

**Anhang 2 zu den
„Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“:
Zu berücksichtigende Ereignisse**

vom 22. November 2012

Gliederung

- 1 Zielsetzung und Geltungsbereich**
- 2 Übergeordnete Anforderungen**
- 3 Nachweisziele und Nachweiskriterien**
- 4 Definitionen und Abgrenzungen der Betriebsphasen für DWR und SWR**
- 5 Ereignislisten**
- Anlage 1: Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen und übergreifenden Einwirkungen**
- Anlage 2: Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung (DfU) sowie in den Äußeren Systemen**

1 Zielsetzung und Geltungsbereich

- 1 (1) Für die in den nachfolgenden generischen Ereignislisten für DWR und SWR zusammengestellten Ereignisse (im Folgenden Ereignislisten genannt) ist mittels rechnerischer Analysen nachzuweisen, dass die in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ gestellten Anforderungen erfüllt sind. Insbesondere ist für diese Ereignisse unter Berücksichtigung von Anhang 5 „Anforderungen an die Nachweisführung und Dokumentation“ der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ nachzuweisen, dass die auf den verschiedenen Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele erreicht und die Nachweiskriterien eingehalten werden.

Hinweis:

In den Ereignislisten sind den Ereignissen die jeweils betroffenen Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität (R),
- Kühlung der Brennelemente (K) und

- Einschluss radioaktiver Stoffe (B)

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

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

- 1 (2) Die Nachweise nach der Nummer 1 (1) erfolgen unter Zugrundelegung der in den Tabellen 4.1 und 4.2 für DWR und SWR definierten Betriebsphasen.

Sofern in den Betriebsvorschriften einer Anlage andere Betriebsphasendefinitionen als die in den vorgenannten Tabellen für die Ereignisanalysen gewählt werden, sind die Ereignislisten und die den Ereignissen zugeordneten Nachweisziele und Nachweiskriterien entsprechend anzupassen.

- 1 (3) Bei definierten Ereignissen, deren Eintreten durch spezielle Maßnahmen und Einrichtungen – im Folgenden Vorsorgemaßnahmen genannt – verhindert werden kann, ist die Nachweisführung auf die Einhaltung der Anforderungen für die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit dieser Vorsorgemaßnahmen zu beziehen.

Für diese in den Ereignislisten mit VM gekennzeichneten Ereignisse sind rechnerische Analysen dann nicht erforderlich, wenn die angegebenen Vorsorgemaßnahmen als getroffen nachgewiesen sind.

Hinweis:

Weitergehende und ereignisspezifische Anforderungen für diese Vorsorgemaßnahmen sind in Anhang 3 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ enthalten.

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 darzulegen und nachvollziehbar zu dokumentieren.
- 2 (2) Sind bei der Nachweisführung nur Teilaspekte der jeweiligen Ereignisliste von Bedeutung, kann die Nachweisführung auf die betroffenen Teilaspekte beschränkt werden.

- 2 (3) Die Nachweisführung muss sich vom Eintritt eines Ereignisses bis zum Erreichen eines kontrollierten Anlagenzustandes erstrecken; 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 zu überprüfen.

Hierzu sind grundsätzlich folgende Arbeitsschritte durchzuführen:

- 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 oder Anpassung der Listen.
 - c) Soweit für die Sicherheitsebenen 2 bis 4a unter anlagenspezifischen Gesichtspunkten zweckmäßig, kann die aufgelistete Gesamtheit der Ereignisse gemäß Buchstabe b auf für die Nachweisführung repräsentative Ereignisabläufe zurückgeführt werden. Die Rückführung auf repräsentative Ereignisabläufe ist detailliert und nachvollziehbar zu begründen, wobei zu zeigen ist, dass die nicht analysierten Ereignisse durch die repräsentativen Ereignisse abgedeckt sind.
 - d) Nachweis der Einhaltung der relevanten Nachweiskriterien sowie der übergeordneten Anforderungen für alle Ereignisse der unter Berücksichtigung der Buchstaben b und c erzeugten anlagenspezifischen Ereignislisten.
- 2 (5) Die Nachweise zur Einhaltung der Nachweiskriterien müssen die in Anlage 1 dargelegte Zuordnung von Beanspruchungsstufen der druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme und des Sicherheitsbehälters zu den in den Ereignislisten aufgeführten Ereignissen berücksichtigen.

3 Nachweisziele und Nachweiskriterien

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

Sicherheitsebene:	2					3					4a
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A
Schutzziel:	Kontrolle der Reaktivität (R)										
Nachweisziele:	Leistungsanpassung oder Reaktorabschaltung²					Reaktorabschaltung²					
Nachweiskriterien:	Siehe unter „Kühlung der Brennelemente“ sowie „Einschluss der radioaktiven Stoffe“										
Nachweisziel:	Sicherstellung der Unterkritikalität										
Nachweiskriterium³ „Betrag der Abschaltreaktivität“:	$\geq 1 \%$					$\geq 1 \%$					$\geq 1 \%$

² Nur Betriebsphase A sowie im Hinblick auf die Reaktorabschaltung beim SWR auch zeitweise in der Betriebsphase E während des Brennelementwechsels.

³ Nachweiskriterien für die Wirksamkeit der Reaktorschnellabschaltung (nur Betriebsphase A sowie beim SWR auch zeitweise in der Betriebsphase E während des Brennelementwechsels) und der dauerhaften Abschaltung (alle Betriebsphasen). Die in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummern 3.2 (6) und 3.2 (7) genannten Randbedingungen sind einzuhalten. Beim Brennelementwechsel (Betriebsphase E, SWR) muss das Nichteinschießen des wirksamsten Steuerelements nicht unterstellt werden.

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

Sicherheitsebene:	2					3					4a	
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A	
Schutzziel:	Kühlung der Brennelemente (K)											
Nachweisziele:	Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennelemente⁴					Abschalt- und Kühlbarkeit des Reaktorkerns						
Nachweiskriterien:	<ul style="list-style-type: none"> - $T_{\text{Brennstoff}} < T_{\text{Schmelz}}^5$ - Kein kritischer Siedezustand am Hüllrohr oder 		Kein Sieden am Hüllrohr			Transiente: – Brennstabintegrität ⁶ Reaktivitätsstörfall: – Brennstoff verbleibt innerhalb des Hüllrohrs ⁷ Leckstörfall:		Brennstabintegrität (Aufrechterhaltung der Brennelementbedeckung ¹⁰)		Transiente mit unterstelltem RESA-Ausfall: (Betriebsphase A) dauerhafte Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit		

⁴ Die zur Gewährleistung der uneingeschränkten Weiterverwendbarkeit im Rahmen der Auslegung von Brennelementen sowie von weiteren Kernbauteilen des Weiteren heranzuziehenden Nachweiskriterien sind zu spezifizieren.

¹⁰ Sofern für die Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente die Begehbarkeit des Sicherheitsbehälters (SHB) oder des Reaktorgebäudes erforderlich ist, ist nachzuweisen, dass die Bedingungen für die Begehbarkeit eingehalten werden.

⁶ Kein kritischer Siedezustand an den Brennstabhüllrohren oder Einhaltung eines geeigneten Temperatur-Zeit-Kriteriums, das die Integrität des Hüllrohres sicherstellt.

⁵ Kein Erreichen der Brennstoffschmelztemperatur im Heißstab unter Beachtung der radialen Leistungsverteilung im Pellet.

⁷ 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- oder abbrandabhängigen Hüllrohr-Defektgrenze bleibt.

	Einhaltung eines geeigneten Temperatur-Zeit-Kriteriums für das Hüllrohr		– Hüllrohrtemperatur < 1 200 °C ⁸		
			– Hüllrohroxidationstiefe < 17 % ⁸		
			– Begrenzung der Hüllrohrdehnung ⁹		

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

Sicherheitsebene:	2					3					4a
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A
Schutzziel:	Einschluss der radioaktiven Stoffe (B)										
Nachweisziel:	Erhalt der Barrierenintegrität										
Nachweis-Brennstabhüllrohr:	Siehe unter „Kühlung der Brennelemente“										

⁸ Durch Einhaltung der Nachweiskriterien ist zu gewährleisten:

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

⁹ Erhaltung einer freien Strömungsfläche, durch die eine ausreichende Kühlung der Brennstäbe sichergestellt wird.

kriterien	PCI ¹¹	–	Leckstörfall ≤ 0,1 F: Brennstabschadens- umfang ≤ 1 % Leckstörfall > 0,1 F: Brennstabschadens- umfang ≤ 10 %	–	–
Druckführende Umschließung:	Siehe Anlage 1		Siehe Anlage 1		Siehe Anlage 1
Äußere Systeme ¹²	Siehe Anlage 1		Siehe Anlage 1		Siehe Anlage 1
Sicherheitsbehälter (SHB):	Druckanstieg im SHB < Ansprechkriterien Reaktorschutz	–	$P_{SHB} \leq P_{SHB-A}$ ¹³	–	$P_{SHB} \leq P_{SHB-A}$
	SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer		SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer Begrenzung der – Zirkon-Wasser-		SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer

¹¹ Vermeidung mechanischer Wechselwirkungen zwischen Brennstoff und Hüllrohr (Pellet Clad Interaction: PCI), die die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennstäbe beeinträchtigen.

¹² Die Äußeren Systeme stellen keine der im Barrierenkonzept genannten drei Barrieren dar. Die sicherheitstechnische Bedeutung des Erhalts der Integrität der Äußeren Systeme liegt vorrangig in der Aufrechterhaltung der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern. Da hier jedoch, wie bei der Druckführenden Umschließung, auf die Beanspruchungsstufen der Anlage 1 Bezug genommen wird, sind die Äußeren Systeme mit in Tabelle 3.1c aufgeführt.

¹³ Zur Bestimmung des Auslegungsdrucks des Sicherheitsbehälters siehe Anhang 5 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ („Anforderungen an die Nachweisführung und Dokumentation“), Anlage 2.

			Reaktion auf < 1 % des gesamten im Reaktorkern enthaltenen Zirkoniums – max. lokalen H ₂ -Konzentration im SHB auf Werte unterhalb der Zündgrenze	
	Siehe Anlage 1		Siehe Anlage 1	Siehe Anlage 1
Nachweisziel:	Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Einrichtungen			
Nachweiskriterien:	Keine ereignisspezifische Analyse, ansonsten siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“		siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“	–

Tabelle 3.2: Sicherheitstechnische Nachweisziele und -kriterien der Sicherheitsebenen 2 bis 3 für die Brennelementlagerung und -handhabung

Sicherheitsebene:	2	3
Betriebsphase:	A – F	A – F
Schutzziel:	Kontrolle der Reaktivität (R)	
Nachweisziel:	Sicherstellung der Unterkritikalität	

Nachweiskriterium: Neutronen- Multiplikationsfaktor k_{eff}:	< 0,95	< 0,95a ¹⁴
Schutzziel:	Kühlung der Brennelemente (K) ¹⁶	
Nachweisziele:	Begrenzung der Beckenwassertemperatur auf Werte, die eine Begehbarkeit des Lagerbeckenbereichs mit betriebsüblichen Maßnahmen sicherstellen	Begrenzung der Beckenwassertemperatur auf Werte unterhalb der Auslegungstemperatur des Beckens zur Sicherstellung seiner Integrität ¹⁵
	Ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung der erforderlichen Zulaufverhältnisse für die Beckenpumpen	Ausreichende Wasserüberdeckung zur Sicherstellung der Brennelementkühlung
Nachweiskriterien:	Einhaltung spezifizierter Beckenwassertemperaturen	
Schutzziel:	Einschluss der radioaktiven Stoffe (B) ¹⁶	
Nachweisziele:	Siehe unter „Kühlung der Brennelemente“	
	Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Gebäuden und Systemen:	
Nachweiskriterien:	Keine ereignisspezifische Analyse, ansonsten siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“	siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“

Tabelle 3.3: Radiologische Sicherheitsziele der Sicherheitsebenen 2 bis 4a für die Reaktoranlage und die Brennelementlagerung und -handhabung

¹⁴ Für spezielle Ereignisse (siehe Ereignisliste Tabelle 5.3): > 0,98.

¹⁵ Sofern zur Aufrechterhaltung der Kühlung der Brennelemente die Begehbarkeit des Sicherheitsbehälters oder des Beckenbereichs erforderlich ist, ist nachzuweisen, dass die Bedingungen für die Begehbarkeit eingehalten werden.

¹⁶ Nachweisziele sind nur für nasse Lagerungs- und Handhabungsvorgänge gültig.

Sicherheitsebene:	2						3						4a
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	F	A	B	C	D	E	F	A
	Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele (S)												
Einhaltung der Vorgaben der StrISchV:	Anlagenspezifischer Genehmigungswert für zulässige Ableitungen mit Luft und Wasser unter Beachtung von § 47 StrISchV						Einhaltung der Störfallplanungswerte nach § 49 StrISchV						–

4 Definitionen und Abgrenzungen der Betriebsphasen für DWR und SWR

Tabelle 4.1: Definition der Betriebsphasen für DWR

Phase	Bezeichnung	Systembedingungen (Normalbetrieb)	k_{eff}^{17}
A	Nuklearer Leistungs- und Anfahrbetrieb	Anlage im Leistungsbetrieb bzw. bereit für Aufnahme des Leistungsbetriebs	$\geq 0,99$
B	Heiß unterkritisch	Betriebliche Nachwärmeabfuhr über Nachkühlsystem nicht möglich	$< 0,99$
C	Kalt unterkritisch Primärkreislauf druckdicht	Betriebliche Nachwärmeabfuhr über Nachkühlsystem Primärkreislauf druckdicht verschlossen	$< 0,99^{18}$
D	Kalt unterkritisch Primärkreislauf nicht druckdicht	Nicht druckdicht verschlossener Primärkreis und Flutraum nicht vollständig geflutet	$< 0,95^{18}$
E	Brennelementwechsel	Flutraum vollständig geflutet	$< 0,95^{18}$
F	Brennelementlagerung	Alle Brennelemente im vom Flutraum abgetrennten Brennelementlagerbecken Kühlung der Brennelemente über die Beckenkühlsysteme	$< 0,95$

¹⁷ Aus der Nachweisführung zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 und 3 können sich weitere Anforderungen an die gemäß den betrieblichen Anweisungen erforderlichen k_{eff} -Werte ergeben (Vorhalt für zu beherrschende Ereignisabläufe).

¹⁸ Bei Steuerelement freiem Reaktorkern.

Tabelle 4.2: Definition der Betriebsphasen für SWR

Phase	Bezeichnung	Systembedingungen (Normalbetrieb)	k_{eff} ¹⁷
A	Nuklearer Leistungs- und Anfahrbetrieb	Anlage im Leistungsbetrieb bzw. beim Anfahren ab Beginn des Ausfahrens von Steuerelemente	$\geq 0,99$
B ¹⁹	Heiß unterkritisch	Steuerelemente vollständig eingefahren und betriebliche Nachwärmeabfuhr über Nachkühlsystem nicht möglich	$< 0,99$
C	Kalt unterkritisch, Reaktorkühlkreislauf druckdicht	Betriebliche Nachwärmeabfuhr über Nachkühlsystem Reaktorkühlkreislauf druckdicht verschlossen	$< 0,99$ ²⁰
D	Kalt unterkritisch, Reaktorkühlkreislauf nicht druckdicht	Nicht druckdicht verschlossener Reaktorkühlkreislauf und Flutraum nicht vollständig geflutet	$< 0,99$
E	Brennelementwechsel	Flutraum vollständig geflutet Brennelemente im Reaktor und im Brennelementlagerbecken	$< 0,99$ im Reaktor ²¹ $< 0,95$ im BE-Becken

¹⁹ Beim Anfahren des SWR aus kaltem Zustand erfolgt ein direkter Übergang von Phase C nach Phase A, wegen nuklearem Aufheizen durch Ausfahren der Steuerelemente.

²⁰ Bei Nullleistungsprüfungen wird die bis zum Erreichen der Kritikalität erforderliche Anzahl an Steuerelementen ausgefahren.

²¹ Nicht während der Funktions- und Unterkritikalitätsprüfungen oder des Abschaltsicherheitstests; dabei aber höchstens 2 Steuerelemente nicht eingefahren.

F ²²	Brennelementlagerung	Alle Brennelemente im vom Flutraum abgetrennten Brennelementlagerbecken Kühlung der Brennelemente über die Beckenkühlsysteme	< 0,95
-----------------	----------------------	--	--------

²² Die Betriebsphase F ist bei einer SWR-Anlage in der Regel nur in besonderen Fällen (z.B. zur Druckprüfung des Reaktordruckbehälters) gegeben.

5 Ereignislisten

Hinweis:

Erläuterungen zu den Ereignislisten

Die Ereignislisten umfassen für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb von DWR und SWR die Sicherheitsebenen 2 bis 4a sowie für das Brennelement-Lagerbecken (bei DWR und SWR) die Sicherheitsebenen 2 bis 3 gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“. Für die Sicherheitsebenen 2 bis 4a liegen umfassende Ereignisspektren vor. Bei der anlagenspezifischen Überprüfung kann diese Auflistung mit dokumentierter Begründung gemäß Nummer 2 (4) auf repräsentative Ereignisse kondensiert oder entsprechend der Genehmigungssituation erweitert oder modifiziert werden. Die Vorgehensweise auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c ist in gesonderten Regelungen dargestellt.

Ereignisse, die auf Grund von Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen zu berücksichtigen sind, sind im Anhang 3 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ aufgelistet.

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

Die Ereignislisten sind innerhalb der einzelnen Sicherheitsebenen in Ereigniskategorien unterteilt.

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

Für den DWR gelten:

- Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr,
- sekundärseitige Wärmeabfuhr-Leckstörfälle,
- Durchsatzänderung im Primärkreislauf,
- Druckänderung im Primärkreislauf,
- Zunahme Reaktorkühlmittelinventar,
- Abnahme Reaktorkühlmittelinventar,

- Ausfall der Nachwärmeabfuhr,
- Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung,
- Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters,
- Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters,
- Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen,
- Ausfall in der Energieversorgung,
- Ereignisse infolge einer Einwirkung von innen und
- Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS).

Für den SWR gelten:

- Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr,
- Durchsatzänderung im Reaktorkühlsystem,
- Zunahme Reaktorkühlmittelinventar,
- Abnahme Reaktorkühlmittelinventar,
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr,
- Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung,
- Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters, nicht absperrbar,
- Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters,
- Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen,
- Ausfall in der Energieversorgung,
- Ereignisse infolge einer Einwirkung von innen und

- Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS).

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

- Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken,
- Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken,
- Ausfall in der Energieversorgung,
- Reaktivitätsänderungen im Brennelement-Lagerbecken und
- Ereignisse bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen.

Der Spaltenaufbau der Ereignislisten beginnt mit der Nummerierung (Xy-x; für X wird D (für DWR), S (für SWR) bzw. B (für Becken) verwendet, y steht für die Sicherheitsebene und x stellt die fortlaufende Nummer der Ereignisse in der jeweiligen Ebene oder Tabelle dar) und der Beschreibung der Ereignisse. Es folgen Spalten für die betroffenen Schutzziele, die relevanten Betriebsphasen, zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien sowie gegebenenfalls Detailangaben zu ergänzenden Randbedingungen oder ereignisspezifische Hinweise.

Die Kennzeichnungen in der Spalte „betroffene Schutzziele“ geben für jedes Ereignis diejenigen Schutzziele an, für die die Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen nachzuweisen ist. 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 Nummer 3 enthalten. Darin sind die Nachweiskriterien für die Sicherheitsebenen und Betriebsphasen spezifiziert.

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

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

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

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

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

Tabelle 5.1: Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb DWR

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen, Randbedingungen und Hinweise
Sicherheitsebene 2				
Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr				
D2-01	Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur-/Druckabsenkung im Dampferzeuger führt.	R	A	Hinweis: – z.B. Reglerstörungen, Ausfall Hochdruck-Vorwärmer, Fehlanregung einer Frischdampf-Umleitstation, Fehlöffnen Stützbedampfung.
D2-02	Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur-/Druckerhöhung im Dampferzeuger führt.	K	A-B	Hinweis: – z.B. Störungen an der Turbinenregelung, teilweises Fehlfahren von Frischdampf-Absperrarmaturen.
D2-03	Fehlerhaftes Schließen von Armaturen, das zu relevanten Änderungen im Frischdampf- oder Speisewasserdurchsatz führt.	K, B	A-B	
D2-04	Turbinenschnellschluss mit Öffnen der Umleitstation	R, K, B	A	
D2-05	Turbinenschnellschluss mit verzögertem Ausfall der Umleitstation oder ohne Öffnen der Umleitstation	R, K, B	A	
D2-06	Ausfall Hauptwärmesenke	R, K, B	A-B	
D2-07	Lastabwurf auf Eigenbedarf	R, K, B	A	Ergänzende Randbedingung: – Mit und ohne Rückschaltung auf Haupt- oder Reservenetzversorgung.

D2-08	Ausfall einer Hauptspeisewasserpumpen ohne Zuschaltung der Reservepumpe	R, K	A	
D2-09	Ausfall aller in Betrieb befindlichen Hauptspeisewasserpumpen mit und ohne Zuschaltung der Reservepumpe	R, K	A	
Durchsatzänderung im Primärkreislauf				
D2-10	Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe	R, K	A-B	
D2-11	Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen	R, K, B	A-B	
Druckänderung im Primärkreislauf				
D2-12	Druckabfall durch fehlerhaftes Druckhalter-Sprühen oder fehlerhaftes Öffnen von Armaturen	K	A-B	
D2-13	Druckanstieg durch fehlerhaftes Einschalten der Druckhalter-Heizung	B	A-C	
Zunahme Reaktorkühlmittelinventar				
D2-14	Fehlerhaftes Einspeisen oder Reduzierung der Entnahmeraten durch betriebliche Systeme oder Sicherheitssysteme	K, B	A-C	
Abnahme Reaktorkühlmittelinventar				
D2-15	Kurzzeitiges Fehlöffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils oder Druckhalter-Abblaseventils	K, B	A-C	Ergänzende Randbedingung: <ul style="list-style-type: none"> – Kurzfristig, sodass die Berstscheiben des Abblasebehälters intakt bleiben. – Für das Druckhalter-Sicherheitsventil sind nur die Betriebsphasen B und C zu berücksichtigen.
D2-16	Fehler im Volumenregelsystem, die zu einer	K	A-C	

	Verkleinerung des Kühlmittelinventars führen			
D2-17	Füllstandsabfall bei Mitte-Loop-Betrieb	K	C-D	Hinweis: – Die erfolgreiche Vermeidung des durch den Füllstandsabfall bedingten Ausfalls der Nachkühlpumpen ist nachzuweisen.
D2-18	Leckagen am DH-Dampfraum	K	A-B	Hinweis: – Ohne automatische Anregung des Sicherheitssystems.
Ausfall der Nachwärmeabfuhr				
D2-19	Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems	K, B	C-E	Ergänzende Randbedingung: – Ein Einzelfehler muss nicht unterstellt werden.
D2-20	Abschaltung aller Nachkühlstränge durch fehlerhaft ausgelöste Signale (kurzzeitig)	K, B	C-E	Ergänzende Randbedingung: – Die Grenzwerte für die Inbetriebnahme des Nachkühlsystems werden nicht überschritten.
Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung				
D2-21	Störung in der Reaktorleistungsregelung	R, K	A	
D2-22	Fehlerhaftes Ausfahren des wirksamsten Steuerelements oder der wirksamsten Steuerelementgruppe ohne Ausfall der Begrenzungseinrichtungen	R, K	A-B	
D2-23	Fehleinfall oder Fehleinfahren eines oder mehrerer Steuerelemente	R, K	A	
D2-24	Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt (Externe Deborierung; homogen und heterogen)	R	A-E	

D2-25	Ungünstigste Fehlbeladung eines reaktivsten Brennelementes	R, K	E, A	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Die Inbetriebnahme des Reaktors mit dem fehlbeladenen Brennelement ist bezüglich Schutzziel K in Betriebsphase A zu untersuchen. <p>Erläuterung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Schutzziel R (Unterkritikalität) in Betriebsphase E, – Schutzziel K in Betriebsphase A
D2-26	Nichteinhaltung der Zuschaltbedingungen bei der Inbetriebnahme einer Hauptkühlmittelpumpe nach 3-Loop-Betrieb	R, K	A	
D2-27	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus einem anschließenden System (z.B. Umgehung des Rekuperativ-Wärmetauschers des Volumenregelsystems)	R	A-B	
Ausfall in der Energieversorgung				
D2-28	Notstromfall gleich oder kürzer als 10 Stunden	R, K, B	A-E	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Die Rückschaltung auf das Haupt- oder Reservenetz ist mit zu analysieren.
Sicherheitsebene 3				
Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr				
D3-01	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- oder Druckabsenkung im Dampferzeuger führt	R, B, S	A-C	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind zu berücksichtigen. <p>Hinweis:</p>

				<ul style="list-style-type: none"> - z.B. vollständiges Fehlöffnen Frischdampf-Umleitstation, Fehlöffnen von Frischdampf-Sicherheits- und Frischdampf-Abblaseregelventilen. - Anforderungsrelevant hinsichtlich Radiologie (da keine N16-Erkennung) in Phase B und in Phase A bei niedriger Leistung. Fehlöffnen in Phase B wahrscheinlicher als in Phase A wegen Durchführung von Prüfungen.
D3-02	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- oder Druckerhöhung im Dampferzeuger führt	K, B, S	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind zu berücksichtigen. - Zu betrachtende Fälle: z.B. Fehlschließen zweier bis aller Frischdampf-Absperrarmaturen.
D3-03	Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung	K	A-B	<p>Hinweis:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Hierunter ist der Ausfall sowohl der Hauptspeisewasserversorgung als auch der beim An- und Abfahren benutzten Einrichtungen (An- und Abfahrssystem oder Notspeisesystem in Betriebsfahrweise) zu verstehen.
D3-04	Fehlfunktion in der Speisewasserversorgung, die zu einem unzulässigen Füllstand im Dampferzeuger führt	K	A-B	
Sekundärseitige Wärmeabfuhr – Leckstörfälle				
D3-05	Sekundärseitiges Leck oder sekundärseitiger	R, K, B	A-C	Ergänzende Randbedingung:

	Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters			<ul style="list-style-type: none"> - Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2. - Bei niedrigen Sekundärkreisdrücken ist die Wirksamkeit des Ansprechens von dp/dt und/oder Druckdifferenz Sicherheitsbehälter beim zu betrachtenden Leckspektrum zu beachten.
D3-06	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohrleitungen im Ringraum und in der Armaturenkammer	R, K, B, S VM	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem zu berücksichtigen. - Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2. - VM-Option ist nur für den Rohrleitungsbereich zwischen Ende Doppelrohr im Ringraum und FD-Absperrarmatur zulässig. Hierzu siehe auch in Anhang 3 zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 3.2.4. <p>Es sind insbesondere auch zu betrachten:</p> <ul style="list-style-type: none"> - die Integrität des Sicherheitsbehälters, - redundanzübergreifende Auswirkungen infolge Feuchte, Druckaufbau, Differenzdrücken, Temperatur, Strahl- und Reaktionskräften usw.

				<p>sowie</p> <p>– die Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Strukturen des Reaktorgebäudes und der Armaturenkammer.</p>
D3-07	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem hinter der Frischdampf-Absperrarmatur und vor der Speisewasser-Absperrarmatur	R, K, B, S	A-C	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>– Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch der Frischdampf-Leitung zu berücksichtigen.</p> <p>– Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2.</p>
D3-08	Frischdampfleitungsbruch nach der ersten Absperrung mit 2F-Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres	R, K, B, S	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>– Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2.</p> <p>– Der zufällige Heizrohrbruch kann als Einzelfehler betrachtet werden.</p>
D3-09	Fehlöffnen eines Frischdampf-Sicherheitsventils mit 2F-Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres	R, K, B, S	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>– Der zufällige Heizrohrbruch kann als Einzelfehler betrachtet werden.</p>
Durchsatzänderung im Primärkreislauf				
D3-10	Bruch einer Hauptkühlmittelpumpenwelle	R, K	A	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>– Auch das sofortige Blockieren des Laufrades ist zu berücksichtigen.</p>
Zunahme Reaktorkühlmittelinventar				
D3-11	Fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche	K, B	A-C	

	Systeme oder durch Sicherheitssysteme bei Unwirksamkeit vorgesehener Begrenzungsmaßnahmen			
Abnahme Reaktorkühlmittelinventar				
D3-12	Fehlerhafter Füllstandsabfall bei Mitte-Loop-Betrieb mit Folgeausfall der Nachkühlpumpen	R, K, B	C-D	Erläuterung: <ul style="list-style-type: none"> – Schutzziel R betroffen wegen Reflux-Condenser-Mode in Phase C. – Schutzziel B ist relevant für Betriebsphase C (Primärkreislauf geschlossen).
Ausfall der Nachwärmeabfuhr				
D3-13	Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems	K, B	C-E	Ergänzende Randbedingung: <ul style="list-style-type: none"> – Im Gegensatz zum Ereignis D2-20 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlers.
D3-14	Abschaltung aller Nachkühlstränge durch fehlerhaft ausgelöste Signale	K, B	C-E	Ergänzende Randbedingung: <ul style="list-style-type: none"> – Die Analyse hat die Unwirksamkeit kurzfristig erforderlicher Personalhandlungen zu berücksichtigen (siehe Ereignis D2-21).
Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung				
D3-15	Fehlerhaftes Ausfahren des wirksamsten Steuerelements oder der wirksamsten Steuerelementgruppe mit Ausfall der Begrenzungseinrichtungen	R, K	A-B	
D3-16	Auswurf des wirksamsten Steuerelements	R, K	A-B	
D3-17	Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelement	R VM	E	Erläuterung: <ul style="list-style-type: none"> – Alternativ zum Nachweis der Unterkritikalität können Vorsorgemaßnahmen getroffen

				werden, sodass eine Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelement verhindert ist.
D3-18	Absturz eines Brennelements auf den Reaktorkern	R	E	Ergänzende Randbedingung: – Unterkritikalitätsnachweis bei auf dem Kern liegendem Brennelement.
D3-19	Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt, mit Ausfall der Begrenzungen oder vorgelagerter Maßnahmen (Externe Deborierung; homogen und heterogen)	R, K VM	A-E	Ergänzende Randbedingung: Dabei sind zu berücksichtigen: – alle Möglichkeiten und Mengen für einen Deionateintrag, – Bedienungsfehler, bspw. fehlerhaftes Befüllen von Behältern, – Eintrag aus anschließenden Systemen über Wärmetauscher-Rohre, Dichtungen oder Armaturensitzleckagen, – Fehleinspeisen in den Primärkreislauf, – Speisewassereintrag während des Abfahrens unter Notstrombedingungen nach Dampferzeugerheizrohr-Bruch. Es ist nachzuweisen, dass Änderungen der Reaktivität infolge von Deionateintrag in den Reaktorkühlkreislauf auf solche Werte begrenzt bleiben, bei denen – bei einem anfänglich kritischen Reaktor das sicherheitstechnische Nachweisziel für den Reaktivitätsstörfall gemäß Tabelle 3.1b und – bei einem anfänglich unterkritischen Reaktor

				<p>der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität gemäß Tabelle 3.1a eingehalten werden.</p> <p>Unzulässige Deionateinspeisungen aus äußeren Quellen sind durch Maßnahmen und Einrichtungen zu verhindern.</p>
D3-20	Bildung unterborierter Bereiche im Primärkreislauf (Interne Deborierung)	R, K VM	A-C	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>Mögliche Quellen der Bildung von unterborierten Bereichen sind zu untersuchen. Ursachen können z.B. sein:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Reflux-Condenser-Betrieb nach kleinem Leckstörfall, hierbei unter Berücksichtigung der eingefahrenen Steuerelemente (unter Beachtung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 3.2 (7)) und der zeitabhängigen Xenonkonzentration sowie – Abfahren mit 3 Kreisläufen und sekundärseitig isoliertem Dampferzeuger sowie Einspeisung des nicht aufborierten Kreislaufs nach Wiedereinsetzen des Naturumlaufs. – VM nur hinsichtlich der Unterbindung der Zuschaltung von Hauptkühlmittelpumpen während oder nach Reflux-Condenser-Betrieb. – Es ist nachzuweisen, dass Änderungen der Reaktivität infolge von Deionateintrag in den Reaktorkühlkreislauf auf solche Werte begrenzt

				bleiben, bei denen bei einem anfänglich unterkritischen Reaktor der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität gemäß Tabelle 3.1a eingehalten wird.
D3-21	Unterkühlungstransienten durch Frischdampf-/Speisewasserleck/-bruch	R, K	A-B	<p>Präzisierung der Nachweiskriterien:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Wiederkritischwerden ist nur bei Lecks in der Frischdampfleitung mit hoher und schneller Abkühlung des Primärkreislaufs zulässig, sofern die Kriterien für die Kühlung der Brennelemente eingehalten werden. – Es ist die Leckgröße zu identifizieren, die zur größten Unterkühlung führt.
Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters				
D3-22	Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters	R, K, B, S	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Reflux-Condenser-Mode ist zu berücksichtigen (siehe D3-20). – Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2. – Konkretisierungen siehe auch im Anhang 5, Anlage 1, A1 (2) <p>Hinweis:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Charakteristisches Merkmal: Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung notwendig.
D3-23	Mittleres Leck innerhalb des	R, K, B, S	A-B	Ergänzende Randbedingung:

	Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $\leq 0,1 F$)			<ul style="list-style-type: none"> - Zu den Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und den erforderlichen Nachweisführungen siehe Anlage 2. - Konkretisierungen siehe auch im Anhang 5, Anlage 1, A1 (2). <p>Hinweis:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Charakteristisches Merkmal für das mittlere Leck: Wärmeabfuhr über Leck ausreichend => Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung nicht generell notwendig.
D3-24	Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $> 0,1 F$)	R, K, B, S	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2. - Der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittelleitung („2F-Bruch“) bestimmt die Dimensionierung des Not- und Nachkühlsystems, die Druckauslegung des Sicherheitsbehälters, die Auslegung der Pumpenschwungräder gegen Versagen infolge Überdrehzahl und die Störfallfestigkeit aller zur Störfallbeherrschung erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten im Sicherheitsbehälter. - Konkretisierungen siehe auch im Anhang 5, Anlage 1, A1 (2).

				Präzisierung der Nachweiskriterien: <ul style="list-style-type: none"> – Unterkritikalität kurzfristig ohne Kreditnahme der Steuerelemente, sofern der Nachweis der Wirksamkeit der Steuerelemente nicht geführt ist, und langfristig ohne Kreditnahme der Steuerelemente.
D3-25	Leck am DH-Dampfraum ohne Erreichen des Containmentdruck-Kriteriums	R, K, B, S	A-B	Hinweis: <ul style="list-style-type: none"> – Mit automatischer Anregung des Sicherheitssystems.
D3-26	Leck am Anschlussstutzen der Hauptkühlmittelleitung am Reaktordruckbehälter	K	A-B	Ergänzende Randbedingung: <ul style="list-style-type: none"> – Es ist nachzuweisen, dass unzulässige Auswirkungen auf die baulichen Strukturen der Reaktorgrube sowie auf die Verankerungen des Reaktordruckbehälters verhindert sind. – Ferner sind die Folgen des Ereignisses hinsichtlich einer ausreichenden Kühlmittelüberdeckung der Sumpfansaugeleitungen bei berücksichtigtem Totraumvolumen der Reaktorgrube zu berücksichtigen.
D3-27	„20 cm ² “-Leck am Reaktordruckbehälter unterhalb der Kernoberkante	R, K, B, S	A-B	Ergänzende Randbedingung: <ul style="list-style-type: none"> – Die Leckfläche von 20 cm² ist auslegungsrelevant für die Abströmungsbedingungen am biologischen Schild und dem Erhalt seiner sicherheitstechnischen Funktion.

D3-28	Leck im Reaktordruckbehälter Deckelbereich	R, K, B, S	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Bei der Beherrschung des Ereignisses ist insbesondere auch nachzuweisen, dass der ausreichende Abfluss des Kühlmittels in den Sicherheitsbehältersumpf auch unter Berücksichtigung der routinemäßigen Betriebsvorgänge im und nach Anlagenstillständen gewährleistet ist, d. h. eine ausreichend dimensionierte Verbindung vom Flutraum zum Sumpf in den Betriebsphasen A und B muss gewährleistet sein. – Einzelheiten zu den Leck- und Bruchannahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2.
D3-29	Leck durch Instandhaltungs- oder Schaltungsfehler am Primärkreislauf	K, B, S	C-E	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Die Leckgröße wird bestimmt durch den größten freien Querschnitt in den Systemanschlussleitungen an den Primärkreislauf oder seiner Komponenten (z.B. Mannlöcher etc.). – In der Analyse ist zu berücksichtigen, dass bei Eintritt des Störfalls ein Brennelement in der ungünstigsten Position transportiert wird. Nachweiskriterium ist dabei die Erhaltung der Integrität des Hüllrohres. – Anforderung an die Notkühlwirksamkeit; die

				eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen (z.B. Reaktorschutz) ist zu berücksichtigen.
D3-30	Fehlöffnen und/oder Offenbleiben eines Druckhalter-Sicherheitsventils oder Druckhalter-Abblaseventils z.B. bei Funktionsprüfungen	K, B	A-C	Ergänzende Randbedingung: – Die eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen (z.B. Reaktorschutz) ist zu berücksichtigen.
D3-31	Versagen eines Dampferzeuger-Heizrohres (größer als betrieblich zulässige Leckagen und bis maximal 2F)	K, B, S	A-B	Ergänzende Randbedingung: – Das Ereignis muss mit und ohne Anregung des Reaktorschutz-Grenzwertes der Frischdampf-Aktivität untersucht werden. Ohne Anregung z.B. bei kleiner thermischer Leistung, Nulllast oder 3-Loop-Betrieb.
Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters				
D3-32	Leck im Nachkühlsystem im Ringraum während des Nachwärmeabfuhrbetriebs	K, B, S VM	C-E	Ergänzende Randbedingung: – Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2. Erläuterung: – Optional kann nachgewiesen werden, dass bei Lecks im Nachkühlsystem innerhalb des Ringraums aufgrund von in den relevanten Betriebsphasen realisierten Vorsorgemaßnahmen sicherheitsrelevante Überflutungen ausgeschlossen sind.
D3-33	Leck/Bruch in Primärkühlmittel führenden	K, B, S	A-E	Ergänzende Randbedingung:

	Wärmetauschern bei Anforderung			– Leckgröße: bis 2F eines Wärmetauscher-Rohres.
D3-34	Kühlmittelverlust aus dem Sicherheitsbehälter über Systeme, die an die Druckführende Umschließung angeschlossen sind	K, B, S	A-C	
D3-35	Lecks an Systemen mit Überflutungspotential im Ringraum	K, B, S VM	A-E	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Es sind alle relevanten Quellen aus Lecks und Behälternversagen an im Ringraum befindlichen Systemen und Einrichtungen insbesondere der Sumpfansaugleitung aus dem Sicherheitsbehälter zu berücksichtigen. – Ferner sind die besonderen Randbedingungen im Rahmen von Instandhaltungsmaßnahmen zu berücksichtigen (siehe auch Anhang 3, Nummer 3.2.2).

Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen

D3-36	Leck im Volumenregelsystem außerhalb des Sicherheitsbehälters	S	A-F	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2. – Der Spiking-Effekt ist zu berücksichtigen.
D3-37	Leck in einer Primärkühlmittel führenden Messleitung im Ringraum	S	A-F	
D3-38	Leck/Bruch in einer Rohrleitung oder Bruch eines Filters des Abgas- oder Gasaufbereitungssystems	S	A-F	

D3-39	Leck eines Behälters mit aktivem Medium	S	A-F	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Der Behälter mit dem größten radiologischen Gefährdungspotential ist zu identifizieren. – Analyse muss das Behälterversagen infolge Erdbeben mit abdecken.
-------	---	---	-----	--

Ausfall in der Energieversorgung

D3-40	Notstromfall länger als 10 Stunden	R, K, B, S	A-E	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Das Abfahren unter Notstrombedingungen ist mit zu analysieren. – Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind zu berücksichtigen.
-------	------------------------------------	------------	-----	--

Ereignisse infolge einer Einwirkung von innen

D3-41	Potentielle Aktivitätsfreisetzung infolge anlageninterner Brände (einschließlich Filterbrände) oder Explosionen	S VM	A-F	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Es müssen Brände und Explosionen an Komponenten und in Systembereichen mit hohem Aktivitäts-Freisetzungspotential untersucht werden. <p>Erläuterung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Optional zum Nachweis der Einhaltung des Schutzziels S kann gezeigt werden, dass infolge vorhandener Brand- und Explosionsschutzmaßnahmen radiologisch relevante Auswirkungen ausgeschlossen sind.
-------	---	---------	-----	--

D3-42	Bruch eines Steuerelementstutzens mit Steuerelementauswurf	R, K, B, S	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Es ist zusätzlich zur Beherrschung des dadurch ausgelösten Leckstörfalls nachzuweisen, dass
-------	--	------------	-----	--

				<p>beim Auswurf eines Steuerelements der Sicherheitsbehälter nicht unzulässig beschädigt wird. Ferner muss nachgewiesen werden, dass an benachbarten Antrieben keine Folgeschäden auftreten, die die Funktionssicherheit anderer Steuerelemente beeinträchtigen. Wenn ein Folgeschaden nicht verhindert werden kann, ist nachzuweisen, dass auch dann die Nachweiskriterien eingehalten werden.</p>
--	--	--	--	---

Sicherheitsebene 4

Sicherheitsebene 4a

Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)

D4a-01	Ausfall der Hauptwärmesenke, z.B. durch Verlust des Kondensatorvakuums oder Schließen der Frischdampfschieber, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A	
D4a-02	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A	
D4a-03	Maximaler Anstieg der Dampfentnahme, z.B. durch Öffnen der Umleitstation oder der Frischdampfsicherheitsventile	R, K, B	A	
D4a-04	Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	R, K, B	A	
D4a-05	Maximale Reduzierung des Kühlmitteldurchsatzes	R, K, B	A	

D4a-06	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Vollast und „heiß unterkritisch“	R, K, B	A	
D4a-07	Druckentlastung durch unbeabsichtigtes Öffnen eines Druckhaltersicherheitsventils	R, K, B	A	
D4a-08	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung	R, K, B	A	

Tabelle 5.2: Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb SWR

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen, Randbedingungen und Hinweise
Sicherheitsebene 2				
Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr				
S2-01	Fehlfunktionen im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- oder Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem führen.	R, K	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Auswirkung auf neutronenphysikalisch-thermohydraulische Stabilität des Kerns ist zu berücksichtigen. <p>Hinweis:</p> <ul style="list-style-type: none"> – z.B. Reglerstörung, Ausfall Hochdruck-Vorwärmer, Fehlanregung einer Frischdampf-Umleitstation, Fehlöffnen Stützbedampfung oder

				eines S/E-Ventils.
S2-02	Fehlfunktionen im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- oder Druckerhöhung im Reaktorkühlsystem führen.	R, K, B	A-B	Hinweis: – z.B. Störung an der Turbinenregelung, fehlerhaftes Schließen einzelner Armaturen. Relevant für die Druckregelung, speziell der Frischdampf-Umleitstation.
S2-03	Turbinenschnellschluss mit Öffnen der Umleitstation	R, K, B	A	
S2-04	Turbinenschnellschluss mit verzögertem Ausfall der Umleitstation oder ohne Öffnen der Umleitstation	R, K, B	A	
S2-05	Ausfall Hauptwärmesenke	R, K, B	A-B	
S2-06	Lastabwurf auf Eigenbedarf	R, K B	A	Ergänzende Randbedingung: – Mit und ohne Rückschaltung auf Haupt- oder Reservenetzversorgung.
S2-07	Ausfall einer Reaktorspeisewasserpumpe ohne Zuschaltung der Reservepumpe	R, K	A-B	
S2-08	Ausfall aller Reaktorspeisewasserpumpen mit und ohne Zuschaltung der Reservepumpe	R, K	A-B	
Durchsatzänderung im Reaktorkühlsystem				
S2-09	Ausfall einzelner/mehrerer/aller Zwangsumwälzpumpen	R, K	A-B	Ergänzende Randbedingung: – Auswirkung auf neutronenphysikalisch-thermohydraulische Stabilität des Kerns ist zu berücksichtigen.
Zunahme Reaktorkühlmittelinventar				
S2-10	Fehler in der Füllstandhaltung oder bei der	R, B	A-C	Hinweis:

	Abfuhr von Überschusswasser oder fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder Sicherheitssysteme			– Relevant für die Füllstandsbegrenzung. Vermeidung eines Wassereintrags in die Frischdampf-Leitung.
S2-11	Fehlerhaftes Einspeisen mit einem Strang der Flutsysteme	---	D	Ergänzende Randbedingung: – Relevant für Prozeduren. – Relevant nur in Betriebsphase D wegen Überspeisung des Reaktordruckbehälters bei nicht gesetztem Flutkompensator. Präzisierung des Nachweiszieles: – Langfristige Sicherstellung des Kühlmittelinventars.
Abnahme Reaktorkühlmittelinventar				
S2-12	Leckage durch Instandhaltungsarbeiten am Reaktordruckbehälter-Boden	K	E	Hinweis: – Relevant für Prozeduren. – Grenze: Leckage ist betrieblich überspeisbar.
Ausfall der Nachwärmeabfuhr				
S2-13	Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems	K, B	C-E	Ergänzende Randbedingung: – Ein Einzelfehler muss nicht unterstellt werden.
S2-14	Abschaltung aller Nachkühlstränge durch Druckanstieg oder Füllstandabfall	K, B	C-D	
Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung				
S2-15	Ausfahren des wirksamsten Steuerelements oder der wirksamsten Steuerelementgruppe	R, K	A, C, E	
S2-16	Fehleinschießen oder Fehleinfahren eines Steuerelements	R, K	A	
S2-17	Fehlerhaftes Sammeleinfahren bei hoher	R, K	A	

	Leistung			
S2-18	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung oder durch fehlerhaftes Einspeisen von betrieblichen Systemen oder Sicherheitssystemen (Unterkühlungstransiente)	R, K	A	Ergänzende Randbedingung: – Auswirkung auf neutronenphysikalisch-thermohydraulische Stabilität des Kerns ist zu berücksichtigen.
S2-19	Störungen in der Reaktorleistungsregelung	R, K	A	
S2-20	Ungünstigste Fehlbeladung eines reaktivsten Brennelementes	R, K	E, A	Ergänzende Randbedingung: – Die Inbetriebnahme des Reaktors mit dem fehlbeladenen Brennelement ist bezüglich des Schutzziels K in Betriebsphase A zu untersuchen. Erläuterung: – Schutzziel R (Unterkritikalität) in Betriebsphase E – Schutzziel K in Betriebsphase A
S2-21	Fehlerhaftes Hochlaufen der Zwangsumwälzpumpen	R, K	A-B	Ergänzende Randbedingung: – Anstieg der Drehzahl der Pumpen von der Mindestdrehzahl mit maximalem Drehzahlgradienten.
Ausfall in der Energieversorgung				
S2-22	Notstromfall gleich oder kürzer als 10 Stunden	R, K, B	A-E	Ergänzende Randbedingung: – Die Rückschaltung auf das Haupt- oder Reservenetz ist mit zu analysieren.

Sicherheitsebene 3

Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr

S3-01	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer Temperatur- oder Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem führt	R, K	A-B	<p>Hinweis:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Im Gegensatz zu S2-01 hier gleichzeitiges Fehlöffnen mehrerer Armaturen, z.B. vollständiges Fehlöffnen Frischdampf-Umleitstation, Fehlöffnen von Sicherheits- und Entlastungsventilen.
S3-02	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer Temperatur- oder Druckerhöhung im Reaktorkühlsystem führt.	R, K, B, S	A-B	<p>Hinweis:</p> <ul style="list-style-type: none"> – z.B. fehlerhaftes Schließen aller Frischdampf-Absperrarmaturen.
S3-03	Ausfall aller Reaktorspeisewasserpumpen ohne Zuschaltung der Reservepumpe	R, K	A	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Im Gegensatz zum Ereignis S2-08 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlerkonzepts.

Zunahme Reaktorkühlmittelinventar

S3-04	Fehlfunktion mit Anstieg des Füllstands im Reaktordruckbehälter oder fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder durch Sicherheitssysteme	R, B	A-C	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Im Gegensatz zum Ereignis S2-10 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlerkonzepts.
-------	---	------	-----	--

Ausfall der Nachwärmeabfuhr

S3-05	Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems	K, B	C-E	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Im Gegensatz zum Ereignis S2-13 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlerkonzepts.
S3-06	Abschaltung aller Nachkühlstränge durch Druckerhöhung oder Füllstandabfall	K, B	C-D	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Im Gegensatz zum Ereignis S2-14 hier mit

Berücksichtigung des Einzelfehlerkonzepts.

Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung

S3-07	Unbeabsichtigte Reaktivitätszufuhr durch Ausfall der Hochdruck-Vorwärmer und Nichtverfügbarkeit von Begrenzungen	R, K	A	
S3-08	Ausfahren des wirksamsten Steuerelements oder der wirksamsten Steuerelementgruppe mit Ausfall der Begrenzungseinrichtungen	R, K VM	A, B, D	Erläuterung: – Alternativ zur Analyse kann für Phase D durch geeignete Vorkehrungen sichergestellt werden, dass ein Ausfahren des wirksamsten Steuerelementes oder der wirksamsten Steuerelementgruppe verhindert ist.
S3-09	Auswurf des wirksamsten Steuerelements	R, K	A	
S3-10	Herausfallen des wirksamsten Steuerelements	R, K	A	Ergänzende Randbedingung: – Herausfallen über die Länge eines Klinkenabstands.
S3-11	Absturz eines Brennelements in den Reaktorkern während des Brennelementwechsels (SWR)	R, K VM	E	Erläuterung: – Alternativ zur Analyse kann durch geeignete Vorkehrungen sichergestellt werden, dass ein Absturz eines Brennelements in den Reaktorkern verhindert ist.
S3-12	Absturz eines Brennelements auf den Reaktorkern	R	E	Ergänzende Randbedingung: – Unterkritikalitätsnachweis bei auf dem Kern liegendem Brennelement.
S3-13	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerelementen während des Beladens	R, K VM	E	Erläuterung: – Alternativ zum Nachweis der Unterkritikalität können Vorsorgemaßnahmen getroffen werden

				durch die sicherzustellen ist, dass das ungeplante Ausfahren von Steuerelementen während des Beladens des Reaktors verhindert ist und das Beladen nur dann möglich ist, wenn alle Steuerelemente eingefahren sind.
S3-14	Fehlerhaftes Ausfahren eines Steuerelements bei Nullleistungsprüfung oder Abschaltsicherheitstest	R, K	C, E	
S3-15	Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelement	R VM	E	Erläuterung: – Alternativ zum Nachweis der Unterkritikalität können Vorsorgemaßnahmen getroffen werden, so dass eine Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelement verhindert ist.
S3-16	Nuklear-thermohydraulische Instabilität	R, K	A	Ergänzende Randbedingung: – Die Randbedingungen der möglichen einleitenden Ereignisse sind zu berücksichtigen. – Ohne Berücksichtigung von Begrenzungsmaßnahmen. – Gleich- und gegenphasige Schwingungen sind zu analysieren. Die Wirksamkeit von Reaktorschutzmaßnahmen zur rechtzeitigen Erkennung von Neutronenflussschwingungen und Reaktorabschaltung ist nachzuweisen.
S3-17	Fehlerhaftes Hochlaufen der Zwangsumwälzpumpen	R, K	A	Ergänzende Randbedingung: – Hochlaufen der Pumpen von Mindestdrehzahl

				mit maximalem Drehzahlgradienten ohne Berücksichtigung von Begrenzungen.
Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters, nicht absperrbar				
S3-18	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt < 0,1 F der jeweils betrachteten Leitung)	R, K, B, S	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Es sind neben FD- und Speisewasserleitungen auch alle anderen Kühlmittel führenden Systeme zu betrachten. – Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2. – Konkretisierungen siehe auch im Anhang 5, Anlage 1, A1 (2)
S3-19	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt > 0,1 F der jeweils betrachteten Leitung)	R, K, B, S	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Es sind neben FD- und Speisewasserleitungen auch alle anderen Kühlmittel führenden Systeme zu betrachten. – Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2. – Der doppelendige Bruch der Frischdampfleitung („2F-Bruch“) ist zu analysieren für die Auslegung des Druckabbausystems, der für Abschaltung und Kernkühlung notwendigen Reaktordruckbehälter-Einbauten und des Not- und Nachkühlsystems sowie die Druckauslegung des Sicherheitsbehälters und die Störfallfestigkeit aller zur Ereignisbeherrschung erforderlichen

				<p>sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen und Komponenten.</p> <p>– Konkretisierungen siehe auch im Anhang 5, Anlage 1, A1 (2).</p>
S3-20	„80 cm ² “-Leck am Reaktordruckbehälter-Boden	R, K, B, S	A-B	
S3-21	Leck durch Instandhaltungs- oder Schaltungsfehler am Reaktorkühlsystem	K	C-E	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>– Es ist ein maximales Leck infolge von Instandhaltungs-/Schaltungsarbeiten anzunehmen. Die Leckgröße wird bestimmt durch den größten freien Querschnitt in den System-Anschlussleitungen an das Reaktorkühlsystem.</p> <p>– In der Analyse ist zu berücksichtigen, dass bei Eintritt des Störfalls ein Brennelement in der ungünstigsten Position transportiert wird. Nachweiskriterium ist dabei die Integrität des Hüllrohres.</p> <p>Hinweis:</p> <p>– Hieraus können sich gegebenenfalls Anforderungen an die Sumpffunktion des Sicherheitsbehälters ergeben (Schleusen geschlossen).</p>
S3-22	Leck am Flutkompensator	K, S	D-E	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>– Es ist der konstruktiv freilegbare Leckquerschnitt bei Dichtungsversagen</p>

				anzunehmen. Hinweis: – Kann relevant für die Herstellung der Sumpffunktion und für Prozeduren sein.
S3-23	Leck am Boden des Reaktordruckbehälters – durch fehlerhaftes Ziehen einer Pumpenwelle oder – durch Arbeiten an Steuerelementantrieben oder Messlanzen	K, S	E	Hinweis: – Gegebenenfalls temporäre Anforderung an die Sumpffunktion des Sicherheitsbehälters bis die zuverlässige Funktion der Absperrereinrichtung festgestellt ist (Schleusen geschlossen).
S3-24	Leck im Abblaserrohr eines Sicherheits- und Entlastungsventils innerhalb des Gasraums der Kondensationskammer	K, B, S	A-B	
S3-25	Dichtheitsverlust zwischen Druck- und Kondensationskammer	R, K, B, S VM	A-B	Erläuterung: – Alternativ zur Nachweisführung der Ereignisbeherrschung können Vorsorgemaßnahmen getroffen werden, sodass unzulässige Undichtigkeiten zwischen Kondensationskammer und Druckkammer, insbesondere beim Wiederanfahren der Anlage und nach Instandhaltungsmaßnahmen, verhindert sind.
Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters				
S3-26	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohrleitungen zwischen	R, K, B, S VM	A-B	Ergänzende Randbedingung: – Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2.

	Sicherheitsbehälter und erster Absperrmöglichkeit außerhalb des Sicherheitsbehälters			<p>Es sind insbesondere auch zu betrachten:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Die Integrität des Sicherheitsbehälters, – redundanzübergreifende Auswirkungen infolge Feuchte, Druckaufbau, Differenzdrücken, Temperatur, Strahl- und Reaktionskräften etc. sowie – die Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Strukturen des Reaktorgebäudes. <p>Hinweis:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Hinsichtlich der VM-Option siehe in Anhang 3 zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 3.2.4.
S3-27	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb des Maschinenhauses	R, K, B, S	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Zu den Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anlage 2.
S3-28	Leck/Bruch an einer Reaktorkühlmittel führenden Messleitung im Reaktorgebäude	S	A-C	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – 2F-Bruch einer 30 min lang nicht absperzbaren Messleitung im Reaktorgebäude. – Der Spiking-Effekt ist zu berücksichtigen.
S3-29	Leck/Bruch im Reaktorwasserreinigungssystem im Reaktorgebäude	S	A-E	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Der Spiking-Effekt ist zu berücksichtigen.
S3-30	Leck/Bruch in mit Reaktorkühlmittel beaufschlagten Kühlern bei Anforderung	B, S	A-E	
S3-31	Leck an der Kondensationskammer	K	A-B	<p>Ergänzende Randbedingung:</p>

				<ul style="list-style-type: none"> – Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2. – Das Ereignis ist relevant für den Übergang auf geschlossenes Nachkühlen sowie eine Überflutung des Reaktorgebäudes (siehe Anhang 3 Nummer 3.2.2).
S3-32	Leck/Bruch im Schnellabschaltsystem im Reaktorgebäude	R	A	<p>Hinweis:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Relevant für die Auslegung des Schnellabschaltsystems.
S3-33	Leck im Nachkühlsystem im Reaktorgebäude während des Nachwärmeabfuhrbetriebs	K, B, S	C-E	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Einzelheiten zu den Leck- und Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anlage 2. – Der Spiking-Effekt ist zu berücksichtigen.
S3-34	Kühlmittelverlust aus der druckführenden Umschließung in das Reaktorgebäude über angeschlossene Systeme	K, B, S	A-C	

Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen

S3-35	Leck/Bruch in einer Rohrleitung oder Bruch eines Filters des Abgas- oder Gasaufbereitungssystems	S	A-F	
S3-36	Leck eines Behälters mit aktivem Medium	S	A-F	<p>Hinweis:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Der Behälter mit dem größten radiologischen Gefährdungspotential ist zu identifizieren. – Analyse muss das Behälterversagen infolge Erdbeben mit abdecken.

Ausfall in der Energieversorgung

S3-37	Notstromfall länger als 10 Stunden	R, K, B, S	A-E	Ergänzende Randbedingung: – Das Abfahren unter Notstrombedingungen ist mit zu analysieren.
-------	------------------------------------	------------	-----	---

Ereignisse infolge einer Einwirkung von innen

S3-38	Potentielle Aktivitätsfreisetzung infolge anlageninterner Brände (einschließlich Filterbrände) oder Explosionen	S	A-F	Ergänzende Randbedingung: – Es müssen Brände und Explosionen an Komponenten und in Systembereichen mit hohem Aktivitäts-Freisetzungspotential untersucht werden.
-------	---	---	-----	---

S3-39	Bruch eines Steuerelementstutzens mit Steuerelementauswurf	R, K, B, S	A-B	Ergänzende Randbedingung: – Es ist zusätzlich zur Beherrschung des dadurch ausgelösten Leckstörfalls nachzuweisen, dass beim Auswurf eines Steuerelements der Sicherheitsbehälter nicht unzulässig beschädigt wird. Ferner muss nachgewiesen werden, dass an benachbarten Antrieben keine Folgeschäden auftreten, die die Funktionssicherheit anderer Steuerelemente beeinträchtigen. Wenn ein Folgeschaden nicht verhindert werden kann, ist nachzuweisen, dass auch dann die Nachweiskriterien eingehalten werden.
-------	--	------------	-----	---

Sicherheitsebene 4

Sicherheitsebene 4a

Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)

S4a-01	Ausfall der Hauptwärmesenke, z.B. durch Verlust des Kondensatorvakuums oder	R, K, B	A	inweis: – Für die Analyse der ATWS-Ereignisse kann
--------	---	---------	---	---

	Schließen der Frischdampf-Umleitstation, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung		
S4a-02	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A
S4a-03	Maximaler Anstieg der Dampfentnahme, z.B. durch Öffnen der Umleitstation oder der Sicherheits- und Entlastungsventile	R, K, B	A
S4a-04	Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	R, K, B	A
S4a-05	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Vollast und heißer Bereitschaftszustand	R, K, B	A
S4a-06	Maximaler Abfall der Speisewassertemperatur	R, K, B	A
S4a-07	Durchdringungsabschluss bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A
S4a-08	Durchdringungsabschluss bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A
S4a-09	Maximaler Anstieg des Speisewasserdurchsatzes	R, K, B	A
S4a-10	Hochfahren der Umwälzpumpen mit maximaler Stellgeschwindigkeit	R, K, B	A

angenommen werden, dass der Mutternachlauf für die Steuerelemente wirksam ist.

Tabelle 5.3: Ereignisliste Brennelement-Lagerbecken DWR und SWR

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Sicherheitsebene 2				
Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken				
B2-01	Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges oder ungeplante kurzzeitige (max. 30 min) Unterbrechung der gesamten Wärmeabfuhr	K	A-F	
Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken				
B2-02	Leckage aus dem Brennelement-Lagerbecken oder Wasserverlust über Anschlussleitungen (maximal einer Querschnittsfläche von DN25 entsprechend)	K	A-F	
Ausfall in der Energieversorgung				
B2-03	Notstromfall gleich oder kürzer als 10 Stunden	K	A-F	
Reaktivitätsänderungen im Brennelement-Lagerbecken				
B2-04	Störungen in der Borkonzentration (nur DWR)	R	A-F	Hinweis: – Nur relevant bei Borkredit in der Lagerauslegung.
B2-05	Ungünstigste Fehlbelegung des Brennelement-Lagerbeckens oder des Transport- und Lagerbehälters mit einem reaktivsten Brennelement	R	A-F	
Sicherheitsebene 3				
Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken				
B3-01	Längerfristiger Ausfall (> 30 min.) zweier	K	A-F	Ergänzende Randbedingung:

	Stränge der Brennelement-Lagerbeckenkühlung			– Bei der Nachweisführung kann in allen Betriebsphasen von Karenzzeiten und Instandsetzungsmöglichkeiten Kredit genommen werden.
Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken				
B3-02	Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken durch Lecks mit einer Querschnittsfläche > DN25 bis zur größten Anschlussleitung	K, B	A-F	Ergänzende Randbedingung: – Maximale Leckquerschnittsfläche: Fläche der größten Anschlussleitung.
B3-03	Leck am Flutraum oder Absetzbecken bei geöffnetem Beckenschütz	K, B VM	E	Ergänzende Randbedingung: – Es müssen auch die Auswirkung von Lecks betrachtet werden, die während des Brennelement-Wechsels am Reaktorkreislauf auftreten können. Erläuterung: – Optional zum Nachweis der Einhaltung der Schutzziele K und B kann gezeigt werden, dass durch Vorsorgemaßnahmen sicherheitsrelevante Wasserverluste bei geöffnetem Beckenschütz ausgeschlossen sind. Siehe hierzu auch die Ereignisse D3-29 und S3-22 bis S3-29.
B3-04	Internes Leck in Kühlmittel führenden Wärmetauschern des Brennelement-Lagerbeckens	K, B, S	A-F	
Ausfall in der Energieversorgung				
B3-05	Notstromfall länger als 10 Stunden	K, S	A-F	

Reaktivitätsänderungen im Brennelement-Lagerbecken

B3-06	Wasser-/Dampfeinbruch im Brennelement-Trockenlager	R	A-F	Präzisierung der Nachweiskriterien: – $k_{\text{eff}} < 0,98$
B3-07	Geometrieänderungen durch Einwirkungen von außen (Brennelement-Lagerbecken, Brennelement-Trockenlager)	R, K, B	A-F	Hinweis: – Siehe hierzu auch in Anhang 3 zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 4.2.1.1.
B3-08	Absturz eines Brennelements in das Brennelement-Lagerbecken	R	A-F	Ergänzende Randbedingung: – Ein abgestürztes Brennelement liegt auf den Lagerstellen oder steht direkt neben einem Lagergestell.
B3-09	Fehlbelegung des Brennelementlagerbeckens oder des Transport- und Lagerbehälters mit mehr als einem Brennelement	R VM	A-F	Erläuterung: – Alternativ zum Nachweis der Unterkritikalität können Vorsorgemaßnahmen getroffen werden, sodass eine Fehlbelegung des Brennelement-Lagerbeckens mit mehr als einem Brennelement nicht verhindert ist.
B3-10	Borverdünnung im Brennelement-Lagerbecken (nur DWR)	R	A-F	Hinweis: – Nur relevant bei Inanspruchnahme des Borkredits in der Beckenauslegung.

Ereignisse bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen

B3-11	Brennelementbeschädigung bei der Handhabung	S	A-F	Ergänzende Randbedingung: – Anzunehmen ist die Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes. Hinweis:
-------	---	---	-----	---

--	--	--	--

Die Analyse dient dem Nachweis, dass bei Freisetzung von Radionukliden im Sicherheitsbehälter ohne Kühlmittelverlust die resultierende Freisetzung in die Umgebung hinreichend begrenzt ist.

Anlage 1: Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen und übergreifenden Einwirkungen

Hinweis:

Den in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ definierten Sicherheitsebenen sind in den vorliegenden Listen Ereignisse zugeordnet. In den KTA-Regeln werden für die Druckführende Umschließung (DfU) und die Äußeren Systeme Lastfälle oder Lastfallklassen (diese sind Dimensionierungs- oder Auslegungsfälle, Montagefälle, normale und anomale Betriebsfälle, Prüffälle und Störfälle) in Beanspruchungsstufen (0, A, B, C, D, P) eingruppiert, für die jeweils die zulässigen Spannungen zugeordnet sind, ohne dass bis dato ein Bezug zu Ereignissen oder Sicherheitsebenen hergestellt wurde. Nur in der KTA-Regel zur Auslegung des Sicherheitsbehälters aus Stahl werden auch Ereignisse genannt, die den Beanspruchungsstufen 0, 1, 2, 3 zuzuordnen sind. Diese werden aber auch dort nicht Sicherheitsebenen zugeordnet. Für diejenigen Ereignisse der Ereignislisten mit Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ sind die jeweils zutreffenden Beanspruchungsstufen der nachfolgenden Matrix zu entnehmen. Dort sind den Sicherheitsebenen die für die Komponenten in den jeweiligen KTA-Regeln definierten Beanspruchungsstufen zugeordnet. Diese Beanspruchungsstufen sind hinsichtlich der Begrenzung von Folgewirkungen an den durch die postulierten Ereignisse betroffenen Komponenten anzuwenden.

Für die Spalten „DfU“ sowie „Äußere Systeme“ der Matrix stellt bei einer Mehrfachnennung von Beanspruchungsstufen innerhalb einer Zelle die erstgenannte Stufe immer den Regelfall dar. Die anderen genannten Stufen können oder müssen verwendet werden, wenn bestimmte Sonderfälle gegeben sind, die durch die nebenstehenden Fußnoten konkretisiert werden. Die Bedeutung der Beanspruchungsstufen sowie die dazugehörenden Anforderungssätze sind für die DfU derzeit der KTA-Regel 3201.2 zu entnehmen. Entsprechend ist für die Äußeren Systeme die KTA-Regel 3211.2 heranzuziehen. Für den Sicherheitsbehälter werden in Abhängigkeit der zu berücksichtigenden Lastfälle die zu verwendenden Beanspruchungsstufen in Abhängigkeit der zu betrachtenden Beanspruchungskombinationen bestimmt, sodass in der Matrix keine Fußnoten für den Sicherheitsbehälter Verwendung finden. Die den verschiedenen Beanspruchungskombinationen zuzuordnenden Beanspruchungsstufen sowie die unterlagerten Anforderungssätze sind für den Sicherheitsbehälter aus Stahl in der KTA-Regel 3401.2 genannt. Für Sicherheitsbehälter aus Spannbeton mit Stahl liner existiert keine KTA-Regel, sodass hier keine Beanspruchungsstufen genannt werden.

A1 (1) Die Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen oder zu übergreifenden Einwirkungen ist anlagenspezifisch jeweils so zu erstellen, dass alle Systeme einschließlich der Systemübergänge und Komponenten erfasst werden. Ausgangspunkt ist die nach Sicherheitsebenen gegliederte Zusammenstellung der Belastungszustände pro System. Daraus sind pro Systemabschnitt die Einwirkungen und die zugehörige ereignisbezogene

sicherheitstechnische Aufgabenstellung anzugeben sowie die komponentenbezogenen Nachweisanforderungen in Bezug auf Funktion, Standsicherheit und Barrierenwirksamkeit festzulegen.

	Beanspruchungsstufen		
	DfU	Äußere Systeme	Sicherheitsbehälter aus Stahl
Auslegungsstufe	0	0	0
Sicherheitsebene			
1	A / P	A / P	1/2
2	B	B	1/2
3	C ^{23 25} / D ²⁷	B ²⁶ / C ²⁵ / D ²⁴	1/2/3
4a	C ²⁵	B ²⁶ / D ²⁷	1
Übergreifende Einwirkungen von außen sowie Notstandsfälle			
Erdbeben ²⁵	D/C ²⁸	D/C ²⁸	2
Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle ²⁵	D/C ²⁸	D/C ²⁸	3 ²⁹

²³ Ausgenommen ist das große Leck an der DfU innerhalb des Sicherheitsbehälters.

²⁴ Für Lecks > 0,1F innerhalb des Sicherheitsbehälters: Stufe D ist nicht zulässig, wenn nachfolgend der Einsatz der Komponente zur Störfallbeherrschung erforderlich ist.

²⁵ Für die Beanspruchung aus dem Ereignis nur dann, wenn Funktionsanforderungen nicht beeinträchtigt werden; falls erforderlich muss ein Funktionsnachweis erbracht oder die Beanspruchung auf Stufe B eingeschränkt werden.

²⁶ Für Beanspruchungen des Sicherheitssystems aus dessen Betrieb.

²⁷ Für Komponenten, die für die Beherrschung des Ereignisses erforderlich sind, ist ein Funktionsnachweis zu erbringen.

²⁸ Die Einhaltung der Stufe C kann erforderlich sein, falls die Integrität der Komponenten, insbesondere der Rohranschlüsse, bei Einhaltung der Stufe D nicht gewährleistet werden kann. Bei Einwirkungen durch Erdbeben sind dabei auch Nachbeben zu berücksichtigen.

²⁹ Für die Lastfälle „Flugzeugabsturz“ und „Explosionsdruckwelle“ ist der Integritätsnachweis für die ungestörten Bereiche des Sicherheitsbehälters zu führen.

Anlage 2: Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung (DfU) sowie in den Äußeren Systemen

- 1 Grundsätze und Voraussetzungen**
- 2 Druckführende Umschließung von DWR**
- 3 Druckführende Umschließung von SWR**
- 4 Äußere Systeme**
- 5 Behälter, Armaturen- und Pumpengehäuse**

1 Grundsätze und Voraussetzungen

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

Hinweis:

Die Anforderungen in den Nummern 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,
- Verhinderung der Schadensausweitung auf die druckführende Umschließung, auf Gebäudeteile und auf benachbarte Systeme, die für die Beherrschung des Ereignisses erforderlich sind, und
- Erhaltung der Barrierenintegrität des Sicherheitsbehälters, bei SWR auch Erhaltung der Funktion des Druckabbausystems.

- 1 (2) Die Anwendung dieser Anlage setzt die Erfüllung der Anforderungen der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 3.4 voraus.

- 1 (3) Für die im Folgenden nicht behandelten Rohrleitungen ist der 2F-Bruch zu postulieren (F = offene Querschnittsfläche).

2 Druckführende Umschließung von DWR

2.1 Hauptkühlmittelleitung einschließlich Anschlussleitungen DN > 200

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

2.1 (1) Bei der Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit sind Leckquerschnitte in den Hauptkühlmittelleitungen bis einschließlich 2F zu Grunde zu legen. Die Notkühlsysteme sind entsprechend auszulegen.

Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns

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

Verhinderung der Schadensausweitung

2.1 (3) Für die Ermittlung der Einwirkungen aus Strahl- und Reaktionskräften auf Rohrleitungen, Komponenten, Komponenteneinbauten und Gebäudeteile ist ein Leck mit einem Querschnitt von 0,1F der jeweiligen Leitung und mit stationärer Ausströmung für verschiedene anzunehmende Lecklagen zu unterstellen. Dies gilt auch für die Ermittlung der durch Strahlkräfte bewirkten Freisetzung oder Ablösung von Materialien im Hinblick auf mögliche Beeinträchtigungen der Notkühlung durch diese Materialien, wobei hier die ungünstigsten Lecklagen und Leckgrößen ($\leq 0,1F$) zu unterstellen sind.

2.1 (4) Zur Beherrschung der Auswirkungen (Druckaufbau in der Reaktorgrube) eines unterstellten Lecks mit dem Querschnitt 0,1F zwischen Reaktordruckbehälter und biologischem Schild sind – soweit notwendig – Vorkehrungen zu treffen, z.B. Doppelrohre im Bereich der Durchführung der Hauptkühlmittelleitungen durch den biologischen Schild.

2.1 (5) Für den Nachweis der Standsicherheit der Komponenten Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen und Druckhalter sind folgende Annahmen zu treffen:

Die Standsicherheit dieser Komponenten ist für die statische Ersatzkraft P_{ax} , welche mit dem Eigengewicht der Komponente zu überlagern ist, zu gewährleisten:

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

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 nachzuweisen.

Hinweis:

Beim Dampferzeuger ist die Standsicherheit in gleicher Weise für den Anschluss des Sekundärkreislaufs zu gewährleisten. Dies wird unter den Leckpostulaten der Frischdampf- und der Speisewasserleitung behandelt.

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

Erhaltung der Barrierenintegrität des Sicherheitsbehälters

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

2.2 Reaktordruckbehälter

2.2 (1) Im Hinblick auf die Verankerung des Reaktordruckbehälters (Begrenzung der Druckbelastung auf Tragstrukturen), die Belastung der Einbauten im Reaktordruckbehälter und die Auslegung des Kernnotkühlsystems ist auch ein Leck am Reaktordruckbehälter von etwa 20 cm^2 (geometrischer Querschnitt: kreisförmig) unterhalb der Reaktorkernoberkante zu unterstellen.

2.2 (2) Der Auslegung der Reaktordruckbehälter-Einbauten und der Schutzmaßnahmen für den Sicherheitsbehälter müssen auch die Auswirkungen des plötzlichen Bruchs eines Steuerelementantrieb-, Gehäuserohres oder -stutzens mit dem maximal möglichen Leckquerschnitt am Reaktordruckbehälter zu Grunde gelegt werden.

2.3 Dampferzeuger-Heizrohre

- 2.3 (1) Die Belastungen, die bei einem zu unterstellenden Frischdampf- oder Speisewasserleitungsbruch oder bei Offenbleiben eines sekundärseitigen Sicherheitsventils auf die Dampferzeugerheizrohre durch die statische und transiente Beanspruchung (Druckwelle, Strömungskräfte, statische Druckdifferenzen über die Dampferzeugerheizrohre) auftreten, sind zu bestimmen. Es ist nachzuweisen, dass die Dampferzeugerheizrohre diesen Belastungen standhalten.
- 2.3 (2) Jedoch ist bei den Störfallanalysen für den Frischdampfleitungsbruch und das Fehlöffnen eines Frischdampf-Sicherheitsventils das Versagen einiger weniger Dampferzeugerheizrohre als zufälliger, nicht als Folge der Ereignisse auftretender zusätzlicher Fehler zu unterstellen, der einhüllend durch die Annahme des vollständigen Bruchs (2F) eines Dampferzeugerheizrohres im betroffenen Dampferzeuger zu berücksichtigen ist. Ein Einzelfehler an anderer Stelle muss bei den beiden Störfallanalysen dann nicht mehr unterstellt werden.
- 2.3 (3) Beim Frischdampfleitungsbruch außerhalb der äußeren Absperrarmatur mit zusätzlich unterstelltem „Nichtschließen der Absperrarmatur“ braucht ein Dampferzeugerheizrohrversagen nicht mehr angenommen zu werden, wenn der oben genannte Belastungsnachweis nach Nummer 2.3 (1) positiv geführt worden ist.
- 2.3 (4) Beim Speisewasserleitungsbruch braucht ein Dampferzeugerheizrohrversagen nicht unterstellt zu werden.
- 2.3 (5) Bei Unterstellung von unterkritischen Rissen oder Abriss einer Kleinleitung braucht kein zusätzliches Dampferzeugerheizrohrversagen überlagert zu werden.

3 Druckführende Umschließung von SWR

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

- 3 (1) Bei der Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit und der Auslegung der Notkühlsysteme sind folgende Leckquerschnitte zugrunde zu legen:
- a) an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen bis zu 2F sowie
 - b) am Reaktordruckbehälter einerseits 80 cm^2 (geometrischer Querschnitt: kreisförmig) unterhalb der Reaktorkernoberkante, andererseits die maximal möglichen Leckquerschnitte durch den Bruch eines Kerninstrumentierungsstutzens, des Gehäuserohres eines Steuerelementantriebs oder der Schweißnaht zwischen Gehäuserohr und Reaktordruckbehälter.

Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns

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

Verhinderung der Schadensausweitung

- 3 (3) Für die Ermittlung der Einwirkungen aus Strahl- und Reaktionskräften auf Rohrleitungen, Komponenten, Komponenteneinbauten und Gebäudeteile ist ein Leck mit einem Querschnitt von 0,1F der jeweiligen Leitung und mit stationärer Ausströmung für verschiedene anzunehmende Lecklagen zu unterstellen. Dies gilt auch für die Ermittlung der durch Strahlkräfte bewirkten Freisetzung oder Ablösung von Materialien im Hinblick auf mögliche Beeinträchtigungen der Notkühlung durch diese Materialien, wobei hier die ungünstigsten Lecklagen und Leckgrößen ($\leq 0,1F$) zu unterstellen sind.
- 3 (4) Zur Verhinderung eines Druckaufbaus im Luftraum der Kondensationskammer durch ein zu unterstellendes Leck im Abblaserrohr mit dem Querschnitt 0,1F zwischen Kondensationskammerdecke und dem Ausströmbereich des Abblaserrohres im Wasserbereich sind – soweit notwendig – Vorkehrungen zu treffen, z.B. Schutzrohr um das Abblaserrohr.
- 3 (5) Hinsichtlich dynamischer Belastungen sind einlaufende Entlastungsdruckwellen, die sich aus Brüchen in Leitungsbereichen hinter der äußeren Absperrarmatur (außerhalb des Sicherheitsbehälters) ergeben oder die als Folge äußerer Einwirkungen unterstellt werden, der Bemessung zu Grunde zu legen. Hierzu ist als Eingangsgröße für die Rechnung ein Rundabriss (2F-Bruch) mit einem linearen Öffnungsverhalten und einer Öffnungszeit von 15 ms zu postulieren. Mit dieser Annahme brauchen Analysen von dynamischen Belastungen aus unterkritischen Rissen nicht durchgeführt zu werden.
- 3 (6) Für den Nachweis der Standsicherheit des Reaktordruckbehälters sind folgende Annahmen zu treffen:

Die Standsicherheit der Komponenten ist für die statische Ersatzkraft P_{ax} , welche mit dem Eigengewicht der Komponente zu überlagern ist, zu gewährleisten:

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

mit

p = Betriebsdruck bei Vollastbetrieb

F = offene Querschnittfläche

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht.

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

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

- 3 (7) Die Verankerung des Reaktordruckbehälters ist so zu bemessen, dass auch die entsprechend der Nummer 3 (1) Buchstabe b unterstellten Lecks mit abgedeckt sind.
- 3 (8) Bei der Ermittlung des Auslegungsdrucks und der Auslegungstemperatur für störfallfeste elektrische Einrichtungen muss von einem Leckquerschnitt von $2F$ in den Frischdampf- und Speisewasserleitungen ausgegangen werden.

Erhaltung der Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters

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

4 Äußere Systeme

4.1 Frischdampf- und Speisewasserleitung von DWR

- 4.1 (1) Für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen zwischen Dampferzeuger und Armaturenstation außerhalb des Sicherheitsbehälters sind Lecks aus unterkritischen Rissen zu unterstellen. Diese sind auf der Basis der Bruchmechanik zu ermitteln oder auf $0,1F$ zu begrenzen.
- 4.1 (2) Für die Ermittlung der Einwirkungen aus Strahl- und Reaktionskräften auf die Frischdampf- und Speisewasserleitungen zwischen Dampferzeuger und Armaturenstation außerhalb des Sicherheitsbehälters ist abdeckend eine Lecköffnung von $0,1F$ und stationäre Ausströmung zu unterstellen.
- 4.1 (3) Hinsichtlich dynamischer Belastungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen sind

einlaufende Entlastungsdruckwellen, die sich aus Brüchen in Leitungsbereichen hinter der ersten Absperrarmatur außerhalb des Sicherheitsbehälters ergeben, oder als Folge äußerer Einwirkungen unterstellt werden, anzusetzen und der Bemessung zu Grunde zu legen. Hierzu ist als Eingangsgröße für die Rechnung ein Rundabriss (2F-Bruch) mit einem linearen Öffnungsverhalten und einer Öffnungszeit von 15 ms zu postulieren. Mit dieser Annahme sind dann Analysen von dynamischen Belastungen aus unterkritischen Rissen nicht mehr erforderlich.

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

Die Standsicherheit des Dampferzeugers ist für die statische Ersatzkraft P_{ax} , welche mit dem Eigengewicht der Komponente zu überlagern ist, zu gewährleisten:

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

mit

p = Betriebsdruck bei Vollastbetrieb

F = offene Querschnittfläche

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der ersten Anschlussschweißnaht.
Wirkrichtung: 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 nachzuweisen.

4.2 Sonstige Rohrleitungen der Äußeren Systeme von DWR und SWR

4.2 (1) Für andere als in der Nummer 4.1 genannte Rohrleitungen der Äußeren Systeme sind, sofern sie sich im Reaktorgebäude befinden, folgende Leck- und Bruchannahmen zu treffen:

- Unterkritische Risse in den Schweißnähten. Die dabei entstehenden Leckquerschnitte sind auf der Basis der Bruchmechanik zu ermitteln oder auf $0,1F$ zu begrenzen.
- Bei Rohrleitungen mit größer/gleich DN 50 sind zusätzlich überkritische (instabile) Rundrisse an hoch belasteten Rundnähten zu berücksichtigen, wenn eines der Kriterien des Buchstabens a Nummer 1 oder a Nummer 2 zutrifft:

a) 1. Betriebsdruck³⁰ ≥ 20 bar oder

2. Betriebstemperatur³⁰ ≥ 100 °C

und zusätzlich die beiden folgenden Kriterien erfüllt sind:

b) Benutzungszeit größer 2 % und

c) Betriebsnennspannung größer 50 N/mm².

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

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

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

4.2 (4) Bei Rohrleitungen mit kleiner DN 50 und allen Rohrleitungen außerhalb des Reaktorgebäudes sind grundsätzlich doppelendige Brüche zu unterstellen.

5 Behälter, Armaturen- und Pumpengehäuse

Für diejenigen Behälter (nicht Reaktordruckbehälter), Wärmetauscher sowie Armaturen- und Pumpengehäuse, einschließlich der zugehörigen Gehäuse der Antriebsturbinen, die Teil der DfU oder der Äußeren Systeme sind und für die entsprechende Bruchausschluss- oder Bruchsicherheitsnachweise (siehe „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 3.4) vorliegen, sind jeweils die Leck- und Bruchpostulate der anschließenden Rohrleitungen an deren Anschlussstelle anzunehmen. Dabei ist für Behälter, Wärmetauscher und andere Komponenten mit mehreren Anschlüssen in Abhängigkeit des Nachweiszieles das ungünstigste Leck unter Beachtung der Leck- und Bruchpostulate der ausgewählten Anschlussleitung zu berücksichtigen.

Für andere Behälter (nicht Reaktordruckbehälter), Wärmetauscher sowie Armaturen- und Pumpengehäuse ist grundsätzlich das Bersten zu unterstellen.

³⁰ In Beanspruchungsstufe A, siehe Anlage 1.