguration ist: 4 reaktivste Brennelemente in ungünstigster Anordnung positioniert.
E3-16	Nuklear-thermohydraulische Instabilität	R K	A		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Gleich- und gegenphasige Schwingungen sind analysiert.
E3-17	Fehlerhaftes Hochlaufen der Zwangsumwälzpumpen	R K	A		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Hochlaufen der Pumpen von Minstdrehzahl mit maximalem Drehzahlgradienten ohne Berücksichtigung von Begrenzungen
E3-18	Kaltwassertransiente im Reaktordruckbehälter	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
<b>Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters, nicht absperrbar</b>					
E3-19	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $\leq 0,1F$ der Frischdampf-Leitung)	R K B S	A-B		<b>Hinweis:</b> Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.
E3-20	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $> 0,1 F$ der Frischdampf-Leitung bzw. Fläche der größten Anschlussleitung)	R K B S	A-B		<b>Hinweis:</b> Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.  Der doppelendige Bruch der Frischdampfleitung („2F-Bruch“) bestimmt die Dimensionierung

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					<p>rung des Druckabbausystems, der für Abschaltung und Kernkühlung notwendigen Reaktordruckbehälter-Einbauten und des Not- und Nachkühlsystems sowie die Druckauslegung des Sicherheitsbehälters und die Störfallfestigkeit aller Komponenten.</p>
E3-21	„80 cm <sup>2</sup> “-Leck am Reaktordruckbehälter-Boden	R K B S	A-B		
E3-22	Leck durch Instandhaltungs- oder Schaltungsfehler am Reaktorkühlsystem	K	C-E		<p><b>Ergänzende Randbedingungen:</b></p> <p>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.</p> <p>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.</p> <p><b>Hinweis:</b></p> <p>Hieraus können sich ggf. Anforderungen an die Sumpffunktion des Sicherheitsbehälter ergeben (Schleusen geschlossen)</p>
E3-23	Leck am Flutkompensator	K S	D-E		<p><b>Ergänzende Randbedingung:</b></p> <p>Angenommen wird der konstruktiv freilegbare Leckquerschnitt bei Dichtungsversagen.</p> <p><b>Hinweis:</b></p> <p>Anforderung an die Herstellung der Sumpffunktion und Prozeduren.</p>
E3-24	Leck am Boden des Reaktordruckbehälters	K	E		<b>Hinweis:</b>

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	<ul style="list-style-type: none"> <li>- durch fehlerhaftes Ziehen einer Pumpenwelle oder</li> <li>- durch Arbeiten an Steuerstabantrieben oder Messlanzen</li> </ul>	S			Ggf. temporäre Anforderung an die Sumpffunktion des Sicherheitsbehälters bis die zuverlässige Funktion der Absperreinrichtung festgestellt ist (Schleusen geschlossen).
<b>Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters</b>					
E3-25	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb des Reaktorgebäudes	R K B S	A-B		<b>Hinweis:</b> Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang A2.
E3-26	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb des Maschinenhauses	R K B S	A-B		<b>Hinweis:</b> Zu den Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang A2.
E3-27	Frischdampf-Leitungsbruch zwischen der Erst- und Zweitabspernung	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-28	Leck/Bruch an einer Reaktorkühlmittel führenden Messleitung im Reaktorgebäude	S	A-C		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> 2F-Bruch einer 30 min lang nicht abspernbaren Messleitung im Reaktorgebäude. Die ungünstigste Betriebsphase ist hinsichtlich der Radiologie untersucht (Spiking-Effekt).
E3-29	Leck / Bruch im Reaktorwasserreinigungssystem im Reaktorgebäude	S	A-E		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-30	Leck / Bruch in mit Reaktorkühlmittel beaufschlagten Kühlern bei Anforderung	B S	A-E		

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-31	Leck aus der Kondensationskammer	K B	A-B		<b>Hinweis:</b> Das Ereignis ist relevant für den Übergang auf geschlossenes Nachkühlen sowie Überflutung des Reaktorgebäudes.
E3-32	Leck im Druckentlastungsrohr der Kondensationskammer	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-33	Leck / Bruch im Schnellabschaltsystem im Reaktorgebäude	R B	A		<b>Hinweis:</b> Anforderung an die Auslegung des Schnellabschaltsystems.
E3-34	Leck im Nachkühlsystem im Reaktorgebäude während des Nachwärmeabfuhrbetriebs	K B S	C-E		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-35	Kühlmittelverlust aus dem Sicherheitsbehälter über die an die druckführende Umschließung angeschlossenen Systeme	B S	A-C		
E3-36	Kühlmittelverlust ins Reaktorgebäude nach Kühlmittelverlust-Störfall innerhalb des Sicherheitsbehälters bei demontierten Sumpfbzw. Kondensationskammerarmaturen	K B S	A-E		
<b>Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen</b>					
E3-37	Leck/Bruch in einer Rohrleitung oder Bruch eines Filters des Abgas- bzw. Gasaufbereitungssystems	S	A-F		

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-38	Leck eines Behälters mit aktivem Medium	S	A-F		<b>Hinweis:</b> Der Behälter mit dem größten radiologischen Gefährdungspotential ist identifiziert.
<b>Ausfall in der Energieversorgung</b>					
E3-39	Notstromfall länger als 2 Stunden	R K S	A-E		
<b>Einwirkung von innen</b>					
E3-40	Anlageninterner Brand und/oder anlageninterne Explosion mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-41	Anlageninterner Brand einschließlich Filterbrand sowie Explosion	S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Untersucht ist der Brand an Komponenten bzw. in Systembereichen mit hohem Aktivitäts-Freisetzungspotential.
E3-42	Überflutung innerhalb sicherheitstechnisch relevanter Gebäude mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-43	Überflutung innerhalb von sicherheitstechnisch	---	A-F	<b>Präzisierung des Nach-</b>	<b>Hinweis:</b>



Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	nisch relevanten Gebäuden			<b>weiszieles:</b> Nachweisziel ist die Vermeidung redundanzübergreifender Auswirkungen.	Berücksichtigt werden alle relevanten Freisetzungsmöglichkeiten von Wasser auch durch menschliche Fehlhandlungen (insbesondere während Instandhaltungs- bzw. -setzungsarbeiten).
E3-44	Leck am Flutraum/Absetzbecken durch Lastabsturz (inklusive Brennelement-Absturz)	K B S	D-E		<b>Hinweis:</b> Größere, nicht beherrschbare Schäden sind durch Vorsorgemaßnahmen (VM) ausgeschlossen.
E3-45	Absturz schwerer Lasten mit nicht beherrschbaren Folgen	VM	A-E	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-46	Hochenergetische Bruchstücke infolge Komponentenversagen	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-47	Versagen hochenergetischer Rohrleitungen und Behälter	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-48	Elektromagnetische innere Einwirkungen (außer Blitz)	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
<b>Einwirkung von außen</b>					
E3-49	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	VM S	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Hinsichtlich S: Unterstellt wird das Versagen des Behälters, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert.
E3-50	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 Kühlwassereinflüssen (bspw. Muschelbewuchs, Quallen)	VM	A-F		
E3-51	Kollision von Fahrzeugen auf dem Anlagen- gelände mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen, Strukturen oder Komponenten	VM	A-F		
E3-52	Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut und Schiffsunfälle	VM	A-F		

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-53	Elektromagnetische äußere Einwirkung (außer Blitz)	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
<b>Sicherheitsebene 4</b>					
<b>Sicherheitsebene 4a</b>					
<b>Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)</b>					
E4a-01	Ausfall der Hauptwärmesenke, z.B. durch Verlust des Kondensatorvakuaums oder Schließen der Frischdampf-Umleitstation, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung.	R K B	A		<b>Hinweis:</b> 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 Dampfentnahme, 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 Vollast und heißer Bereitschaftszustand	R K B	A		
E4a-06	Maximaler Abfall der Speisewassertemperatur.	R K B	A		

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
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 von benachbarten Anlagen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)
E4a-13	Flugzeugabsturz	VM	A-F		
E4a-14	Anlagenexterne Explosion	VM	A-F		Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)
E4a-15	Eindringen gefährlicher Stoffe	VM	A-F		

Tabelle 5.3: Ereignisliste Brennelement-Lagerbecken DWR und SWR

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Be-triebs-phase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
<b>Sicherheitsebene 2</b>					
<b>Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken</b>					
E2-01	Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges bzw. ungeplante kurzzeitige (max. 30 min) Unterbrechung der gesamten Wärmeabfuhr	K	A-F		
<b>Zunahme des Kühlmittelinventars</b>					
E2-02	Überspeisung des Brennelement-Lagerbeckens	B	A-F		
<b>Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken</b>					
E2-03	Leckage aus dem Brennelement-Lagerbecken oder an seinen Kühl- und Reinigungssystemen	K	A-F		
<b>Ausfall in der Energieversorgung</b>					
E2-04	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	K	A-F		
<b>Reaktivitätsereignis im Brennelement-Lagerbecken</b>					
E2-05	Störungen in der Borkonzentration (nur DWR)	R	A-F		<b>Hinweis:</b> Nur relevant bei Borkredit in der Lagerauslegung.
E2-06	Einsetzen eines reaktivitätswirksamen Brennelements in eine falsche Position	R	A-F		<b>Hinweis:</b> Relevant für Mehrzonenlager.
<b>Sicherheitsebene 3</b>					
<b>Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken</b>					
E3-01	Längerfristiger Ausfall (> 30 min.) zweier Stränge der Brennelement-Lagerbeckenkühlung	K	A-F		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> 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
<b>Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken</b>					
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	Leck am Brennelement-Becken durch Lastabsturz (inklusive Brennelement-Absturz)	K B S	A-F		<b>Hinweis:</b> Folgewirkungen eines Absturzes führen höchstens zu einem beherrschbaren Ereignis der Sicherheitsebene 3. Größere, nicht beherrschbare Schäden werden durch VM ausgeschlossen.
E3-05	Leck im Beckenkühlsystem im Ringraum während des Beckenkühlbetriebs	K B S	A-F		<b>Hinweis:</b> Ringraumüberflutung ist betrachtet.
E3-06	Internes Leck in Kühlmittel führenden Wärmetauschern des Brennelement-Lagerbeckens	K B S	A-F		
<b>Ausfall in der Energieversorgung</b>					
E3-07	Notstromfall länger als 2 Stunden	K S	A-F		
<b>Reaktivitätsereignis im Brennelement-Lagerbecken</b>					
E3-08	Wasser-/Dampfeinbruch im Brennelement-Trockenlager	R B	A-F	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> $k_{\text{eff}} < 0,98$	<b>Hinweis:</b> Kritikalität ist durch Auslegung ausgeschlossen, einschließlich der Verwendung wasserstoffhaltiger Löschmittel bei Brand.
E3-09	Geometrieänderungen durch Erdbeben (Brennelement-Lagerbecken, Brennelement-Trockenlager)	R K B	A-F		<b>Hinweis:</b> Kritikalität ist durch die Auslegung der Gestelle ausgeschlossen.
E3-10	Absturz eines Brennelements in das Brennelement-Lagerbecken	R	A-F		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Ein abgestürztes Brennelement liegt auf den Lagerstellen bzw. steht direkt neben einem

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					Lagergestell.
E3-11	Fehlbelegung des Brennelement-Lagerbeckens einschließlich einer Fehlbeladung des Transport- und Lagerbehälters	R	A-F	<b>Präzisierung der Nachweiskriterien:</b> $k_{\text{eff}} < 0,98$	<b>Hinweis:</b> Relevant bei Mehrzonen-Lagerung. Die sich ergebende Endkonfiguration ist: 4 reaktivste Brennelemente in ungünstigster Anordnung positioniert.
E3-12	Borverdünnung im Brennelement-Lagerbecken (nur DWR)	R	A-F		<b>Hinweis:</b> Nur relevant bei Inanspruchnahme des Borkredits in der Beckenauslegung.
<b>Ereignis bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen und schweren Lasten</b>					
E3-13	Brennelementbeschädigung bei der Handhabung	S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingung:</b> Angenommen wird die Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes. <b>Hinweis:</b> Die Analyse dient dem Nachweis, dass bei Freisetzung von Radionukliden im Sicherheitsbehälter ohne Kühlmittelverlust die resultierende Freisetzung in die Umgebung hinreichend begrenzt ist.
E3-14	Absturz des Brennelement-Transportbehälters	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-15	Absturz schwerer Lasten einschließlich Brennelement-Transportbehälter auf das Brennelement-Lagerbecken	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> 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" (Modul 10)	
<b>Einwirkung von innen</b>					
E3-16	Anlageninterner Brand und/oder anlagenin- terne Explosion mit redundanzübergreifen- den Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforde- rungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausle- gung und den sicheren Be- trieb von baulichen Anlagen- teilen, Systemen und Kom- ponenten" (Modul 10)	
E3-17	Anlageninterner Brand einschließlich Filter- brand sowie Explosionen	S	A-F		<b>Ergänzende Randbedingungen:</b> Untersucht sind Brände an Komponenten bzw. in Systembereichen mit hohem Aktivi- täts-Freisetzungspotential.
E3-18	Überflutung innerhalb sicherheitstechnisch relevanter Gebäude mit redundanzübergrei- fenden Auswirkungen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforde- rungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausle- gung und den sicheren Be- trieb von baulichen Anlagen- teilen, Systemen und Kom- ponenten" (Modul 10)	
E3-19	Überflutung innerhalb von sicherheitstech- nisch relevanten Gebäuden	- - -	A-F	<b>Präzisierung des Nach- weiszieles:</b> Nachweisziel ist die Vermeidung redundanzübergreifen- der Auswirkungen.	<b>Anmerkungen:</b> Berücksichtigt werden alle relevanten Frei- setzungsmöglichkeiten von Wasser auch durch menschliche Fehlhandlungen (insbe- sondere während Instandhaltungs- bzw. - setzungsarbeiten).
E3-20	Hochenergetische Bruchstücke infolge Komponentenversagen	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforde- rungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausle-	



Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
				gung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-21	Versagen hochenergetischer Rohrleitungen und Behälter	VM	A-B	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-22	Elektromagnetische innere Einwirkung (außer Blitz)	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
<b>Einwirkung von außen</b>					
E3-23	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	VM S	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
E3-24	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)	VM	A-F		

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-25	Kollision von Fahrzeugen auf dem Anlagen-gelände mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen, Strukturen oder Komponenten	VM	A-F		
E3-26	Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut und Schiffsunfälle	VM	A-F		
E3-27	Elektromagnetische äußere Einwirkung (außer Blitz)	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen-teilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10)	
<b>Sicherheitsebene 4</b>					
<b>Sicherheitsebene 4a</b>					
<b>Einwirkung von außen</b>					
E4a-01	Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder von benachbarten Anlagen	VM	A-F	<b>Vorsorgemaßnahme:</b> Siehe "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen-teilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10).	
E4a-02	Flugzeugabsturz	VM	A-F		
E4a-03	Anlagenexterne Explosion	VM	A-F		
E4a-04	Eindringen gefährlicher Stoffe	VM	A-F		

## Anhang A1: Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen

Hinweis A1.1: 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 die zulässigen Spannungen und Verformungen nach Beanspruchungsstufen unterteilt, ohne dass ein Bezug zu Ereignissen oder Sicherheitsebenen hergestellt wird. 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 Ereignisse 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 festzulegen. Nachfolgende Matrix enthält eine prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu den Sicherheitsebenen.

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 <sup>1)</sup>	Äußere Systeme <sup>2)</sup>	Sicherheitsbehälter <sup>3)</sup>
Auslegungsstufe	Sicherheitsebene	0	0	0
		1	2	3
1		A, P	A, P	1, 2
2		B <sup>8)</sup>	B <sup>8)</sup>	-
3 <sup>11)</sup>		C <sup>4) 9)</sup> / D <sup>5)</sup>	C <sup>9)</sup> / B <sup>10)</sup> / D <sup>5)</sup>	1 / 2 / 3
4	a	C <sup>6)</sup> / D	D <sup>12)</sup>	3
	b	7)	7)	3
	c	7)		

<sup>1)</sup> Anforderungen aus Modul 4, Abschnitt 2 sind erfüllt.

<sup>2)</sup> Anforderungen aus Modul 4, Abschnitt 3 sind erfüllt.

<sup>3)</sup> Anforderungen aus Modul 4, Abschnitt 5 sind erfüllt.

<sup>4)</sup> Ausgenommen ist das große Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters.

<sup>5)</sup> Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters: Nicht zulässig, wenn nachfolgend der Einsatz der Komponente für eine Sicherheitsfunktion erforderlich ist.

<sup>6)</sup> Für Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems.

<sup>7)</sup> 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).

<sup>8)</sup> Einschließlich Ermüdungsabsicherung für Prüffälle an Sicherheitseinrichtungen.

<sup>9)</sup> 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.

<sup>10)</sup> Für Beanspruchungen aus dem Betrieb des Sicherheitssystems.

<sup>11)</sup> Bei der Zuordnung der Beanspruchungsstufen ist die große Population der betroffenen Komponenten berücksichtigt.

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

## **Anhang A2: Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung bzw. der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme**

<b>1</b>	<b>Grundsätze und Voraussetzungen .....</b>	<b>57</b>
<b>2</b>	<b>Druckführende Umschließung von DWR .....</b>	<b>57</b>
2.1	Hauptkühlmittelleitung einschließlich Anschlussleitungen DN > 200 .....	57
2.2	Reaktordruckbehälter .....	59
2.3	Dampferzeuger-Heizrohre .....	59
<b>3</b>	<b>Druckführende Umschließung von SWR .....</b>	<b>60</b>
<b>4</b>	<b>Äußere Systeme .....</b>	<b>62</b>
4.1	Frischdampf- und Speisewasserleitung von DWR .....	62
4.2	Sonstige Äußere Systeme von DWR und SWR .....	64

## 1 Grundsätze und Voraussetzungen

- (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.

- (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 voraus.

## 2 Druckführende Umschließung von DWR

### 2.1 Hauptkühlmittleitung einschließlich Anschlussleitungen DN > 200

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

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

Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns

- (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 Hauptkühlmittleitungen für verschiedene Lecklagen unterstellt.

Vermeidung der Schadensausweitung

- (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.

- (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.
- (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 Querschnittfläche

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht.

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

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

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

#### Erhaltung der Barrierenintegrität des Sicherheitsbehälters

- (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

- (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  $20 \text{ cm}^2$  (geometrischer Querschnitt: kreisförmig) unterhalb der Reaktorkernoberkante unterstellt.
- (2) Der Auslegung der Reaktordruckbehälter-Einbauten und der Schutzmaßnahmen für den Sicherheitsbehälter werden auch die Auswirkungen des plötzlichen Bruchs eines Steuerelementantrieb- Gehäuserohres oder -Stutzens mit dem maximal möglichen Leckquerschnitt am Reaktordruckbehälter zu Grunde gelegt.

Hinweis: Aspekte der Rückwirkungen auf benachbarte Steuerelementantriebe oder den Sicherheitsbehälter sind in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10), Abschnitt 2.5.8, behandelt.

## 2.3 Dampferzeuger-Heizrohre

- (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) 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.
- (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 2.4 (1) positiv geführt worden ist.



- (4) Bei Speisewasserleitungsbruch ist ein Dampferzeugerheizrohrversagen nicht unterstellt.
- (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)

- (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<sup>2</sup> (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.

Hinweis: Aspekte der Rückwirkungen auf benachbarte Steuerstabantriebe 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.

Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns

- (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 (1) b).

Vermeidung der Schadensausweitung

- (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 Sumpfansaugung.

- (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.
- (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.
- (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 Volllastbetrieb

$F$  = 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.

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

- (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

- (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 Ausströmratesicher 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.

- (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.

- (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) 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.

- (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

- (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.
  - Bei Rohrleitungen mit größer/gleich DN 50 zusätzlich überkritische (instabile) Rundrisse an hoch belasteten Rundnähten, wenn eines der Kriterien a1) oder a2) zutrifft:
    - a1) Betriebsdruck<sup>4</sup>  $\geq 20$  bar **oder**
    - a2) Betriebstemperatur<sup>1</sup>  $\geq 100$  °C
- und zusätzlich die beiden folgenden Kriterien erfüllt sind:
- b) Benutzungszeit größer 2 % **und**
  - c) Betriebsnennspannung größer 50 N/mm<sup>2</sup>.
- (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.
- (3) 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.

---

<sup>4</sup> In Beanspruchungsstufe A, siehe Anhang 1