



## **Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit**

### **Bekanntmachung der Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012**

**Vom 29. November 2013**

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit sowie die für die atomrechtliche Genehmigung und Aufsicht der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke zuständigen obersten Landesbehörden sind übereingekommen, Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke zu veröffentlichen.

Die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012“ enthalten Interpretationsspielräume, die zu Auslegungs- und Anwendungsschwierigkeiten führen können. Diese sollen insbesondere mit den erläuternden und konkretisierenden Interpretationen geschlossen werden und damit ein einheitlicher Vollzug der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke ermöglicht und erreicht werden.

Die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke einschließlich der Interpretationen schreiben die „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ vom 21. Oktober 1977 (BAnz. Nr. 206 vom 3. November 1977) einschließlich deren Interpretationen, die Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Absatz 3 der Strahlenschutzverordnung – Störfall-Leitlinien – vom 18. Oktober 1983 (BAnz. Beilage Nr. 59/83) fort und lösen diese ab.

Sowohl die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke als auch die Interpretationen sind in regelmäßigen Abständen (5 Jahre) sowie bei Erfordernis des sich weiterentwickelnden Standes von Wissenschaft und Technik zu überprüfen und soweit erforderlich zu aktualisieren.

Nachfolgend gebe ich die „Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012“ bekannt (Anlage).

Bonn, den 29. November 2013  
RS I 5 - 13303/01

Bundesministerium  
für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Im Auftrag  
Hennenhöfer

---



### **Interpretationen zu den „Sicherheitsanforderungen an KKW vom 22. November 2012“**

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

Die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ enthalten Interpretationsspielräume, die zu Auslegungs- und Anwendungsschwierigkeiten führen können. Diese sollen insbesondere mit den erläuternden und konkretisierenden Interpretationen geschlossen werden und damit ein einheitlicher Vollzug der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke ermöglicht und erreicht werden.

Die hiermit vorgelegten „Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen“ umfassen:

- Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns  
(Interpretation I-1)
- Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitsbehälters  
(Interpretation I-2)
- Anforderungen an die Leittechnik und Störfallinstrumentierung  
(Interpretation I-3)
- Anforderungen an die elektrische Energieversorgung  
(Interpretation I-4)
- Anforderungen an bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten  
(Interpretation I-5)
- Anforderungen an die Handhabung und Lagerung der Brennelemente  
(Interpretation I-6)
- Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz  
(Interpretation I-7)
- Anforderungen an den Strahlenschutz  
(Interpretation I-8)



### Inhalt

Übersicht über die Interpretationen zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012“

(Interpretation I-1)

Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns

(Interpretation I-2)

Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitsbehälters

(Interpretation I-3)

Anforderungen an die Leittechnik und Störfallinstrumentierung

(Interpretation I-4)

Anforderungen an die elektrische Energieversorgung

(Interpretation I-5)

Anforderungen an bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten

(Interpretation I-6)

Anforderungen an die Handhabung und Lagerung der Brennelemente

(Interpretation I-7)

Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz

(Interpretation I-8)

Anforderungen an den Strahlenschutz

---



### Übersicht über die Interpretationen zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012“

Interpretierte Nummer der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“	Zugehörige Interpretation mit Abschnitt oder Nummer
<b>Nummer 2.1</b>	
2.1 (9)	I-7: Abschnitt 2 Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c Abschnitt 3 Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlagen-internen Notfallschutzes Abschnitt 4 Anforderungen an Handlungsempfehlungen
2.1 (10)	I-7: Abschnitt 2 Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c Abschnitt 3 Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlagen-internen Notfallschutzes Abschnitt 4 Anforderungen an Handlungsempfehlungen
2.1 (13)	I-7: Abschnitt 2 Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c Abschnitt 3 Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlagen-internen Notfallschutzes Abschnitt 4 Anforderungen an Handlungsempfehlungen
<b>Nummer 2.5</b>	
2.5 (1)	I-8: Abschnitt 2.1 Anforderungen an den organisatorischen und personellen Strahlenschutz sowie an die Kontrolle der Aktivität und des Aktivitätsflusses
2.5 (2)	I-8: Abschnitt 2.2 Anforderungen an den baulichen und technischen Strahlenschutz sowie Anforderungen an Lüftungsanlagen
<b>Nummer 3.1</b>	
3.1	I-2: Abschnitt 4 Komponenten kleiner Nennweiten Abschnitt 6 Sicherheitsbehälter Abschnitt 6.2.2 Auslegung: Werkstoffwahl Abschnitt 6.2.3 Auslegung: Konstruktion und Gestaltung Abschnitt 6.2.4 Auslegung: Festigkeitsmäßige Auslegung I-5: Abschnitt 7 Anforderungen an spezifische Einrichtungen Abschnitt 7.1 Allgemeine Anforderungen an spezifische Einrichtungen Abschnitt 7.3 Anforderungen an die Auslegung der Einbauten des Reaktordruckbehälters Abschnitt 7.5 Anforderungen an Lüftungstechnische Einrichtungen Abschnitt 7.8 Anforderungen an Stützkonstruktionen, Halterungen und Bühnen Abschnitt 7.9 Anforderungen an Armaturen Abschnitt 7.10 Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Pumpen Abschnitt 7.11 Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Wärmetauscher Abschnitt 7.12 Anforderungen an Rohrleitungen und Behälter Abschnitt 7.13 Anforderungen an elektrische Antriebe
3.1 (1)	I-2: Abschnitt 2 Druckführende Umschließung und Äußere Systeme Abschnitt 2.3 Auslegung Abschnitt 2.4 Herstellung Abschnitt 2.5 Betrieb Abschnitt 6 Sicherheitsbehälter Abschnitt 6.3 Herstellung I-3: Abschnitt 3 Auslegungsanforderungen Abschnitt 3.1 Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen
3.1 (2)	I-2: Abschnitt 2 Druckführende Umschließung und Äußere Systeme Abschnitt 2.3 Auslegung Abschnitt 2.3.2 Werkstoffauswahl Abschnitt 2.3.3 Konstruktion und Gestaltung Abschnitt 2.4 Herstellung



Interpretierte Nummer der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“	Zugehörige Interpretation mit Abschnitt oder Nummer	
	Abschnitt 2.5 Abschnitt 6 Abschnitt 6.3 Abschnitt 6.4 I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.1 Abschnitt 3.2 Abschnitt 3.4 Abschnitt 3.6 Abschnitt 3.7 Abschnitt 3.9 Abschnitt 3.10 Abschnitt 4 Abschnitt 5 Abschnitt 6	Betrieb Sicherheitsbehälter Herstellung Betrieb Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A Nummer 3.2 (3), (5), (8), (14) Störfallinstrumentierung Anforderungsspezifikation für Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C Erfassung von Prozessvariablen Robustheit Elektrische Energieversorgung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen Qualifizierung Instandhaltung und Änderungen Spezifische Anforderungen zur Dokumentation zu leittechnischen Einrichtungen der Kategorie A bis C einschließlich Störfallinstrumentierung
3.1 (3)	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.2 Abschnitt 3.8 Abschnitt 3.10 Abschnitt 4 I-5: Abschnitt 3	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A Nummer 3.2 (4), (5), (12), (13) Redundanz und Unabhängigkeit Elektrische Energieversorgung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen Qualifizierung Anforderungen zur Vermeidung von Mehrfachausfällen von Sicherheitseinrichtungen
3.1 (4)	I-2: Abschnitt 2 Abschnitt 2.1 Abschnitt 2.3.1 I-3: Abschnitt 2 Abschnitt 3 Abschnitt 3.4 Abschnitt 3.6	Druckführende Umschließung und Äußere Systeme Geltungsbereich Nummer 2.1 (2) Auslegung: Grundsätze und Festigkeit Nummer 2.3.1 (6) Kategorisierung Auslegungsanforderungen Störfallinstrumentierung Anforderungsspezifikation für Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C
3.1 (5)	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.2 I-5: Abschnitt 3	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A Nummer 3.2 (11) Anforderungen zur Vermeidung von Mehrfachausfällen von Sicherheitseinrichtungen
3.1 (6)	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.1	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen Nummer 3.1 (9)



Interpretierte Nummer der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“	Zugehörige Interpretation mit Abschnitt oder Nummer	
	Abschnitt 3.2	Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A Nummer 3.2 (1), (4)
	Abschnitt 3.10	Elektrische Energieversorgung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen
3.1 (7)	I-3: Abschnitt 3	Auslegungsanforderungen
	Abschnitt 3.1	Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen Nummer 3.1 (9)
	Abschnitt 3.2	Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A Nummer 3.2 (4), (12)
	Abschnitt 3.8	Redundanz und Unabhängigkeit
3.1 (10)	I-3: Abschnitt 3	Auslegungsanforderungen
	Abschnitt 3.5	Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen auf der Sicherheitsebene 4 und bei Notstandsfällen
	I-7: Abschnitt 3	Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlagen-internen Notfallschutzes Nummer 3 (6)
3.1 (11)	I-7: Abschnitt 5	Anforderungen im Hinblick auf Einwirkungen von innen und außen sowie Notstandsfälle
3.1 (12)	I-2: Abschnitt 2	Druckführende Umschließung und Äußere Systeme
	Abschnitt 2.2	Grundsätze der Basissicherheit bei Auslegung und Herstellung Nummer 2.2 (2)
	Abschnitt 2.3.3	Konstruktion und Gestaltung
	I-3: Abschnitt 3	Auslegungsanforderungen
	Abschnitt 3.2	Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A Nummer 3.2 (5)
	Abschnitt 5	Instandhaltung und Änderungen
3.1 (13)	I-5: Abschnitt 8	Sonstige Anforderungen
	Abschnitt 8.2	Anforderungen an die Gestaltung der Arbeitsumgebung und Arbeitsmittel
<b>Nummer 3.2</b>		
3.2 (2)	I-1: Abschnitt 2	Anforderungen an die Auslegung, die Überwachung und den Betrieb des Reaktorkerns
3.2 (3)	I-1: Abschnitt 3	Anforderungen an die reaktorphysikalische Auslegung des Reaktorkerns
3.2 (4)	I-1: Abschnitt 3	Anforderungen an die reaktorphysikalische Auslegung des Reaktorkerns
3.2 (5)	I-1: Abschnitt 4	Anforderungen an die Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltseinrichtungen
3.2 (6)	I-1: Abschnitt 4	Anforderungen an die Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltseinrichtungen
3.2 (7)	I-1: Abschnitt 4	Anforderungen an die Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltseinrichtungen
<b>Nummer 3.3</b>		
3.3	I-5: Abschnitt 7	Anforderungen an spezifische Einrichtungen
	Abschnitt 7.4	Anforderungen an Not- und Nachkühlsysteme



Interpretierte Nummer der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“	Zugehörige Interpretation mit Abschnitt oder Nummer	
<b>Nummer 3.4</b>		
3.4	I-2: Abschnitt 2 Abschnitt 2.1 Abschnitt 2.3 Abschnitt 4 Abschnitt 7	Druckführende Umschließung und Äußere Systeme Geltungsbereich Auslegung Komponenten kleiner Nennweiten Umgang mit Befunden an Komponenten und Rohrleitungen
3.4 (1)	I-2: Abschnitt 2 Abschnitt 2.4 Abschnitt 3  Anlage 1	Druckführende Umschließung und Äußere Systeme Herstellung Zusätzliche Anforderungen an Komponenten und Systeme zur Einschränkung von Bruchannahmen  Prinzipien der festigkeitsmäßigen Auslegung und Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen
3.4 (2)	I-2: Anlage 1	Prinzipien der festigkeitsmäßigen Auslegung und Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen
3.4 (3)	I-2: Abschnitt 2 Abschnitt 2.1  Abschnitt 2.2  Abschnitt 2.3.3 Abschnitt 2.4	Druckführende Umschließung und Äußere Systeme Geltungsbereich Nummer 2.1 (4)  Grundsätze der Basissicherheit bei Auslegung und Herstellung Nummer 2.2 (1) und (2)  Konstruktion und Gestaltung Herstellung
3.4 (4)	I-2: Abschnitt 3	Zusätzliche Anforderungen an Komponenten und Systeme zur Einschränkung von Bruchannahmen
3.4 (5a)	I-5: Abschnitt 7 Abschnitt 7.6  Abschnitt 7.7	Anforderungen an spezifische Einrichtungen Anforderungen an die Druckabsicherung und Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufes und des Frischdampfsystems  Anforderungen an das Druckabbausystem (SWR)
<b>Nummer 3.5</b>		
3.5	I-5: Abschnitt 7 Abschnitt 7.2 Abschnitt 7.8	Anforderungen an spezifische Einrichtungen Anforderungen an Bauwerke Anforderungen an Stützkonstruktionen, Halterungen und Bühnen
<b>Nummer 3.6</b>		
3.6	I-2: Abschnitt 6 Abschnitt 6.2.2 Abschnitt 6.2.3 Abschnitt 6.2.4 Abschnitt 6.3 Abschnitt 6.4	Sicherheitsbehälter Auslegung: Werkstoffwahl Auslegung: Konstruktion und Gestaltung Auslegung: Festigkeitsmäßige Auslegung Herstellung Betrieb
3.6 (1)	I-2: Anlage 1	Prinzipien der festigkeitsmäßigen Auslegung und Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen
3.6 (8)	I-7: Abschnitt 6	Anforderungen an die gefilterte Druckentlastung
<b>Nummer 3.7</b>		
3.7	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.1  Abschnitt 3.2  Abschnitt 3.5  Abschnitt 3.6	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen  Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A  Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen auf der Sicherheitsebene 4 und bei Notstandsfällen  Anforderungsspezifikation für Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C



Interpretierte Nummer der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“	Zugehörige Interpretation mit Abschnitt oder Nummer	
	Abschnitt 3.8 Abschnitt 3.9 Abschnitt 3.10  Abschnitt 4 Abschnitt 5 Abschnitt 6	Redundanz und Unabhängigkeit Robustheit Elektrische Energieversorgung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen  Qualifizierung Instandhaltung und Änderungen Spezifische Anforderungen zur Dokumentation zu leittechnischen Einrichtungen der Kategorie A bis C einschließlich Störfallinstrumentierung
3.7 (2)	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.3	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie B
3.7 (3)	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.1  Abschnitt 3.2	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen Nummer 3.1 (10)  Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A
3.7 (4)	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.2	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A Nummer 3.2 (11)
3.7 (8)	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.1  Abschnitt 3.4 Abschnitt 3.7 I-7: Abschnitt 7 I-8: Abschnitt 2.3	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen Nummer 3.1 (10)  Störfallinstrumentierung Erfassung von Prozessvariablen Anforderungen an das Probenahmesystem Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage
3.7 (9)	I-7: Abschnitt 3	Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlagen-internen Notfallschutzes Nummer 3 (8)
3.7 (10)	I-3: Abschnitt 2	Kategorisierung
Nummer 3.8		
3.8	I-5: Abschnitt 8 Abschnitt 8.1	Sonstige Anforderungen Anforderungen an Flucht- und Rettungswege und die Alarmierung
3.8 (5)	I-7: Abschnitt 8	Anforderungen an die Notfallorganisation Nummer 8 (1)
3.8 (7)	I-7: Abschnitt 8	Anforderungen an die Notfallorganisation Nummer 8 (1)
Nummer 3.9		
3.9 (1)	I-4: Abschnitt 2	Anforderungen an die elektrische Energieversorgung Nummer 2 (1) und 2 (2)
3.9 (2)	I-4: Abschnitt 2	Anforderungen an die elektrische Energieversorgung Nummer 2 (3) bis 2 (6)
3.9 (4) Absatz 1	I-4: Abschnitt 2	Anforderungen an die elektrische Energieversorgung Nummer 2 (7)
3.9 (4) Absatz 2	I-4: Abschnitt 2	Anforderungen an die elektrische Energieversorgung Nummer 2 (8)
3.9 (4) Absatz 3	I-4: Abschnitt 2	Anforderungen an die elektrische Energieversorgung Nummer 2 (9)





Interpretierte Nummer der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“	Zugehörige Interpretation mit Abschnitt oder Nummer	
3.9 (4) Absatz 4	I-4: Abschnitt 2	Anforderungen an die elektrische Energieversorgung Nummer 2 (10)
Nummer 3.10		
3.10 (1)	I-6: Abschnitt 2	Anforderungen an die Kontrolle der Reaktivität bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen
3.10 (2)	I-6: Abschnitt 2	Anforderungen an die Kontrolle der Reaktivität bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen
3.10 (3)	I-6: Abschnitt 3	Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken
Nummer 3.11		
3.11 (1)	I-8: Abschnitt 2.4	Anforderungen an die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung von Systemen sowie an die Überwachung der Raumluftaktivität und Ortsdosisleistung
3.11 (2)	I-8: Abschnitt 2.5	Anforderungen an Einrichtungen zur Abwasserbehandlung sowie die Überwachung luftgetragener radioaktiver Stoffe und die Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser
3.11 (4)	I-6: Abschnitt 4 I-8: Abschnitt 2.6	Anforderungen an den Strahlenschutz bei der Handhabung und Lagerung der Brennelemente Anforderungen an den baulichen und technischen Strahlenschutz sowie Lüftungsanlagen
3.11 (5)	I-8: Abschnitt 2.7	Anforderungen an die Sammlung, Handhabung, Lagerung und Behandlung radioaktiver Abfälle und schadlos zu verwertender radioaktiver Stoffe
3.11 (6)	I-8: Abschnitt 2.8	Anforderungen an Lüftungstechnische Einrichtungen auf der Sicherheitsebene 4
Nummer 5		
5 (1)	I-8: Abschnitt 2.9	Berechnung radiologischer Auswirkungen
Nummer 6		
6 (1) – (3)	I-7: Abschnitt 8	Anforderungen an die Notfallorganisation Nummer 8 (2)
Anhang 2		
Anhang 2, Ereignis D3-19	I-5: Abschnitt 6 Abschnitt 6.1	Anforderungen an Vorsorgemaßnahmen bei speziellen Ereignissen Eintrag von Deionat oder minderboriertem Kühlmittel in den Reaktorkern
Anhang 2, Ereignis D3-20	I-5: Abschnitt 6 Abschnitt 6.1	Anforderungen an Vorsorgemaßnahmen bei speziellen Ereignissen Eintrag von Deionat oder minderboriertem Kühlmittel in den Reaktorkern
Anhang 2, Ereignis B3-01	I-5: Abschnitt 5	Ereignisspezifische Anforderungen zum Ereignis B3-01
Anhang 2, Ereignis B3-03	I-5: Abschnitt 6 Abschnitt 6.2	Anforderungen an Vorsorgemaßnahmen bei speziellen Ereignissen Lecks am Flutraum oder Absetzbecken bei geöffnetem Beckenschütz
Anhang 2, Anlage 1	I-2: Anlage 1	Prinzipien der festigkeitsmäßigen Auslegung und Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen
Anhang 2, Anlage 2	I-2: Abschnitt 3 Abschnitt 3.7	Zusätzliche Anforderungen an Komponenten und Systeme zur Einschränkung von Bruchannahmen Bruchausschluss für niederenergetische, selten oder gering beanspruchte Komponenten



Interpretierte Nummer der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“	Zugehörige Interpretation mit Abschnitt oder Nummer	
<b>Anhang 3</b>		
Anhang 3, Nummer 2 (3)	I-5: Abschnitt 4 Abschnitt 4.3	Anforderungen zur Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes auf die Gestaltung von Vorsorgemaßnahmen
Anhang 3, Nummer 3.2.3	I-2: Abschnitt 5	Schutzrohre (Doppelrohre)
Anhang 3, Nummer 3.2.4	I-2: Abschnitt 3 Abschnitt 3.6	Zusätzliche Anforderungen an Komponenten und Systeme zur Einschränkung von Bruchannahmen Vorsorgemaßnahmen zum Lecksicherheitsnachweis
Anhang 3, Nummer 4.2.2.1	I-5: Abschnitt 2	Anforderungen zur Berücksichtigung der durch einen Flugzeugaufprall induzierten Erschütterungen
<b>Anhang 4</b>		
Anhang 4, Nummer 2	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.2	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A Nummer 3.2 (4), (12)
Anhang 4, Nummer 2.3 (2)	I-5: Abschnitt 4 Abschnitt 4.1	Anforderungen zur Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes Anforderungen im Hinblick auf die Einrichtungen zur Kühlung des Brennelementlagerbeckens
Anhang 4, Nummer 2.4 (2)	I-5: Abschnitt 4 Abschnitt 4.2	Anforderungen zur Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes Anwendung des Einzelfehlers auf Funktionen, die im Notstandsfall benötigt werden
Anhang 4, Nummer 3	I-3: Abschnitt 5	Instandhaltung und Änderungen
Anhang 4, Nummer 4	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.2 Abschnitt 5	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A Nummer 3.2 (2) Instandhaltung und Änderungen
Anhang 4, Nummer 4 (6)	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.1	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen Nummer 3.1 (11)
Anhang 4, Nummer 4 (7)	I-3: Abschnitt 3 Abschnitt 3.1	Auslegungsanforderungen Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen Nummer 3.1 (11)
<b>Anhang 5</b>		
Anhang 5, Nummer 3.2.1 (6)	I-7: Abschnitt 9	Anforderungen an Analysen zur Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes
Anhang 5, Nummer 4	I-2: Abschnitt 2 Abschnitt 2.3.1	Druckführende Umschließung und Äußere Systeme Auslegung: Grundsätze und Festigkeit Nummer 2.3.1 (3)
Anhang 5, Nummer 7	I-3: Abschnitt 6	Spezifische Anforderungen zur Dokumentation zu leittechnischen Einrichtungen der Kategorie A bis C einschließlich Störfallinstrumentierung



### **Interpretation I-1: Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns**

#### Inhalt

- 1 Geltungsbereich
  - 2 Anforderungen an die Auslegung, die Überwachung und den Betrieb des Reaktorkerns
  - 3 Anforderungen an die reaktorphysikalische Auslegung des Reaktorkerns
  - 4 Anforderungen an die Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltanlagen
-



### 1 Geltungsbereich

Dieser Regeltext enthält Interpretationen zu Anforderungen die Auslegung, die Überwachung und den Betrieb des Reaktorkerns betreffend, darunter insbesondere die reaktorphysikalische Auslegung sowie die Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltvorrichtungen.

### 2 Anforderungen an die Auslegung, die Überwachung und den Betrieb des Reaktorkerns

Interpretation zu Nummer 3.2 (2) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2 (1) Der Reaktorkern ist wie folgt auszulegen, zu überwachen und zu betreiben:

- a) Die Leistung und Leistungsdichte sowie die Sicherheitsvariablen, die für die Reaktivität, die Leistung oder die Leistungsdichte sowie für die Kühlung der Brennelemente hinsichtlich der Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a wesentlich sind, sind im erforderlichen Umfang zu überwachen.

Die zeitliche und räumliche Auflösung der Überwachung, sowie die Empfindlichkeit und konstruktive Ausführung der Überwachungseinrichtungen müssen die jeweils erforderlichen Funktionen der Regelungs-, Begrenzungs- und Sicherheitseinrichtungen gewährleisten.

- b) Im Normalbetrieb ist das Auftreten eines kritischen Siedezustands durch Einhaltung eines ausreichenden Sicherheitsabstands zu vermeiden.
- c) Im Normalbetrieb sind Leistung und Leistungsdichteverteilung innerhalb zulässiger Grenzen stabil zu halten, auch im Hinblick auf die Auswirkungen von Xenon-Umverteilungen.
- d) Im Normalbetrieb müssen Änderungen in der Reaktivität, Leistung oder Leistungsdichte kontrolliert durch die Regelungseinrichtungen unter Berücksichtigung der reaktorphysikalischen Rückwerkeigenschaften erfolgen.
- e) Auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a, bei Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen dürfen keine Verformungen an den Brennstäben, der Brennelement-Struktur oder den Steuerelementen entstehen, die die mechanische Abschaltbarkeit (bei einem großen Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters beim DWR die dauerhafte Abschaltbarkeit) in Frage stellen.

2 (2) Im Rahmen der mechanischen Auslegung des Reaktorkerns sind für die Bedingungen des bestimmungsgemäßen Betriebs (Sicherheitsebenen 1 und 2) Auslegungsgrenzen unter Berücksichtigung der Unsicherheiten in der experimentellen Datenbasis so festzulegen, dass bei Einhaltung der Auslegungsgrenzen Defekte an den Brennstäben, Brennelement-Strukturen oder Steuerelementen sowie der zugehörigen Strukturteile nicht zu unterstellen sind.

Anstelle von Auslegungsgrenzen dürfen auch Defektwahrscheinlichkeiten herangezogen werden, sofern diese experimentell abgesichert sind.

2 (3) Im Rahmen der mechanischen Auslegung ist bei Nachweisführungen für die Brennstabintegrität im bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2) zu zeigen,

- a) dass, bei einer abdeckenden Nachweisführung gemäß Nummer 3.4 des Anhangs 5 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, kein Brennstab eine Auslegungsgrenze während seiner Einsatzzeit überschreitet, oder,
- b) dass, bei einer Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten gemäß Nummer 3.3 des Anhangs 5 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ mittels statistischer Verfahren, nicht mehr als ein Brennstab im Kern in einem Zyklus als defekt zu erwarten ist, wobei die Anforderungen der Nummer 3.3 (4) des Anhangs 5 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ gelten.

### 3 Anforderungen an die reaktorphysikalische Auslegung des Reaktorkerns

Interpretation zu den Nummern 3.2 (3) und 3.2 (4) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3 (1) Der Reaktorkern ist so auszulegen, dass auf Grund inhärenter reaktorphysikalischer Rückkopplungseigenschaften

- a) eine Erhöhung der Brennstofftemperatur im Reaktorkern eine negative Reaktivitätsrückwirkung hat;
- b) eine Zunahme des Dampfblasengehalts im Reaktorkern eine negative Reaktivitätsrückwirkung hat;
- c) eine Erhöhung der Kühlmitteltemperatur oder eine Abnahme der Kühlmitteldichte im Reaktorkern (ohne oder mit vernachlässigbarer Dampfblasenbildung) eine negative Reaktivitätsrückwirkung haben,
  - beim DWR spätestens bei Erreichen eines stationären Betriebszustands mit Xenon-Gleichgewicht zu Zyklusbeginn und
  - beim SWR spätestens bei Erreichen der Betriebstemperatur.

3 (2) Eine positive Reaktivitätsrückwirkung bei Erhöhung der Kühlmitteltemperatur oder Abnahme der Kühlmitteldichte (ohne oder mit vernachlässigbarer Dampfblasenbildung) vor Erreichen der in der Nummer 3 (1) Buchstabe c genannten Zustände ist zulässig, wenn nachgewiesen ist, dass

- im Normalbetrieb dabei eine stabile Regelung der Reaktorleistung möglich ist und
- bei Berücksichtigung der daraus resultierenden positiven Reaktivitätsrückwirkungen bei den auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a betrachteten Ereignissen die jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.



#### 4 Anforderungen an die Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltvorrichtungen

Interpretation zu den Nummern 3.2 (5), 3.2 (6) und 3.2 (7) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

4 (1) Bei der Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltvorrichtungen der Reaktorleistung sind die mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen zu berücksichtigen, die

- a) während des Normalbetriebs der Anlage sowie
- b) bei Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltvorrichtungen, deren Funktion zur Ereignisbeherrschung auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a, bei Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen erforderlich ist, auch unter den jeweiligen Ereignisbedingungen

auftreten können und für die Sicherstellung der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Einrichtungen wesentlich sind.

4 (2) Das Schnellabschaltssystem gemäß der Nummern 3.2 (5) und 3.2 (6) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

- a) muss von Anregungen automatisch ausgelöst werden, die aus verschiedenen Prozessvariablen gebildet werden;
- b) darf auch für den Fall, dass es gemeinsame Komponenten mit den Regelungs- oder Begrenzungseinrichtungen hat, durch die Funktion der Regelungs- oder Begrenzungseinrichtungen in seiner bestimmungsgemäßen Funktion nicht beeinträchtigt werden (auch nicht infolge einer durch Fehler in diesen Einrichtungen erzeugten Funktion).

4 (3) Bei der Nachweisführung der ausreichenden Wirksamkeit der Einrichtungen zur Einbringung löslicher Neutronenabsorber in das Kühlmittel, gemäß den Nummern 3.2 (5) und 3.2 (7) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, muss beim SWR gezeigt werden, dass unter Normalbetriebsbedingungen in den Betriebsphasen A bis C ein Betrag der Abschaltreaktivität von 5 % erreicht wird.

4 (4) Gegen den Auswurf eines Steuerelements (siehe Ereignisse D3-16 und S3-09 in Anhang 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“) sind außer der sicheren Auslegung und der sorgfältigen Fertigungskontrolle davon unabhängige Einrichtungen zur Begrenzung der Auswurfhöhe vorzusehen, es sei denn, es ist nachgewiesen, dass beim vollständigen Auswurf des Steuerelements mit dem größten Reaktivitätswert die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.

Gegen das Herausfallen eines Steuerelements beim SWR (siehe Ereignis S3-10 in Anhang 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“) sind außer der sicheren Auslegung, der sorgfältigen Fertigungskontrolle und leittechnischer Verriegelungen davon unabhängige Einrichtungen zur Begrenzung des Fallwegs vorzusehen, es sei denn, es ist nachgewiesen, dass beim vollständigen Herausfallen des Steuerelements mit dem größten Reaktivitätswert die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.

---



## **Interpretation I-2: Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitsbehälters**

### Inhalt

1	Geltungsbereich
2	Druckführende Umschließung und Äußere Systeme
2.1	Geltungsbereich
2.2	Grundsätze der Basissicherheit bei Auslegung und Herstellung
2.3	Auslegung
2.4	Herstellung
2.5	Betrieb
3	Zusätzliche Anforderungen an Komponenten und Systeme zur Einschränkung von Bruchannahmen
3.1	Grundsätze
3.2	Bruchsicherheitsnachweis für den Reaktordruckbehälter
3.3	Bruchausschluss für Rohrleitungen
3.4	Bruchsicherheitsnachweis für Behälter
3.5	Bruchsicherheitsnachweis für Gehäuse
3.6	Vorsorgemaßnahmen zum Lecksicherheitsnachweis
3.7	Bruchausschluss für niederenergetische, selten oder gering beanspruchte Komponenten
4	Komponenten kleiner Nennweiten
4.1	Geltungsbereich
4.2	Auslegung
4.3	Werkstoffwahl und Herstellung
4.4	Betrieb
5	Schutzrohre (Doppelrohre)
6	Sicherheitsbehälter
6.1	Geltungsbereich
6.2	Auslegung
6.3	Herstellung
6.4	Betrieb
7	Umgang mit Befunden an Komponenten und Rohrleitungen
Anlage 1:	Prinzipien der festigkeitsmäßigen Auslegung und Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen
1	Druckführende Umschließung und Äußere Systeme
2	Sicherheitsbehälter
3	Beanspruchungsgrenzen für Sicherheitssysteme

---



### 1 Geltungsbereich

Dieser Regeltext enthält Interpretationen zu sicherheitstechnischen Anforderungen an die Auslegung, die Herstellung und den Betrieb der Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels, der drucktragenden Wandung von Komponenten der Äußeren Systeme und des Sicherheitsbehälters. Dieser Regeltext enthält auch Anforderungen an Komponenten kleiner Nennweiten und Schutzrohre für Rohrleitungen sowie zusätzliche Anforderungen an Komponenten mit eingeschränkten Bruchannahmen.

### 2 Druckführende Umschließung und Äußere Systeme

Interpretation zu Nummer 3.4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

#### 2.1 Geltungsbereich

2.1 (1) Die folgenden Anforderungen sind anzuwenden auf die drucktragenden Wandungen von Komponenten aus metallischen Werkstoffen der Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels und der Äußeren Systeme von Leichtwasserreaktoren.

Hinweis:

Für Komponenten (Behälter, Wärmetauscher, Rohrleitungen, Armaturen, Pumpen), für die wegen des Einschlusses radioaktiven Inventars spezifische Anforderungen gelten und die nicht dem hier genannten Geltungsbereich zugeordnet sind, gelten die Anforderungen aus den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, I-5, Abschnitt 7. Dort finden sich auch Anforderungen im Hinblick auf die Funktion der hier angesprochenen Komponenten.

Interpretation zu Nummer 3.1 (4) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2.1 (2) Für die Komponenten der Druckführenden Umschließung und der Äußeren Systeme gelten hinsichtlich der Auslegungsgrundsätze die gleichen Anforderungen. Der höheren sicherheitstechnischen Bedeutung der Druckführenden Umschließung als Bestandteil des Barrierenkonzeptes im Vergleich zu den Äußeren Systemen ist durch besondere Anforderungen an die Wahl der Werkstoffe, Nachweistiefe und Qualitätssicherung sowie durch erhöhte Umfänge an wiederkehrenden Prüfungen und betrieblicher Überwachung Rechnung zu tragen.

2.1 (3) Werden Komponenten aus nicht-metallischen Werkstoffen eingesetzt, so sind Anforderungen festzulegen, die eine gleichwertige Zuverlässigkeit sicherstellen.

Interpretation zu Nummer 3.4 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2.1 (4) Die nachfolgenden Anforderungen gelten nicht für Komponenten kleiner oder gleich Nennweite 50. Für solche Komponenten kleiner Nennweiten sind die Anforderungen gemäß Abschnitt 4 anzuwenden.

#### 2.2 Grundsätze der Basissicherheit bei Auslegung und Herstellung

Interpretation zu Nummer 3.4 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2.2 (1) Die Basissicherheit der Komponenten, welche deren katastrophales, aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen ausschließt, ist durch die Einhaltung nachfolgender Anforderungen unter Berücksichtigung des Betriebsmediums sicherzustellen:

- Einsatz hochwertiger Werkstoffe, insbesondere hinsichtlich Zähigkeit und Korrosionsbeständigkeit,
- konservative Begrenzung der Spannungen,
- Vermeidung von Spannungsspitzen durch optimierte Konstruktion und
- Gewährleistung der Anwendung optimierter Herstellungs- und Prüftechnologien.

Dazu gehören die Kenntnis und Beurteilung ggf. vorliegender Fehlerzustände.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (12) und 3.4 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2.2 (2) Weiterhin sind alle Komponenten konstruktiv so zu gestalten, dass die Anforderungen für eine beanspruchungsgünstige, werkstoff-, fertigungs- und funktionsgerechte sowie wartungsfreundliche Ausführung erfüllt sind und die zerstörungsfreien Prüfungen bei der Herstellung und am Aufstellungsort sowie die zerstörungsfreien wiederkehrenden Prüfungen im erforderlichen Umfang durchführbar sind. Dies gilt insbesondere für Schweißnähte und den Trägerwerkstoff plattierter Werkstoffbereiche.

#### 2.3 Auslegung

Interpretation zu den Nummern 3.1 (1), 3.1 (2) und 3.4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

##### 2.3.1 Grundsätze und Festigkeit

2.3.1 (1) Die Integritätsnachweise als Bestandteil der Auslegung sind so zu führen, dass für alle Einwirkungen, die aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2), Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sowie standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen oder Notstandsfällen resultieren, über die gesamte vorgesehene Betriebsdauer die erforderlichen Sicherheitsabstände gegenüber dem Auftreten anzunehmender Versagensarten ausgewiesen werden. Die von den mechanischen und thermischen Einwirkungen in den Komponenten hervorgerufenen Beanspruchungen sind so zu begrenzen, dass für die jeweiligen Sicherheitsebenen gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Nummer 3.1 (2) a) ein Sicherheitsabstand gegenüber dem Auftreten anzunehmender Versagensarten gegeben ist. Mögliche alterungsbedingte Schädigungsmechanismen und Veränderungen der Werkstoffeigenschaften durch Einwirkungen wie z. B. Temperatur und Bestrahlung, die während des Betriebs auftreten können, sind mit einzubeziehen. Bestehen zu Schädigungsmechanismen Unsicherheiten im Kenntnisstand, sind diese durch entsprechende Sicherheitszuschläge oder eine konservative Nachweisführung zu berücksichtigen.



### Hinweis:

Siehe Anlage 1 zu I-2 „Prinzipien der festigkeitsmäßigen Auslegung und Zuordnung von Sicherheitsebenen zu Beanspruchungsstufen“.

2.3.1 (2) Bei der Auslegung der Komponenten sind, ausgehend von den Einwirkungen, Lastfälle zu Grunde zu legen. Die Lastfälle sollen sich insbesondere aus dem spezifizierten Betrieb der Anlage einschließlich der Prüfungen, aus der Betriebserfahrung und aus den unterstellten Ereignissen gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Anhang 2 und Anhang 3 ableiten und müssen die daraus resultierenden Einwirkungen abdecken. Die Lastfälle und deren Kombinationen sind zu spezifizieren und entsprechend ihrer Charakteristik und Häufigkeit vollständig zu beschreiben.

Lastfallkombinationen sind dann zu unterstellen, wenn die zu kombinierenden Ereignisse oder Betriebsphasen in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen unterstellt werden muss. Die sich aus diesen Lastfällen ergebenden Einwirkungen sind komponentenbezogen unter Berücksichtigung der Systemtechnik auch angrenzender Systeme und des zeitlichen Verlaufs sowie der Lastabtragung der Stützkonstruktion zu beschreiben. Einwirkungen von Einbauteilen sind beim Integritätsnachweis zu berücksichtigen (z. B. im Hinblick auf Eigengewicht, Standsicherheit, mechanische Einwirkungen, thermohydraulische Bedingungen), soweit sie die Integrität der drucktragenden Wandungen beeinflussen können.

Interpretation zu Anhang 5, Nummer 4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2.3.1 (3) Der Integritätsnachweis ist experimentell oder rechnerisch oder in Kombination dieser Methoden zu führen, wobei die Übertragbarkeit der Randbedingungen der rechnerischen Methode bzw. des Experiments auf die Randbedingungen der nachzuweisenden Komponente bzw. des nachzuweisenden Systems zu zeigen ist. Die Einhaltung entsprechender Nachweiskriterien ist mit validierten Methoden aufzuzeigen. Dabei ist ein Sicherheitsabstand gegenüber dem Versagen oder dem Einsetzen eines zu vermeidenden Zustandes auszuweisen.

### Hinweis:

Zu Anforderungen an experimentelle Nachweise und die Validierung von Methoden siehe auch Anhang 5 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“.

2.3.1 (4) Für Ereignisse der Sicherheitsebene 3 und 4a sowie standortspezifisch zu unterstellende naturbedingte Einwirkungen von außen oder Notstandsfälle, zu deren Beherrschung die Funktion von Teilen der Druckführenden Umschließung oder der Äußeren Systeme erforderlich ist, sind für die hierbei in Anspruch genommenen aktiven Komponenten die Beanspruchungsgrenzen so festzulegen, dass die Funktionsfähigkeit dieser Komponenten (z. B. Pumpen, Armaturen) sichergestellt bleibt.

2.3.1 (5) Werden an die Druckführende Umschließung angrenzende Komponenten der Äußeren Systeme zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a oder standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen oder Notstandsfällen in Betrieb genommen, so sind die in diesen Systemen auftretenden Beanspruchungen in den drucktragenden Wandungen so zu begrenzen, dass die erforderliche Zuverlässigkeit der Systeme für die spezifizierte Betriebszeit und Einsatzhäufigkeit sichergestellt ist.

Interpretation zu Nummer 3.1 (4) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2.3.1 (6) Für die Komponenten der Äußeren Systeme ist unter Berücksichtigung unterschiedlicher Funktionsanforderungen die Wahl der Werkstoffe, Fertigungsverfahren und Nachweismethoden so aufeinander abzustimmen, dass eine gleichwertige Zuverlässigkeit der Komponenten erreicht wird. Hinsichtlich der Vielfalt der Komponenten sind Maßnahmen festzulegen, die eine zuverlässige Qualitätssicherung sicherstellen.

Dies hat für die Komponenten über eine Einstufung in Prüf- und Werkstoffgruppen in Abhängigkeit von Auslegungsdaten und Abmessungen unter Beachtung der Werkstoffe und Spannungsgrenzen zu erfolgen. Dabei können sich für Komponenten innerhalb eines Systems, unter Umständen auch für Bauteile einer Komponente, unterschiedliche Prüf- und Werkstoffgruppen ergeben.

In Bezug auf die Prüfgruppen für Bauteile und Komponenten der Äußeren Systeme sind auch Festlegungen zur Nachweistiefe im Hinblick auf den Umfang der Spannungs- und Ermüdungsanalysen sowie auf den Umfang der Prüfungen (zerstörend und zerstörungsfrei) in Abhängigkeit von der Spannungsausnutzung und der Wahl der Werkstoffe zu treffen.

### 2.3.2 Werkstoffauswahl

Interpretation zu Nummer 3.1 (2) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2.3.2 (1) Durch die Werkstoffauswahl und sachgerechte Formgebung, Schweißung und Wärmebehandlung ist für die Komponenten sicherzustellen, dass ein ausreichend fester und zäher Werkstoffzustand derart erreicht wird und während der vorgesehenen Betriebsdauer der Anlage erhalten bleibt, so dass die im bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2) und bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sowie standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen oder Notstandsfällen auftretenden Belastungen sicher abgetragen werden können.

2.3.2 (2) Zum Nachweis der spezifizierten Festigkeit und Zähigkeit ist für alle Werkstoffe die spezifikationsgemäße Fertigung durch Zeugnisse zu belegen. Ferritische Stähle müssen ein ausreichend hohes Niveau der Zähigkeit im Bereich der Hochlage aufweisen.

Bei Komponenten der Druckführenden Umschließung muss bei Belastungen aus stationären Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2 die niedrigste Beanspruchungstemperatur so weit oberhalb der Sprödbruch-Übergangs-





temperatur liegen, dass eine definierte Mindest-Zähigkeit sichergestellt ist. Dies gilt für Grundwerkstoff, Schweißgut und Wärmeeinflusszone.

Komponenten der Äußeren Systeme müssen eine dem Auslegungskonzept genügende Werkstoffzähigkeit sowie ein ausgeprägtes Verfestigungsverhalten besitzen.

Hinweis:

Letzteres erfordert für ferritische Werkstoffe in der Regel den Einsatz nieder- oder mittelfester Werkstoffe mit in der Kerntechnik üblichen Wärmebehandlungszuständen. Austenitische Werkstoffe erfüllen die zuletzt genannten Kriterien ohne Einschränkungen.

2.3.2 (3) Die eingesetzten Werkstoffe müssen schweißgeeignet sein und in Verbindung mit der gewählten Konstruktion und den zum Einsatz kommenden Verarbeitungstechniken unter den Betriebsbedingungen eine ausreichende Beständigkeit gegen Korrosion und andere Alterungseffekte besitzen. Die für die Korrosionsbeständigkeit erforderlichen Wasserqualitäten im bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2) sind zu spezifizieren.

2.3.2 (4) Unter Beachtung der übrigen Anforderungen an die Werkstoffe hat die Auswahl der mit Reaktorkühlmittel beaufschlagten Werkstoffe so zu erfolgen, dass eine Aktivierung der Werkstoffe und ihrer Korrosionsprodukte möglichst gering bleibt. Insbesondere sollen Bauteile mit Dicht- oder Gleitfunktion unter den Bedingungen des bestimmungsgemäßen Betriebes (Sicherheitsebenen 1 und 2) eine hinreichend hohe chemische, mechanische und physikalische Beständigkeit aufweisen, um radiologische Auswirkungen möglichst gering zu halten und Schädigungen der Komponenten durch Korrosion zu vermeiden.

### 2.3.3 Konstruktion und Gestaltung

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2), 3.1 (12) und 3.4 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2.3.3 (1) Für alle drucktragenden Teile der Komponenten sind ausreichende Möglichkeiten für Inspektionen und wiederkehrende Prüfungen vorzusehen.

2.3.3 (2) Dichtverbindungen sind so auszuführen, dass die erforderliche Dichtheit zuverlässig erreicht wird. Ihre Ausführung ist zu qualifizieren bzw. ihre Eignung auf Grund technischer Erfahrung nachzuweisen. Sie sind auf geeignete Weise zu überwachen, so dass gegebenenfalls auftretende Undichtheiten so rechtzeitig erkannt werden, dass unzulässige Folgen vermieden werden.

2.3.3 (3) Bei abgehenden Rohrleitungen soll die Absperrarmatur möglichst nahe der Abzweigstelle angeordnet werden.

2.3.3 (4) Einbauteile von Absperrrichtungen sind so auszuführen, dass sie das zur Sicherstellung der Dichtfunktion erforderliche Tragvermögen aufweisen.

2.3.3 (5) Bei der Rohrleitungsverlegung und der Anordnung von Armaturen ist sicherzustellen, dass Ansammlungen von Kondensat in dampfführenden Anlagenteilen durch Entwässerung vermieden werden.

2.3.3 (6) Rohrleitungen der Äußeren Systeme, die an die Absperrrichtungen der Druckführenden Umschließung anschließen und den Sicherheitsbehälter nicht durchdringen, müssen innerhalb des Sicherheitsbehälters eine weitere Absperrrichtung aufweisen, sofern aus sicherheitstechnischen Gründen nicht eine Druckentlastung in geschlossene Behältnisse (z. B. Kondensationskammer, Ablasebehälter) vorgesehen ist.

2.3.3 (7) Komponenten der Äußeren Systeme, die durch Annahme eines Einzelfehlers an der Absperrrichtung der angrenzenden Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels mit höherem Druck oder höherer Temperatur beaufschlagt werden können, sind so auszuführen, dass ihre Integrität auch bei solchen Lastfällen sichergestellt ist.

2.3.3 (8) Durch geeignete Einrichtungen ist sicherzustellen, dass eine Überschreitung der dem Integritätsnachweis zugrunde liegenden Belastungen

- a) der Frischdampfleitung durch Überspeisung des Dampferzeugers,
- b) der Komponenten der Äußeren Systeme aufgrund von Kondensationsschlägen,
- c) der Komponenten der Äußeren Systeme aufgrund der Reaktion von Radiolysegasen,
- d) der Komponenten der Äußeren Systeme von an Hochdrucksystemen anschließenden Niederdrucksystemen aufgrund von Leckagen an Absperrrichtungen des Systems mit höherem Druck und
- e) der Komponenten der Äußeren Systeme durch Wärmeeintrag in eingeschlossene Medien

für die Betriebszustände und Ereignisse der Sicherheitsebenen 1 bis 3, und aus Einwirkungen von innen oder standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen zuverlässig vermieden wird. Die Wirksamkeit der Einrichtungen ist zu überwachen.

2.3.3 (9) Druckentlastungsrohre und Ausstrahldüsen im Siedewasserreaktor sind hinsichtlich der ausströmenden Dampfmenngen so zu bemessen, dass für alle Ereignisse der Sicherheitsebenen 2 und 3 sowie aus Einwirkungen von innen oder standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen eine zuverlässige Ausströmung des Mediums (Dampf, Dampf/Wasser-Gemisch) in die Kondensationskammer unter Einhaltung der Auslegungswerte sichergestellt ist.

Es ist sicherzustellen, dass in der Gasphase der Kondensationskammer oberhalb der Wasservorlage keine Leckagen an den Druckentlastungsrohren auftreten, oder dass nicht ausschließbare Leckagen sicher abgeleitet werden (z. B. durch Installation eines äußeren Schutzrohres).



Eine Ansammlung von Radiolysegasen in den Druckentlastungsrohren aufgrund von Kondensation etwaiger Dampfleckagen ist durch geeignete Maßnahmen (z. B. Stickstoffspülung) so zu begrenzen, dass keine reaktionsfähigen Gemische entstehen können.

Hinweis:

Zu Vorsorgemaßnahmen gegen anlageninterne Explosionen siehe auch Anhang 3, Nummer 3.2.9 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“.

### 2.4 Herstellung

Interpretation zu den Nummern 3.1 (1), 3.1 (2), 3.4 (1) und 3.4 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

#### 2.4.1 Grundsätze

2.4.1 (1) Die zur Sicherstellung der Integrität einzuhaltenden Qualitätsmerkmale sind festzulegen und bei der Planung des Fertigungsablaufs zu berücksichtigen.

2.4.1 (2) Der Fertigungsablauf ist so zu überwachen und zu dokumentieren, dass Abweichungen von den vorgegebenen Qualitätsmerkmalen erkannt werden und eine Rückverfolgbarkeit der Abweichungen hinsichtlich deren Ursache möglich ist. Zusätzlich vorgenommene Maßnahmen zur Erreichung der Qualitätsmerkmale sind zu dokumentieren.

#### 2.4.2 Begleitende zerstörende Prüfungen

2.4.2 (1) Durch Prüfungen an Erzeugnisformen ist nachzuweisen, dass die über die Wanddicke spezifizierten Eigenschaften der chemischen Zusammensetzung, der Zähigkeit, der Festigkeit, des Gefüges und der Korrosionsbeständigkeit vorliegen. Zu erfassen sind dabei:

- a) repräsentativ die verschiedenen Verformungsrichtungen an mehreren Probenahmestellen sowie
- b) alle während des Fertigungsprozesses stattfindenden Umform- und Wärmebehandlungen.

2.4.2 (2) Zur Qualifizierung der Schweißverfahren und zum Nachweis der Güteeigenschaften von Bauteilschweißungen sind Verfahrens- und Arbeitsprüfungen durchzuführen. Es ist zulässig, die Durchführung von Arbeitsprüfungen mit Verfahrensprüfungen zu kombinieren.

#### 2.4.3 Begleitende zerstörungsfreie Prüfungen

2.4.3 (1) Bei allen für die Komponenten vorgesehenen Erzeugnisformen und Schweißverbindungen einschließlich Pufferungen sind das Volumen und die Oberflächen mit ausreichender Fehlererkennbarkeit zerstörungsfrei zu prüfen.

Die Prüftechniken und Prüfparameter sind so auszuwählen, dass alle Fehler deutlich unterhalb der Größe sicherheitstechnisch bedeutsamer Fehler gefunden werden können.

2.4.3 (2) Die zur Beurteilung des maßgeblichen Qualitätszustandes der Erzeugnisformen und Komponenten durchzuführenden Prüfungen haben nach der letzten Wärmebehandlung zu erfolgen.

2.4.3 (3) Alle Komponenten sind zum Abschluss der Herstellung einer Druckprüfung mit einem definierten Prüfdruck oberhalb des Auslegungsdrucks zu unterziehen (Erstdruckprüfung). Nach der Druckprüfung sind zerstörungsfreie Prüfungen in repräsentativem Umfang durchzuführen.

2.4.3 (4) Im Rahmen spezifizierter Dichtheitsanforderungen sind Dichtheitsprüfungen durchzuführen (z. B. Gesamtsystem, Dampferzeuger-Heizrohre).

2.4.3 (5) Die Ergebnisse der Prüfungen sind so zu dokumentieren, dass sie für den Vergleich mit wiederkehrenden Prüfungen herangezogen werden können.

### 2.5 Betrieb

Interpretation zu den Nummern 3.1 (1) und 3.1 (2) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

#### 2.5.1 Grundsätze

2.5.1 (1) Es ist ein Überwachungs- und Prüfkonzept aufzustellen mit dem

- die Einhaltung der Auslegungsrandbedingungen und Auslegungsvoraussetzungen überprüft,
- die Änderungen in der Betriebsweise und der vorgesehenen Laufzeit der Anlage sowie
- die Rückführung der Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und deren Nutzung im Alterungsmanagement sichergestellt

werden können.

2.5.1 (2) Die bei der Auslegung der Komponenten zugrunde gelegten Randbedingungen hinsichtlich der räumlichen Anordnung, Verankerung, Funktion von Unterstützungen, Armaturen, Pumpen und Einbauten sind zu dokumentieren (z. B. bei warmgehenden Systemen freie Weglängen, Verschiebungen, Auslenkungen, Spiele). Bei der Inbetriebnahme und soweit erforderlich nach Eingriffen (z. B. Instandhaltungsmaßnahmen) ist die Einhaltung dieser Randbedingungen zu überprüfen. Unzulässige Abweichungen von diesen Randbedingungen sind zu vermeiden oder sind so rechtzeitig zu erfassen, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der drucktragenden Wandungen erfolgen.

2.5.1 (3) Betriebsparameter, die für die Integrität der Komponenten von Bedeutung sind, sind zu überwachen (z. B. mechanische und thermische Einwirkungen, Wasserqualität) und auf Plausibilität unter Berücksichtigung des unterstellten zugehörigen Systemzustandes zu bewerten.

2.5.1 (4) Die Betriebszustände in den Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebs (Betriebsphasen B bis F) und bei Funktionsprüfungen sind im Hinblick auf die die Integrität der Komponenten beeinflussenden Einwirkungen zu spezi-



fizieren. Die Einhaltung dieser Vorgaben ist durch die betrieblichen Regelungen sicherzustellen (z. B. Temperatur, Wasserchemie). Abweichungen von diesen Vorgaben sind zu vermeiden oder so rechtzeitig zu erfassen, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der drucktragenden Wandungen erfolgen.

2.5.1 (5) Das Prüfkonzept muss eine repräsentative Auswahl der Prüfstellen für wiederkehrende Prüfungen sicherstellen. Hierzu sind neben einer Anzahl zufällig ausgewählter Prüforte insbesondere Komponenten oder Bereiche von Komponenten, für die aus Analysen oder aus der Betriebserfahrung führende Beanspruchungen erwartet werden können, sowie Bereiche mit Auffälligkeiten aus der Fertigung in angemessener Weise einzubeziehen.

2.5.1 (6) Durch regelmäßige Begehungen ist der Allgemeinzustand der im Betrieb zugänglichen Systeme und Komponenten zu überwachen. Die Ergebnisse sind zu dokumentieren.

2.5.1 (7) Ansammlungen von nicht kondensierbaren Gasen

- a) in Hochpunkten von Kühlkreisläufen und
- b) in nicht oder nur gering durchströmten Anlagenteilen

sind im Hinblick auf mögliche Einwirkungen auf die drucktragende Wand und mögliche Funktionsstörungen des Systems zu erfassen. Sie sind bezüglich ihrer sicherheitstechnischen Auswirkungen zu bewerten.

2.5.1 (8) Werden bei Prüfungen Befunde festgestellt, so ist nach Abschnitt 7 vorzugehen.

2.5.1 (9) Zur systematischen Erkennung, Verfolgung bzw. Vermeidung von Alterungseinflüssen auf die Integrität der Komponenten ist ein Alterungsmanagementsystem zu installieren.

2.5.1 (10) Die für Arbeiten an den druckführenden Komponenten (z. B. an Schraubverbindungen bei Prüfungen und Reinigung) eingesetzten technischen Einrichtungen und Hilfsmittel sowie Handhabungsprozeduren sind so festzulegen, dass nachteilige Auswirkungen auf die Komponenten vermieden bzw. so rechtzeitig erkannt werden, dass keine unzulässigen Auswirkungen auf die Integrität der drucktragenden Wandungen erfolgen.

2.5.2 Wiederkehrende Dichtheits- und Druckprüfungen

2.5.2 (1) Nach jedem Wiederverschließen eines druckführenden Systems ist bei einem definierten Referenzzustand eine integrale Prüfung auf Dichtheit durchzuführen.

2.5.2 (2) Wiederkehrende Druckprüfungen sollen eine vergleichbare sicherheitstechnische Aussage, wie bei der Druckprüfung der Errichtung ermöglichen.

2.5.2 (3) Im Anschluss an die wiederkehrende Druckprüfung sind zerstörungsfreie Prüfungen, z. B. mit Ultraschall, an repräsentativen Stellen des Reaktor-druckbehälters und anderer Komponenten durchzuführen.

2.5.3 Zerstörungsfreie wiederkehrende Prüfungen

2.5.3 (1) Die zerstörungsfreien wiederkehrenden Prüfungen sind hinsichtlich möglicher Schädigungsmechanismen in repräsentativer Art und Weise mit qualifizierten Verfahren durchzuführen, wobei alle Arten von Schweißverbindungen und Grundwerkstoff-Bereiche mit einzubeziehen sind. Die Auswahl der Prüfverfahren und -techniken ist unter Berücksichtigung des technischen Fortschritts und des Prüfziels vorzunehmen. Die festgelegten Prüfintervalle sollen sich an der allgemeinen technischen Erfahrung orientieren und die Betriebserfahrung berücksichtigen.

2.5.3 (2) Prüfverfahren und -techniken sind so auszuwählen, dass betriebsbedingte Fehler (z. B. infolge Ermüdung, Korrosion) mit ihren möglichen Orientierungen erfasst und dokumentiert werden können. Aus der Herstellung dokumentierte und belassene Anzeigen sind zu erfassen und, soweit erforderlich, zu verfolgen.

2.5.3 (3) Für jedes Prüfverfahren sind Bewertungsgrenzen für die Feststellung von Befunden zu spezifizieren.

2.5.3 (4) Zur besseren Reproduzierbarkeit der Prüfparameter und der Randbedingungen der Prüfung und zur besseren Vergleichbarkeit der Prüfergebnisse sowie zur Minimierung der Strahlenexposition des Personals soll, soweit möglich und angemessen, eine Mechanisierung der wiederkehrenden Prüfungen erfolgen.

### 3 Zusätzliche Anforderungen an Komponenten und Systeme zur Einschränkung von Bruchannahmen

Interpretation zu den Nummern 3.4 (1) und 3.4 (4) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

#### 3.1 Grundsätze

3.1 (1) Werden für Rohrleitungssysteme und Komponenten der Druckführenden Umschließung oder der Äußeren Systeme im Sinne der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 3.4 (4), im Rahmen des Auslegungskonzeptes eingeschränkte Leck- und Bruchannahmen in Anspruch genommen, so sind diese Rohrleitungssysteme und Komponenten durch bauliche Einrichtungen oder Entkopplung so gegen standortspezifisch zu unterstellende naturbedingte oder aus Notstandsfällen resultierende Einwirkungen von außen zu schützen und, unter Berücksichtigung der durch diese Ereignisse induzierten Erschütterungen, derart auszulegen, dass deren Integrität erhalten bleibt.

3.1 (2) Zusätzlich zu den Anforderungen nach Abschnitt 2 ist eine Analyse durchzuführen, die alle möglichen Einwirkungen aus den Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a und der standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen unter Berücksichtigung des Antwortverhaltens des Systems einschließt. Mit daraus ermittelten abdeckenden Lastannahmen ist unter der Annahme von Fehlern bruchmechanisch nachzuweisen, dass diese Fehler nicht zu einem Leck oder Bruch der Komponenten führen können, die in Anspruch genommenen Leck- und Bruchannahmen in Frage stellen. Die Fehler sind dabei so zu wählen, dass sie sich unter den



ergebenden Beanspruchungen im Hinblick auf die Integrität der Komponente ungünstiger verhalten, als möglicherweise in der Komponente vorhandene und sicher feststellbare Fehler.

Hinweis:

Die zu unterstellenden Leckquerschnitte und Brüche an den Komponenten der Druckführenden Umschließung sowie der Äußeren Systeme sind in Anhang 2, Anlage 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ beschrieben.

3.1 (3) Die Größe der zu postulierenden Fehler ist dabei so festzulegen, dass diese mit den spezifizierten Prüfverfahren sicher auffindbar sind. Die postulierten Fehler sind an der Stelle der Oberfläche und in der Orientierung anzunehmen, für die sich das größte Risswachstumspotenzial ergibt.

Hinweis:

Spezifische Annahmen und Vorgehensweisen für verschiedene Komponentengruppen werden in den folgenden Nummern dieses Abschnitts 3 angegeben.

3.1 (4) Die betroffenen Komponenten müssen die Anforderungen nach Abschnitt 2 erfüllen. Dabei sind die Voraussetzungen für die Inanspruchnahme eingeschränkter Leck- und Bruchannahmen zu gewährleisten, d. h. durch Auslegung und Herstellung muss für den Betrieb sichergestellt sein, dass

- Schädigungsmechanismen wie Korrosions- und Erosionsvorgänge, Ermüdung durch Schwingungen bzw. dynamische Belastungen sowie betriebliche Werkstoffveränderungen so begrenzt und feststellbar sind, dass sie nicht zu einer unzulässigen Beeinträchtigung der Qualität führen können und
- die zulässigen Spannungen auch nicht durch Drucküberschreitungen, thermische und mechanische Zusatzlasten sowie Fehlfunktionen der Unterstützungen überschritten werden.

3.2 Bruchsicherheitsnachweis für den Reaktordruckbehälter

3.2 (1) Für den Reaktordruckbehälter, dessen Integrität für die Sicherstellung aller Schutzziele gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ erforderlich ist, sind für den Nachweis des Ausschlusses von Brüchen alle über die vorgesehene Betriebsdauer zu erwartenden Veränderungen der Werkstoffeigenschaften konservativ zu berücksichtigen.

3.2 (2) Für die der Neutronenstrahlung ausgesetzten Bereiche der Druckbehälterwand sind durch konstruktive Vorgaben die Fluenzen zu begrenzen sowie Anforderungen an die chemische Zusammensetzung von Grundwerkstoff und Schweißgut einzuhalten, so dass die Veränderung der Festigkeits- und Zähigkeitseigenschaften infolge der Bestrahlung innerhalb zulässiger Grenzen bleibt.

3.2 (3) Zur Charakterisierung der durch Bestrahlung veränderten Werkstoffeigenschaften ist in Abhängigkeit von der akkumulierten Neutronenfluenz ein abgestuftes Überwachungsprogramm mit voreilend bestrahlten Einhängeproben (Grundwerkstoffe, Schweißverbindungen) durchzuführen.

3.2 (4) Für postulierte Oberflächenfehler und ggf. für im Volumen festgestellte herstellungsbedingte Fehlergrößen ist für alle Beanspruchungen aus den relevanten Belastungen nachzuweisen, dass bei Verwendung bruchmechanischer Nachweismethoden

- bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2 keine Rissinitiierung und
- bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sowie bei standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen kein instabiles Risswachstum in Wanddickenrichtung stattfindet.

Bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sowie bei standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen ist nur ein begrenztes, in Bezug auf die Wanddicke nicht signifikantes, stabiles Risswachstum nur in der Hochlage der Zähigkeit zulässig.

Darüber hinaus ist rechnerisch nachzuweisen, dass aus Wechselbelastungen auf die betrachteten Fehlergrößen kein in Bezug auf die Wanddicke signifikantes Risswachstum auftritt.

3.3 Bruchausschluss für Rohrleitungen

Wird für Rohrleitungssysteme gemäß Abschnitt 3.1 Bruchausschluss in Anspruch genommen, so ist nachzuweisen, dass

- postulierte Fehler in der drucktragenden Wand bei den auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 zu unterstellenden Betriebszuständen und Ereignissen kein in Bezug auf die Wanddicke signifikantes Wachstum zeigen und
- weiterhin ein postulierter Durchriss der drucktragenden Wand bei Belastungen aus Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sowie standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen stabil bleibt, d. h. ein Leck-vor-Bruch-Verhalten zeigt. Es ist nachzuweisen, dass unter Berücksichtigung der aus dem Leckfall resultierenden Belastungen und der Karenzzeiten für die Erkennung des Lecks bis zur Außerbetriebnahme des betroffenen Systems ein ausreichender Abstand zu kritischen Rissgrößen erhalten bleibt. Die Größe der postulierten Risse ist so zu wählen, dass eine rechtzeitige Erkennung der durch diese Risse verursachten Lecks im Betrieb sichergestellt ist. Die Leckerkennung ist mit hoher Zuverlässigkeit auszuführen. Dies ist insbesondere durch den Einsatz diversitärer Messmethoden sicherzustellen.

3.4 Bruchsicherheitsnachweis für Behälter

Wird für Behälter gemäß Abschnitt 3.1 Bruchausschluss in Anspruch genommen, so ist nachzuweisen, dass bei Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a sowie bei standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen Einwirkungen kein instabiles Risswachstum in Wanddickenrichtung statt-



findet. Ein begrenztes, stabiles Risswachstum ist nur in der Hochlage der Zähigkeit zulässig, wobei ein Abstand zu kritischen Rissgrößen einzuhalten ist.

### 3.5 Bruchsicherheitsnachweis für Gehäuse

Wird für Gehäuse von Armaturen gemäß Abschnitt 3.1 Bruchausschluss in Anspruch genommen, so ist nachzuweisen, dass bei Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a sowie bei standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen kein instabiles Risswachstum in Wanddickenrichtung stattfindet. Ein begrenztes, stabiles Risswachstum ist nur in der Hochlage der Zähigkeit zulässig, wobei ein Abstand zu kritischen Rissgrößen einzuhalten ist.

### 3.6 Vorsorgemaßnahmen zum Lecksicherheitsnachweis

Interpretation zu Anhang 3, Nummer 3.2.4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Für Abschnitte hochenergetischer Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung und der Äußeren Systeme zwischen Sicherheitsbehälter und äußerer Absperranlage, die im Falle eines Lecks zu

- einem unzulässigen Druckaufbau im umgebenden Gebäude oder
- unzulässigen Einwirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen (z. B. Überflutung, Strahlkräfte, Temperatur, Feuchte) oder
- einer unzulässigen Freisetzung von Reaktorkühlmittel außerhalb des Gebäudes

führen könnten, für die im Sicherheitsnachweis aber keine Folgeschäden aus Lecks an ihnen untersucht werden, sind über den Nachweis des Bruchausschlusses gemäß Abschnitt 3.3 hinaus folgende Anforderungen zu erfüllen:

- Zur Vermeidung von Spannungsspitzen sind insbesondere die konstruktiven Kriterien der Basissicherheit umzusetzen.
- Die räumliche Ausdehnung der betroffenen Bereiche ist eng zu begrenzen.
- Abzweigende Rohrleitungen oder Anschweißstellen sind nicht zulässig.
- Zur Absicherung des Integritätsnachweises sind sie so zu überwachen, dass die lokal auftretenden Einwirkungen bekannt sind.
- Für die anschließenden Gebäude- (bei Druckwasserreaktoren) bzw. Durchdringungs- (bei Siedewasserreaktoren) Abschlussarmaturen ist ein Bruchsicherheitsnachweis gemäß Abschnitt 3.5 zu führen.

### 3.7 Bruchausschluss für niederenergetische, selten oder gering beanspruchte Komponenten

Interpretation zu Anhang 2, Anlage 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Werden für niederenergetische, selten oder gering beanspruchte Rohrleitungen, Behälter oder Gehäuse der Äußeren Systeme größer oder gleich DN 50, die in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Anhang 2, im Abschnitt 4.2 von Anlage 2 angesprochen sind, entsprechend den dort genannten Kriterien nur unterkritische Risse angenommen, so sind die Anforderungen gemäß Abschnitt 3.1 für die Inanspruchnahme von Bruchausschluss einzuhalten. Die bruchmechanischen Analysen nach 3.1 (2) und (3) können dabei entfallen.

## 4 Komponenten kleiner Nennweiten

Interpretation zu den Nummern 3.1 und 3.4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

### 4.1 Geltungsbereich

Die folgenden Anforderungen gelten für die drucktragende Wandung von Rohrleitungen und Armaturen mit Nennweiten kleiner oder gleich 50, die systemtechnisch der Druckführenden Umschließung oder den Äußeren Systemen zugeordnet sind.

Ausgenommen sind Dampferzeuger-Heizrohre und andere Wärmetauscherrohre.

Sonstige Komponenten kleiner Nennweiten (Tauchhülsen, Messlanzen, Druckhalter-Heizstäbe etc.) werden nicht explizit behandelt. Für diese ist durch Auslegung, Werkstoffwahl und Prüfungen eine gleichwertige Zuverlässigkeit nachzuweisen.

### 4.2 Auslegung

Dimensionierung, Verlegung und Halterung der Rohrleitungen und Armaturen müssen schriftlich festgelegten Vorgaben entsprechen und sind zu dokumentieren. Diese Vorgaben müssen sicherstellen, dass

- für die Betriebszustände und Ereignisse der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie standortspezifisch zu unterstellende naturbedingte Einwirkungen von außen Beanspruchungsgrenzen eingehalten werden, um unzulässige Folgen zu vermeiden. Durch spezifische Vorgaben zur Integrität der Rohrleitungen unter dynamischen Anregungen, insbesondere aus den anschließenden Systemen und Komponenten, ist ein Einzelversagen zu vermeiden und ein systematisches Versagen (z. B. durch Ermüdung, Abriss, Knicken) auszuschließen.
  - durch Einwirkungen von innen sowie durch Einwirkungen von außen aus Notstandsfällen kein Versagen eintritt, das die Wirksamkeit der für die Beherrschung des jeweiligen Ereignisses erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen in Frage stellt.
-



### 4.3 Werkstoffwahl und Herstellung

4.3 (1) Die Werkstoffwahl und die Fertigungsqualität müssen sicherstellen, dass mögliche Schädigungsmechanismen unter Berücksichtigung der Betriebsmedien und -bedingungen zu keinem systematischen Versagen führen.

4.3 (2) Die drucktragenden Wandungen der Rohrleitungen und Armaturen müssen vor der Inbetriebnahme einer Druckprüfung mit einem definierten Prüfdruck oberhalb des Auslegungsdrucks unterzogen werden (Erstdruckprüfung).

### 4.4 Betrieb

Die Verlegung, Lage und Funktion von Unterstützungen, sowie die Integrität der drucktragenden Wandungen sind zu überprüfen

- bei der Inbetriebnahme,
- soweit erforderlich nach Eingriffen (z. B. Instandhaltungsmaßnahmen), sowie
- in repräsentativem Umfang durch wiederkehrende Prüfungen, die auch Dichtheitsprüfungen mit einschließen.

Bei der Festlegung des repräsentativen Umfangs ist die sicherheitstechnische Bedeutung zu berücksichtigen. Unzulässige Abweichungen von den dokumentierten Randbedingungen müssen so rechtzeitig erkannt werden, dass systematische Auswirkungen auf die Integrität der drucktragenden Wandungen im langfristigen Betrieb vermieden werden können und damit die erforderliche Zuverlässigkeit für den störungsfreien Betrieb erhalten bleibt.

## 5 Schutzrohre (Doppelrohre)

Interpretation zu Anhang 3, Nummer 3.2.3 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Für Abschnitte von Medium führenden Rohrleitungen, die zur Verhinderung unzulässiger Folgewirkungen aus an ihnen zu unterstellenden Lecks und Brüchen in einem Schutzrohr geführt werden, gelten folgende Anforderungen:

- Das Schutzrohr ist so auszulegen, dass die Einwirkungen aus den zu unterstellenden Lecks und Brüchen der Medium führenden Rohrleitung ohne globale plastische Verformungen abgetragen werden. Seine Funktion muss dabei erhalten bleiben.
- Die Auslegung von Schutzrohren, die im Anforderungsfall die Funktion des Sicherheitsbehälters übernehmen, muss mindestens den Auslegungsbedingungen des Sicherheitsbehälters entsprechen.

## 6 Sicherheitsbehälter

Interpretation zu Nummer 3.6 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

### 6.1 Geltungsbereich

Die folgenden Anforderungen sind anzuwenden auf Sicherheitsbehälter aus Stahl oder Stahlbeton und Spannbeton mit Stahlauskleidung einschließlich seiner Durchführungen, Schleusen und Komponenten zum Durchdringungsabschlusssystem sowie bei Siedewasserreaktoren einschließlich des Druckabbausystems mit den zugehörigen Komponenten zur Einleitung freigesetzten Reaktorkühlmittels in eine Wasservorlage.

### 6.2 Auslegung

#### 6.2.1 Grundsätze

6.2.1 (1) Der Sicherheitsbehälter einschließlich seiner Durchführungen, Absperrarmaturen und Schleusen sowie bei Siedewasserreaktoren einschließlich des Druckabbausystems zur Druckbegrenzung ist so auszulegen, dass er unter Einhaltung der zugrunde gelegten Leckrate den statischen, dynamischen und thermischen Einwirkungen aus Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a sowie Folgewirkungen aus standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen und Notstandsfällen standhält. Sicherheitsbehälter aus Stahl bzw. die Stahlauskleidung von Sicherheitsbehältern aus Stahlbeton und Spannbeton sind soweit erforderlich durch bauliche Einrichtungen so zu schützen, dass ihre Dichtfunktion bei Einwirkungen von innen nicht beeinträchtigt wird.

Hinweis:

Vorgaben für die Ermittlung der Differenzdrücke finden sich in Anhang 5, Anlage 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“. Vorgaben zur Ermittlung der Einwirkungen aus Strahl- u. Reaktionskräften sowie Bruchstücken finden sich in Anhang 5, Anlage 3 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“.

6.2.1 (2) Zur Gewährleistung der Druckstaffelung müssen die Sicherheitsbehälterdurchführungen während des bestimmungsgemäßen Betriebes (Sicherheitsebenen 1 und 2) der Betriebsphasen A und B sowie bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3, Einwirkungen von innen und standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen ausreichend dicht sein.

#### 6.2.2 Werkstoffauswahl

Interpretation zu den Nummern 3.6 und 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

6.2.2 (1) Für Sicherheitsbehälter aus Stahl sowie für Stahlauskleidungen sind die metallischen Werkstoffe einschließlich der Schweißzusätze, tragenden Muttern und Schrauben so auszuwählen, dass sie den Funktionsanforderungen (Dichtheit) und den zu unterstellenden Beanspruchungen (z. B. mechanischer, thermischer, chemischer Art) genügen.

6.2.2 (2) Für Sicherheitsbehälter aus Stahl sowie für Stahlauskleidungen sind die Werkstoffeigenschaften, die vorgesehenen Fügeverfahren und die Qualitätssicherungsmaßnahmen so festzulegen, dass eine den Vorgaben gemäße Qualität und Prüfbarkeit zuverlässig erreicht wird.



6.2.2 (3) Für Sicherheitsbehälter aus Stahl müssen die Werkstoffeigenschaften sicherstellen, dass an allen Stellen ein ausreichend zäher Werkstoffzustand unter allen betriebs- und störfallbedingten Anlagenzuständen erhalten bleibt.

Hinweis:

Vorzugsweise sind für die Stahlschale mittelfeste, schweißgeeignete Feinkornbaustähle vorzusehen.

6.2.2 (4) Für Sicherheitsbehälter aus Stahlbeton und Spannbeton müssen die Werkstoffe (Beton, Betonstahl und Spannstahl) die zutreffenden technischen Normen erfüllen bzw. für die vorgesehene Anwendung bauaufsichtlich zugelassen sein.

### 6.2.3 Konstruktion und Gestaltung

Interpretation zu den Nummern 3.6 und 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

6.2.3 (1) Konstruktion und Oberflächenzustand des Sicherheitsbehälters aus Stahl und Stahlauskleidungen müssen ausreichende und aussagefähige zerstörungsfreie Prüfungen ermöglichen, insbesondere der Schweißnähte. Bereiche, die aufgrund der konstruktiven Anlagengestaltung für wiederkehrende Prüfungen nicht mehr zugänglich sind, sind so auszuführen, dass korrosive Einflüsse vermieden werden.

Hinweis:

Für Bauteile aus Stahlbeton und Spannbeton wird auf DIN 25449 (Fassung Februar 2008) verwiesen.

6.2.3 (2) Bei der Auslegung des Sicherheitsbehälters sind Vorrichtungen zur Durchführung von Druck- und Dichtheitsprüfungen und zur Installation der hierfür notwendigen Instrumentierung vorzusehen.

6.2.3 (3) Zum Ein- und Ausbringen von Material und Gegenständen in den und aus dem Sicherheitsbehälter sowie zum Ein- und Austritt von Personen sind Schleusen vorzusehen.

6.2.3 (4) Personenschleusen sind so anzuordnen, dass eine Flucht aus dem Sicherheitsbehälter möglichst rasch und unter möglichst geringer Strahlenbelastung der Personen erfolgen kann. Dabei ist neben Strahlenfeldern und Kontaminationen zu berücksichtigen, dass Fluchtwege z. B. durch ausströmende Medien wie Wasser, Dampf oder Gase blockiert sein können.

6.2.3 (5) Durch Verriegelung ist sicherzustellen, dass in den Betriebsphasen, in denen die Schleusen geschlossen sein sollen, eine Schleusentür nur dann geöffnet werden kann, wenn die Gegentür und ihre zugehörige Druckausgleichseinrichtung geschlossen und abgedichtet sind. Eine Aufhebung der Verriegelung ist nur in Ausnahmefällen unter sicherheitstechnisch zulässigen Bedingungen erlaubt.

6.2.3 (6) Schleusen und die für den Sicherheitseinschluss notwendigen Lüftungsklappen sind an ein Leckabsaugsystem anzuschließen, mit dem Leckagen in den Sicherheitsbehälter zurückgepumpt werden können.

6.2.3 (7) Die Kammerungen der Durchführungen müssen bei Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters prüfbar sein.

6.2.3 (8) Die Anzahl der Durchführungen und deren Querschnitte sind so gering wie praktisch möglich zu halten.

6.2.3 (9) Sofern das Auftreten von unzulässigen Unterdrücken infolge von Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a, Einwirkungen von innen und standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen sowie Notstandsfällen nicht ausgeschlossen werden kann, sind zuverlässige Einrichtungen vorzusehen, die ein Unterdruckversagen verhindern.

6.2.3 (10) Rohrleitungen, die in Verbindung mit dem Reaktorkühlmittel oder der Innenatmosphäre des Sicherheitsbehälters stehen und diesen durchdringen, sind grundsätzlich mit zwei Absperrarmaturen zu versehen, von denen eine innerhalb und eine außerhalb möglichst nahe am Sicherheitsbehälter angeordnet ist. Ausnahmen hiervon sind zulässig, wenn dies wegen der technischen Eigenart oder Betriebsweise der betreffenden Rohrleitung notwendig ist (z. B. Armaturen, die zur Störfallbeherrschung geöffnet sein müssen) und die sicherheitstechnische Funktion des Sicherheitseinschlusses nicht beeinträchtigt wird. Jede einzelne Abschlussarmatur muss die spezifizierten Dichtheitsbedingungen für sich allein erfüllen.

Rohrleitungen, die den Sicherheitsbehälter durchdringen, aber nicht in Verbindung mit dem Reaktorkühlmittel oder der Innenatmosphäre des Sicherheitsbehälters stehen, sind mit mindestens einer außerhalb des Sicherheitsbehälters liegenden Absperrarmatur auszurüsten.

6.2.3 (11) Alle Durchführungen durch die Wandung des Sicherheitsbehälters und die Schleusen im Sicherheitsbehälter müssen mindestens den Auslegungsanforderungen an den Sicherheitsbehälter selbst genügen.

Dies gilt auch für Rohrleitungen, die die Wandung des Sicherheitsbehälters durchdringen, bis zur äußeren Absperrereinrichtung, die dazugehörigen Abschlusseinrichtungen und ggf. die Kammerung der Durchführung.

Bei Lüftungskanälen gilt dies auch für den Kanalbereich zwischen den Absperrereinrichtungen und die dazugehörigen Absperrereinrichtungen.

6.2.3 (12) Soweit erforderlich sind Einrichtungen zur Vermeidung von unzulässigen Drucküberschreitungen zwischen den Absperrungen vorzusehen.

6.2.3 (13) Die Durchführungen sind so auszulegen, dass sie alle Kräfte und Momente der durchgeführten Leitung während des bestimmungsgemäßen Betriebes (Sicherheitsebenen 1 und 2) und bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sowie bei standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen und Notstandsfällen abtragen können. Durchführungen, die aufgrund hoher Belastungen nicht starr an den Sicherheitsbehälterstützen angeschlossen werden können, sind mit Kompensatoren anzuschließen und gekammert auszuführen.



6.2.3 (14) Die Schließgeschwindigkeit der Sicherheitsbehälterabsperrungen ist so zu begrenzen, dass keine unzulässigen Auswirkungen auftreten.

6.2.3 (15) Zwischen Abschlussarmaturen und dem Sicherheitsbehälter sind kurze Rohrlängen anzustreben. In diesen Bereichen sind Rohrabzweigungen grundsätzlich nicht zulässig. Ausnahmen sind sicherheitstechnisch zu begründen (z. B. Entwässerungsstutzen, Prüfanschlüsse).

6.2.3 (16) Bei Rohrleitungen, die den Sicherheitsbehälter durchdringen, sind die Strukturen innerhalb des Sicherheitsbehälters von mechanischen Einwirkungen aus Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a außerhalb des Sicherheitsbehälters sowie aus standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen und Notstandsfällen durch geeignete Konstruktionen so weit zu entkoppeln, dass ein Folgeversagen innerhalb des Sicherheitsbehälters nicht zu unterstellen ist.

#### 6.2.4 Festigkeitsmäßige Auslegung

Interpretation zu den Nummern 3.6 und 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

6.2.4 (1) Zur Sicherstellung der Integrität und der spezifizierten Dichtheit sind die maximal auftretenden Drücke und Temperaturen sowie einwirkenden Lasten bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3, Einwirkungen von innen und standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen sowie Notstandsfällen zugrunde zu legen. Bei Volldrucksicherheitsbehältern kann der Integritätsnachweis für Notstandsfälle auf die ungestörten Bereiche der Stahlschale begrenzt werden. Bei der Bestimmung des Auslegungsdrucks sind Zu- bzw. Abschläge für

- Modellunsicherheiten und
- den ungünstigsten anfänglichen Betriebszustand

zu berücksichtigen.

Hinweise:

Siehe auch Anlage 1 zu I-2, „Prinzipien der festigkeitsmäßigen Auslegung und Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen“.

Zu Auswirkungen von Lecks und Brüchen von hochenergetischen Rohrleitungen auf den Sicherheitsbehälter siehe Abschnitt 3.6 und auch Anhang 3, Nummer 3.2.4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“.

Zur Ermittlung von Differenzdrücken innerhalb des Sicherheitsbehälters sowie Strahl- und Reaktionskräften bei Lecks an druckführenden Systemen innerhalb des Sicherheitsbehälters siehe auch Anhang 5, Anlage 2 sowie 3 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“.

6.2.4 (2) Der Sicherheitsbehälter eines Druckwasserreaktors ist so auszulegen, dass die Masse und der Energieinhalt der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels und der Sekundärseite eines Dampferzeugers bis zur sekundärseitigen Absperrung aufgenommen werden können. Zusätzlich ist die Wärmeabgabe aller Dampferzeuger an das ausströmende Reaktorkühlmittel zu berücksichtigen.

6.2.4 (3) Der Sicherheitsbehälter eines Siedewasserreaktors mit Druckabbau-System ist so auszulegen, dass die Masse und der Energieinhalt der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels bis zur reaktorseitigen Absperrung aufgenommen werden können. Bei der Auslegung sind auch diejenigen Wasser- bzw. Dampfmen gen zu berücksichtigen, die während des Schließens der Armatur in den Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungen in den Sicherheitsbehälter zurückfließen bzw. diesem zurückgeführt werden können.

Atmosphäre und Wasservorlage in der Kondensationskammer sind mit getrennten Energiebilanzen (Ungleichgewicht) zu behandeln. Die Kondensationswirkung der Wasservorlage ist beim Druckabbau zu berücksichtigen. Die Störfalllasten sind mit ihren Auswirkungen wie Druckaufbau, Druckentlastungs- und -Abbauvorgängen, erzeugten Schwingungen sowie Überlagerung solcher Vorgänge für die Einwirkung auf den Sicherheitsbehälter, das Druckabbau- und Entlastungssystem sowie weitere Systeme in ihren maximalen Auswirkungen zu berücksichtigen.

6.2.4 (4) Die Verankerungen und Halterungen der beim Siedewasserreaktor erforderlichen Sicherheits- und Entlastungsventile, Druckentlastungsrohre sowie Kondensationsrohre im Bereich der Kondensationskammer des Sicherheitsbehälters sind so zu gestalten, dass sie die Einwirkungen aus Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a, aus Einwirkungen von innen und aus standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen (fluid-dynamische Lasten, Strahl- und Reaktionskräfte) sowie Notstandsfällen zuverlässig abtragen. Darüber hinaus sind konstruktive oder verfahrenstechnische Einrichtungen vorzusehen, so dass die Integrität der Sicherheitsbehälterstruktur durch Strahl- und Impulskräfte der Kondensationsrohre nicht beeinträchtigt wird.

6.2.4 (5) Zur Sicherstellung der Standsicherheit und der Integrität, insbesondere bezüglich der Dichtheit des Sicherheitsbehälters und seiner Komponenten, ist ein Absicherungskonzept anzuwenden, das folgende Grundzüge berücksichtigt:

- a) Die entsprechend den Ereignissen der jeweiligen Sicherheitsebene zuzuordnenden Lastfälle und ihre Kombinationen sind eindeutig zu spezifizieren (z. B. in einem Lastfallkatalog, der Art, Höhe, Häufigkeit, zeitlichen Verlauf der Einwirkungen enthält). Bei den Lastfallkombinationen sind Lastanteile, die zeitgleich wirken können, zu überlagern. Außerdem sind auch Einwirkungen aus der Montage zu berücksichtigen.
- b) Die sich aus diesen Lastfällen ergebenden Einwirkungen sind komponentenbezogen zu beschreiben (z. B. in Auslegungsdatenblättern).





c) Die von den Lasten hervorgerufenen Beanspruchungen sind so zu begrenzen, dass für jede Sicherheitsebene und standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen ein ausreichender Sicherheitsabstand gegenüber den anzunehmenden Versagensarten sichergestellt ist.

d) Zur Sicherstellung der Dichtfunktion im Anforderungsfall ist soweit zutreffend ein Nachweis der Formstabilität und der Verformungsbegrenzung zu führen.

6.2.4 (6) Für einen Sicherheitsbehälter aus Stahlbeton und Spannbeton ist eine Stahlauskleidung vorzusehen. Diese ist im Betontragwerk so zu verankern, dass ihre Dichtfunktion unter allen Belastungen aus Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a, Einwirkungen von innen sowie bei standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen und Notstandsfällen erhalten bleibt. Drucktragende Stahlteile der Durchdringungen und Anschlüsse an die Auskleidung sind so auszuführen und zu verankern, dass sie bei den oben genannten Einwirkungen die auftretenden Kräfte aus Druck- und Temperatureinwirkungen, Rohrleitungsreaktionen und sonstigen Lasten aufnehmen können.

Für den Sicherheitsbehälter aus Stahlbeton und Spannbeton sind die zutreffenden technischen Normen zu erfüllen.

Hinweis:

Für Bauteile aus Stahlbeton und Spannbeton wird auf DIN 25449 (Fassung Februar 2008) verwiesen.

### 6.3 Herstellung

Interpretation zu den Nummern 3.6, 3.1 (1) und 3.1 (2) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

#### 6.3.1 Grundsätze

6.3.1 (1) Die zur Sicherstellung der Integrität des Sicherheitsbehälters einzuhaltenden Qualitätsmerkmale sind festzulegen und während des Fertigungsablaufs einzuhalten.

6.3.1 (2) Der Fertigungsablauf ist so zu überwachen und zu dokumentieren, dass Abweichungen von den vorgegebenen Qualitätsmerkmalen zuverlässig erkannt werden und eine Rückverfolgbarkeit von Abweichungen hinsichtlich deren Ursachen möglich ist. Zusätzlich vorgenommene Maßnahmen zur Erreichung der Qualitätsmerkmale sind zu dokumentieren.

6.3.1 (3) Zur Qualifizierung der Schweißverfahren und zum Nachweis der Güteeigenschaften von Bauteilschweißungen sind Verfahrens- und Arbeitsprüfungen durchzuführen. Es ist zulässig, die Durchführung von Arbeitsprüfungen mit Verfahrensprüfungen zu kombinieren.

#### 6.3.2 Begleitende zerstörende Prüfungen für Bauteile aus Stahl

6.3.2 (1) Durch geeignete Prüfungen an Erzeugnisformen ist nachzuweisen, dass die über die Wanddicke spezifizierten Eigenschaften der Zähigkeit, Duktilität, Festigkeit und des Gefüges vorliegen.

6.3.2 (2) Vorgaben zu Art und Umfang der durchzuführenden Prüfungen sind unter Berücksichtigung der Beanspruchungen festzulegen. Die mechanisch-technologischen Eigenschaften sind an jeder Erzeugnisform (Stückprüfung) nachzuweisen. Zu erfassen sind dabei:

a) repräsentativ die verschiedenen Verformungsrichtungen beim Herstellungsprozess an mehreren Probenahmestellen sowie

b) alle während des Fertigungsprozesses stattfindenden Wärmebehandlungen.

#### 6.3.3 Begleitende zerstörungsfreie Prüfungen, Druck- und Dichtheitsprüfungen

6.3.3 (1) Bei allen Erzeugnisformen und Schweißnähten einschließlich Pufferungen sind das Volumen und die Oberflächen mit ausreichender Fehlererkennbarkeit zerstörungsfrei zu prüfen.

Die Prüftechniken und Prüfparameter sind so auszuwählen, dass alle Fehler deutlich unterhalb der Größe sicherheitstechnisch bedeutsamer Fehler gefunden werden können.

6.3.3 (2) Der Sicherheitsbehälter und seine Durchführungen sowie ihre Kammerungen sind vor der Inbetriebnahme einer Druckprüfung zu unterziehen. Nach der Druckprüfung sind repräsentative zerstörungsfreie Prüfungen durchzuführen.

6.3.3 (3) Die Dichtheit des Sicherheitsbehälters ist vor Aufnahme des ersten Leistungsbetriebes mit einer integralen Dichtheitsprüfung nachzuweisen.

6.3.3 (4) Die erste Dichtheitsprüfung ist, ausgehend vom drucklosen Zustand des Sicherheitsbehälters, mit ansteigender Druckstufenfolge bei dem für die regelmäßig wiederkehrende Dichtheitsprüfung vorgesehenen Überdruck (siehe folgende Nummer 6.4.3 (1)) und bei Auslegungsdruk durchzuführen.

### 6.4 Betrieb

Interpretation zu den Nummern 3.6 und 3.1 (2) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

#### 6.4.1 Grundsätze

6.4.1 (1) Für die Funktion des Sicherheitsbehälters bedeutsame Betriebsdaten sind zu überwachen. Dies betrifft

a) bei Volldrucksicherheitsbehältern die Unterdruckhaltung,

b) bei Sicherheitsbehältern mit Druckabbausystem neben der Unterdruckhaltung in der Druckkammer auch die Wirksamkeit der Trennung zwischen Druckkammer und Kondensationskammer,



c) für Sicherheitsbehälter aus Stahlbeton und Spannbeton geeignete Maßnahmen für eine Bewertung der Aufrechterhaltung der Vorspannung, und

d) die Wirksamkeit der Inertisierung, sofern eine Inertisierung oder Teilinertisierung betrieblich vorgesehen ist.

Messungen, die dazu vorgesehen sind, eine Funktionsbeeinträchtigung des Sicherheitsbehälters anzuzeigen, sind entweder redundant auszuführen oder es sind Anzeigen aus diversitären Systemen zu verwenden.

6.4.1 (2) Bei der Verwendung von Dichtungen und Dichtelementen aus Werkstoffen, die auf Grund der einwirkenden Umgebungsbedingungen, der Belastungen oder der Beanspruchungshäufigkeit ihre Wirksamkeit verlieren können, ist Vorsorge zur Beherrschung der Alterung zu treffen.

6.4.1 (3) Für Arbeitsvorgänge im Sicherheitsbehälter sind Sauberkeitsbedingungen festzulegen. Insbesondere ist der Eintrag korrosionsfördernder Produkte in Bereichen des Sicherheitsbehälters, der für regelmäßige Prüfungen nicht zugänglich ist, zu vermeiden.

6.4.2 Zerstörungsfreie wiederkehrende Prüfungen

6.4.2 (1) Die Wandung und die Komponenten des Sicherheitsbehälters sind an repräsentativen Stellen regelmäßig hinsichtlich ihres allgemeinen Zustandes sowie mechanischer und korrosiver Schädigungen zu inspizieren. Insbesondere die Übergänge zwischen der Stahlschale bzw. Stahlauskleidung zum Beton und die elastischen Abdichtungen dieser Übergänge sind dabei zu erfassen.

6.4.2 (2) Die zerstörungsfreien wiederkehrenden Prüfungen sind hinsichtlich möglicher Schädigungsmechanismen in repräsentativer Art und Weise mit qualifizierten Verfahren durchzuführen und zu bewerten, wobei alle Arten von Schweißverbindungen mit einzubeziehen sind.

Die festgelegten Prüfindervalle sollen sich an der allgemeinen technischen Erfahrung orientieren und die Betriebserfahrung berücksichtigen.

6.4.2 (3) Prüfverfahren und -techniken sind so auszuwählen, dass betriebsbedingte Fehler (z. B. infolge Ermüdung, Korrosion) mit ihren möglichen Orientierungen erfasst und dokumentiert werden können. Aus der Herstellung dokumentierte und belassene Anzeigen sind zu erfassen und, soweit erforderlich, zu verfolgen.

6.4.2 (4) Für jedes Prüfverfahren sind Bewertungsgrenzen für die Feststellung von Befunden zu spezifizieren.

6.4.3 Wiederkehrende Funktions- und Dichtheitsprüfungen

6.4.3 (1) Um die geforderte Dichtheit des Sicherheitsbehälters während der vorgesehenen Betriebsdauer der Anlage nachzuweisen, sind regelmäßig wiederkehrende Prüfungen der Dichtheit durchzuführen.

Die regelmäßig wiederkehrenden Dichtheitsprüfungen sind bei solchen Drücken durchzuführen, bei denen die gemessenen Leckraten reproduzierbar sind und bei denen ein ausreichender Rückschluss auf die Leckrate bei Auslegungsbedingungen möglich ist.

6.4.3 (2) Die wiederkehrenden Dichtheitsprüfungen sind am Ende einer Abschaltphase nach Abschluss aller Wartungs- und Reparaturarbeiten durchzuführen, die die Dichtheit des Sicherheitsbehälters verändern können.

6.4.3 (3) Die Dichtheit der an das Leckabsaugsystem angeschlossenen Komponenten sowie des Systems selbst sind in einer gemeinsamen Messung zu Beginn und am Ende einer Unterbrechung des Leistungsbetriebs (Betriebsphasen C, D und E) quantitativ zu bestimmen.

6.4.3 (4) Für die beim Kühlmittelverluststörfall mit dem höchsten Druckaufbau und den höchsten Temperaturen im Sicherheitsbehälter gegebenen Bedingungen ist die Zuverlässigkeit des Behälterabschlusses mit der dabei geforderten Dichtheit nachzuweisen.

6.4.3 (5) Die Funktionsfähigkeit und Dichtheit von Schleusen, Absperrrichtungen und Rückschlagklappen sowie die Stellgeschwindigkeit von Armaturen zur Absperrung des Sicherheitsbehälters sind regelmäßig zu prüfen.

6.4.3 (6) Die Kammerungen der Rohrdurchführungen des Sicherheitsbehälters, die Schleusen, Kabeldurchführungen und Montagegedeckel sind regelmäßig und nach Instandhaltungsmaßnahmen im Betrieb auf Dichtheit zu prüfen.

6.4.3 (7) Montageöffnungen und Reservedurchführungen sind nach Benutzung auf Dichtheit zu überprüfen.

6.4.3 (8) Im Siedewasserreaktor mit Druckabbausystem ist vor der Dichtheitsprüfung die zulässige Leckrate zwischen Druckkammer und Kondensationskammer festzulegen und durch Messung nachzuweisen.

## 7 Umgang mit Befunden an Komponenten und Rohrleitungen

Interpretation zu Nummer 3.4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

7 (1) Die folgenden Kriterien gelten für Komponenten und Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung und der Äußeren Systeme, jedoch nicht für Wärmetauscherrohre.

7 (2) Wird bei wiederkehrenden oder anlassbezogenen Prüfungen eine Anzeige festgestellt und überschreitet sie die Bewertungsgrenze, so ist diese als Befund zu bezeichnen. Sind zu den geprüften Bereichen Ergebnisse aus vorangegangenen Prüfungen dokumentiert, sind diese zum Vergleich heranzuziehen.

7 (3) Tritt ein Befund zum ersten Mal auf oder kann auf der Basis des vorgenommenen Vergleichs mit den Ergebnissen vorangegangener Prüfungen eine Veränderung während des Betriebes nicht ausgeschlossen werden, so sind ergänzende Untersuchungen durchzuführen, um auf Art, Lage und Größe des Befundes schließen zu können. Dem so ermittelten Befund sind in Bezug auf das Nachweisziel in konservativer Weise ein Fehlertyp und eine entsprechende



Abmessung zuzuordnen. Die dem Fehlertyp zu Grunde liegende Ursache und der Schädigungsmechanismus sind zu ermitteln. Dabei ist insbesondere auch der Möglichkeit einer systematischen Fehlerursache nachzugehen. Soweit notwendig, sind zur Ursachenermittlung zusätzliche Untersuchungsmethoden zum Einsatz zu bringen.

7 (4) In einer weitergehenden Analyse ist aufzuzeigen,

- inwieweit die Erfüllung der Vorgaben an die Auslegung durch den Fehler beeinträchtigt war und
- welche Möglichkeiten zur zukünftigen Vermeidung der Ursachen zur Verfügung stehen.

Zur Klärung, ob eine systematische Fehlerursache vorliegt, sind an vergleichbaren Komponenten bzw. Bereichen von Komponenten, an denen die festgestellte oder unterstellte Ursache für die Schädigung ebenfalls wirksam sein könnte, Kontrollprüfungen durchzuführen.

7 (5) Festgestellte Fehler, die die Erfüllung der Vorgaben des Auslegungskonzeptes unter den spezifizierten Einwirkungen aus Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a und aus standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen oder Notstandsfällen beeinträchtigen können, dürfen nicht belassen werden. Festgestellte Fehler, für die eine betriebsbedingte Ursache nicht ausgeschlossen werden kann, sind grundsätzlich nicht zu belassen.

7 (6) Im begründeten Ausnahmefall der Fehlerbelassung sind die Fehler zu bewerten. Eine mögliche Fehlerentwicklung ist für den festgelegten Betriebszeitraum konservativ zu bestimmen. Unter diesen Voraussetzungen ist nachzuweisen, dass unter Berücksichtigung aller Einwirkungen aus Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a und aus standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen oder Notstandsfällen sicherheitstechnisch unzulässige Auswirkungen ausgeschlossen werden können. Zur Absicherung der prognostizierten Fehlerentwicklung sind Kontrollprüfungen durchzuführen. Umfang und Zeitpunkt sind entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung festzulegen.

7 (7) Es ist weiter nachzuweisen, dass

- so belassene Fehler in keinem Zusammenhang mit einer systematischen Fehlerursache stehen, die zu weiteren Fehlern führen kann und so eine Vielzahl von Überwachungs- und Kontrollmaßnahmen erforderlich macht,
- es keine Häufung von Fehlern gibt, die, jeder für sich betrachtet oder aber im Zusammenwirken, zu einer sicherheitstechnisch unzulässigen Beeinträchtigung der Integrität der jeweils betroffenen Komponenten sowie der Zuverlässigkeit der betroffenen Systeme führen kann.

7 (8) Es ist zu überprüfen, ob Art und Größe, Umstand und Zeitpunkt der Entdeckung oder die Häufigkeit des Auftretens von Fehlern auf Lücken oder Unzulänglichkeiten in den system- und komponentenspezifischen Anforderungen (z. B. Spezifikationen, Prüfhandbuch) schließen lassen; gegebenenfalls sind die entsprechenden Lücken zu schließen und Unzulänglichkeiten zu beheben. Neue Erkenntnisse aus der Analyse der Ursachen sind in die technischen Unterlagen (z. B. hinsichtlich der spezifizierten Einwirkungen, Wasserchemie, Schwingungen) aufzunehmen und im Alterungsmanagement zu berücksichtigen. Soweit erforderlich sind auch entsprechende Maßnahmen an den betroffenen Komponenten oder in Bezug auf deren Betriebsweise zu ergreifen.

---



## Anlage 1:

### Prinzipien der festigkeitsmäßigen Auslegung und Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen

Interpretation zu den Nummern 3.4 (1), (2) und 3.6 (1), Anhang 2, Anlage 1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Hinweis:

Die folgenden Ausführungen sind eine Erläuterung zu den in den Abschnitten 2.3.1 und 6.2.4 der Interpretation I-2 gestellten Anforderungen an die Integrität unter Berücksichtigung der Prinzipien, wie sie auch den technischen Regeln zugrunde liegen. Diesen Ausführungen ist die Matrix aus den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Anhang 2, Anlage 1 „Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen und übergreifenden Einwirkungen“ beizulegen. Diese ordnet Beanspruchungsstufen, wie sie in den KTA-Regeln definiert sind, den in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ definierten Sicherheitsebenen sowie Einwirkungen von außen und Notstandsfällen zu.

#### 1 Druckführende Umschließung und Äußere Systeme

(1) Für die Komponenten der Druckführenden Umschließung und der Äußeren Systeme ist Vorsorge gegen Versagen durch folgende Mechanismen zu treffen:

- a) plastische Instabilität,
- b) globale Verformung,
- c) fortschreitende Deformation,
- d) Ermüdung,
- e) instabile Rissausbreitung,
- f) elastische Instabilität.

(2) Die dabei erforderlichen Sicherheitsabstände für die sich aus den Einwirkungen ergebenden Beanspruchungen sind für die verschiedenen Sicherheitsebenen wie folgt festzulegen:

- a) Die Beanspruchungsgrenzen der Sicherheitsebenen 1 und 2 müssen sicherstellen, dass die Beanspruchungen das Gleichgewicht zu den Einwirkungen so herstellen, dass dabei keine globalen plastischen Verformungen, keine elastische Instabilität, kein Bruch, kein Versagen durch fortschreitende Deformation und kein Versagen durch Ermüdung auftreten.

Die Sicherheitsabstände sind dabei so zu wählen, dass bei Beanspruchungen aus Innendruck, Gewicht, Fluiddynamik und weiteren, quasistatischen Einwirkungen die tragenden Querschnitte bis auf lokal begrenzte Bereiche im Bereich elastischen Werkstoffverhaltens bleiben. Bei zusätzlich wirkenden stationären und veränderlichen Einwirkungen aus Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2 sind die Sicherheitsabstände so festzulegen, dass darüber hinaus auch ein Versagen infolge fortschreitender Deformation und Ermüdung nicht zu unterstellen ist.

- b) Die Beanspruchungsgrenzen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sowie für Einwirkungen von innen und standortspezifisch zu unterstellende naturbedingte Einwirkungen von außen und Notstandsfälle müssen sicherstellen, dass die Beanspruchungen das Gleichgewicht zu den Einwirkungen so herstellen, dass ein Versagen durch plastische oder elastische Instabilität oder infolge instabiler Rissausbreitung ausgeschlossen ist.

Die Sicherheitsabstände sind dabei so zu wählen, dass bei Beanspruchungen aus Innendruck, Gewicht, Fluiddynamik und weiteren, in ihrer Charakteristik gleichartigen Zusatzlasten infolge äußerer Einwirkungen, die plastischen Verformungen begrenzt bleiben. Der Nachweis zum Ausschluss des Versagens infolge instabiler Rissausbreitung muss zusätzlich die Einwirkungen aus den Temperaturzwängungen enthalten.

Weiterhin sind die Beanspruchungsgrenzen so zu wählen, dass die plastischen Verformungen auf Bereiche geometrischer Diskontinuitäten beschränkt bleiben. Für geometrisch einfache Bauteile (z. B. Rohrleitungen) sind bei dynamischen Belastungen plastische Verformungen des gesamten Querschnitts nur dann zulässig, wenn die dabei auftretenden Dehnungen deutlich unter der Gleichmaßdehnung des Werkstoffs verbleiben. Dabei sind Einflüsse der Mehrachsigkeit, die zu einer Einschränkung der Verformbarkeit führen können, und anderer Effekte, die die auftretenden Dehnungen erhöhen können, zu berücksichtigen.

(3) Bei der Festlegung der Beanspruchungsgrenzen oder der Einwirkungen sind Sicherheitszuschläge gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Nummer 3.4 (2) anzusetzen. Außerdem ist Anhang 5, „Anforderungen an die Nachweisführung und Dokumentation“ Nummer 3.2.1 zu berücksichtigen.

#### 2 Sicherheitsbehälter

(1) Für den Sicherheitsbehälter aus Stahl und seine Komponenten ist Vorsorge gegen Versagen durch folgende Mechanismen zu treffen:

- a) elastisches und plastisches Beulen,
- b) globale Verformung,
- c) lokale Verformung bzw. fortschreitende Deformation,
- d) Ermüdung.



(2) Die dabei erforderlichen Sicherheitsabstände für die sich aus den Einwirkungen ergebenden Beanspruchungen sind für die verschiedenen Sicherheitsebenen wie folgt festzulegen:

- a) Die Beanspruchungsgrenzen für Betriebszustände und Ereignisse der Sicherheitsebenen 1 bis 4a und der standortspezifisch zu unterstellenden naturbedingten Einwirkungen von außen müssen sicherstellen, dass die Dichtheitsfunktion erhalten bleibt. Die Sicherheitsabstände sind dabei so zu wählen, dass für alle statischen und dynamischen Belastungen elastisches oder plastisches Beulen nicht auftritt und dass bei allen statischen Belastungen die tragenden Querschnitte bis auf lokal begrenzte Bereiche im Bereich elastischen Werkstoffverhaltens bleiben. Bei zeitlich veränderlichen Belastungen (spezifiziertes Lastkollektiv) sind die Sicherheitsabstände so festzulegen, dass ein Versagen infolge Ermüdung nicht zu unterstellen ist.
- b) Für lokale, einmalige Beanspruchungen (z. B. Druckprüfung) sind die Sicherheitsabstände so zu wählen, dass plastische Verformungen auf Teilbereiche des Querschnitts begrenzt bleiben. Die Höhe der zulässigen plastischen Verformungen ist komponenten- und werkstoffspezifisch festzulegen.

(3) Nach Auftreten von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a oder Einwirkungen von außen sind Bereiche mit rechnerisch ausgewiesenen plastischen Verformungen durch eine qualifizierte Inspektion zu überprüfen. Für die Inspektion sind nachvollziehbare Bewertungsmerkmale festzulegen.

(4) Für einen Sicherheitsbehälter aus Stahlbeton und Spannbeton sind die Prinzipien der Auslegung, der zu verwendenden Sicherheitsbeiwerte sowie der Grenzzustände der Tragfähigkeit und der Gebrauchstauglichkeit gemäß DIN 25449 Ausgabe 2008-02 zu befolgen.

### 3 Beanspruchungsgrenzen für Sicherheitssysteme

Für Sicherheitssysteme einschließlich des Sicherheitsbehälters müssen für die Einwirkungen aus den Ereignissen, für deren Beherrschung sie vorgesehen sind, die heranzuziehenden Beanspruchungsgrenzen mit den jeweiligen Anforderungen an deren Zuverlässigkeit und die Funktion aktiver Komponenten kompatibel sein.

Hinweis:

Entsprechende Hinweise sind in den Fußnoten der Tabelle in Anhang 2, Anlage 1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ enthalten.

---



### Interpretation I-3: Anforderungen an die Leittechnik und Störfallinstrumentierung

#### Inhalt

- 1 Geltungsbereich
  - 2 Kategorisierung
  - 3 Auslegungsanforderungen
    - 3.1 Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen
    - 3.2 Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A
    - 3.3 Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie B
    - 3.4 Anforderungen an die Störfallinstrumentierung
    - 3.5 Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen bei Notstandsfällen und auf den Sicherheitsebenen 4b oder 4c
    - 3.6 Anforderungsspezifikation für leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C
    - 3.7 Erfassung von Prozessvariablen
    - 3.8 Redundanz und Unabhängigkeit
    - 3.9 Robustheit
    - 3.10 Elektrische Energieversorgung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen
  - 4 Qualifizierung
    - 4.1 Qualifizierung von Hard- und Software der leittechnischen Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C
    - 4.2 Qualifizierung der Hardware
    - 4.3 Qualifizierung der Software
  - 5 Instandhaltung und Änderungen
  - 6 Spezifische Anforderungen zur Dokumentation zu leittechnischen Einrichtungen der Kategorie A bis C einschließlich Störfallinstrumentierung
-



### 1 Geltungsbereich

Die nachfolgenden Interpretationen gelten für leittechnische Einrichtungen, die auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 Leittechnik-Funktionen mit sicherheitstechnischer Bedeutung ausführen.

### 2 Kategorisierung

Interpretation zu den Nummern 3.1 (4) und 3.7 (10) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung müssen Leittechnik-Funktionen, einschließlich Leittechnik-Funktionen der Störfallinstrumentierung, in unterschiedliche Kategorien eingeordnet werden, für die abgestufte Anforderungen gelten.

Kategorie A

Die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A umfassen alle Funktionen, die erforderlich sind, um Ereignisse der Sicherheitsebene 3 zu beherrschen.

Kategorie B

Die Leittechnik-Funktionen der Kategorie B umfassen alle Funktionen, die erforderlich sind, um Ereignisse der Sicherheitsebene 2 zu beherrschen sowie das Eintreten von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 zu vermeiden.

Kategorie C

Die Leittechnik-Funktionen der Kategorie C umfassen alle übrigen sicherheitstechnisch wichtigen Funktionen.

Nicht kategorisiert sind Leittechnik-Funktionen, die keine sicherheitstechnisch wichtigen Funktionen ausführen.

### 3 Auslegungsanforderungen

3.1 Leittechnische Einrichtungen einschließlich der Störfallinstrumentierung, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen

Interpretation zu Nummer 3.7 in Verbindung mit 3.1 (1) und 3.1 (2) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.1 (1) Leittechnische Einrichtungen, die für die Ausführung von Leittechnik-Funktionen vorgesehen sind, die zu unterschiedlichen Kategorien gehören, müssen nach den Anforderungen an leittechnische Einrichtungen geplant, ausgelegt und betrieben werden, die sich durch die Leittechnik-Funktionen der Kategorie mit der höchsten sicherheitstechnischen Bedeutung ergeben.

3.1 (2) Es ist auf ihre Eignung geprüfte oder für den Einsatzfall und für die unterstellten Einsatzbedingungen betriebsbewährte Hardware zu verwenden. Diese Hardware soll während des Leistungsbetriebs wartungsfrei sein.

Es ist auf ihre Eignung geprüfte Software einzusetzen.

3.1 (3) Leitungen und Kabel, einschließlich Lichtwellenleiter, sind nach Redundanten getrennt und, soweit erforderlich, auch gegen Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen geschützt zu verlegen.

3.1 (4) Die leittechnischen Einrichtungen müssen so ausgelegt, montiert, abgeschirmt und geschützt werden, dass eine unzulässige Beeinflussung der Signale durch anlageninterne sowie durch äußere Störquellen vermieden wird.

3.1 (5) Es müssen Maßnahmen und Einrichtungen vorhanden sein, die es ermöglichen, die Funktionsfähigkeit der leittechnischen Einrichtungen und ihr Zusammenwirken mit den aktiven und passiven Einrichtungen des Sicherheitssystems zu überprüfen und den Zustand dieser sicherheitstechnischen Einrichtungen zu überwachen.

3.1 (6) Rückmeldungen von aktiven Einrichtungen (z. B. Stellantrieben), welche den Funktionsablauf der leittechnischen Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C mitbestimmen, sollen vorzugsweise aus der Prozessvariablen abgeleitet oder unmittelbar am verfahrenstechnischen Stellglied abgegriffen werden. Eine zuverlässige Kopplung zwischen dem Stellungssignalgeber und dem verfahrenstechnischen Stellglied muss gewährleistet sein.

3.1 (7) Leittechnische Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B ausführen, müssen so ausgelegt und betrieben werden, dass ihre Funktionsfähigkeit unabhängig von Art und Umfang der zeitlichen Änderung ihrer Eingangssignale gewährleistet wird. Die zugehörigen Meldeanlagen müssen so ausgelegt werden, dass ein Meldeschwall ohne Verlust sicherheitsrelevanter Informationen verarbeitet wird.

3.1 (8) Die leittechnischen Einrichtungen müssen so ausgelegt werden, dass notwendige Anpassungen an regelmäßig wiederkehrende Zustände des Normalbetriebs (z. B. Streckbetrieb) einfach und zuverlässig durchführbar sind.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (6), 3.1 (7) und 3.7 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.1 (9) Die leittechnischen Einrichtungen dürfen die Erfüllung der verfahrenstechnischen Auslegung zu Grunde liegenden Anforderungen an Unabhängigkeit und Beherrschung von Fehlerkombinationen nicht unzulässig beeinträchtigen.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2), 3.7 (3) und 3.7 (8) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.1 (10) Für leittechnische Einrichtungen, die auslegungsgemäß Funktionen auch unter Störfallbedingungen ausführen, muss die Störfallfestigkeit nachgewiesen werden.

Interpretation zu Nummer 3.7 und zum Anhang 4 Nummern 4 (6) und 4 (7) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.1 (11) Zur Absicherung gegen Bedienungsfehler sind technische Vorkehrungen vorzugsweise vor organisatorischen Maßnahmen anzuwenden.



3.1 (12) Die leittechnischen Einrichtungen sind so auszulegen, dass die für die Beherrschung von Ereignissen und für die Durchführung von vorgeplanten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes erforderlichen Eingriffsmöglichkeiten vorhanden sind. Die Eingriffsmöglichkeiten sind so auszulegen, dass sie die Funktionsfähigkeit der leittechnischen Einrichtungen bei der Beherrschung der Ereignisse der Sicherheitsebenen 2 und 3 nicht unzulässig beeinträchtigen. Die Eingriffsmöglichkeiten sind gegen Fehlbedienung zu sichern.

3.2 Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A

Interpretation zu Nummer 3.7 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Interpretation zu den Nummern 3.1 (6) und insbesondere 3.7 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (1) Bei der Auslegung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, müssen versagensauslösende Ereignisse innerhalb und außerhalb des Sicherheitssystems berücksichtigt werden.

Interpretation zu Nummer 3.7 (3) und zu Anhang 4 Nummer 4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (2) Veränderungen an Bereitschaftsstellungen von Einrichtungen des Sicherheitssystems dürfen nur dann vorgenommen werden, wenn entsprechende Freigabebedingungen erfüllt sind. Diese Veränderungen müssen automatisch oder durch technische Vorkehrungen bzw. organisatorische Maßnahmen wieder aufgehoben werden, wenn die Freigabebedingungen nicht mehr erfüllt sind. In dem sicherheitstechnisch geforderten Zustand müssen diese Einrichtungen gegen unzulässige Eingriffe gesichert werden.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2) und 3.7 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (3) Sind bei Einrichtungen des Sicherheitssystems eindeutige Bereitschaftsstellungen von Stellgliedern bei Normalbetrieb vorgeschrieben, so soll das Verlassen dieser Bereitschaftsstellung signalisiert werden. Stellglieder ohne Meldung der Bereitschaftsstellung sind gegen das Verlassen der Bereitschaftsstellung zu sichern.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (3), 3.1 (6), 3.1 (7), 3.7 (3) und zu Anhang 4 Nummer 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (4) Ein Ausfall in den leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems darf höchstens Auswirkungen auf die Funktion der betroffenen Redundante des Sicherheitssystems haben.

Die leittechnischen Einrichtungen, die für die Funktionsfähigkeit des Sicherheitssystems nach Eintritt von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 erforderlich sind, sind so auszulegen, dass sie den jeweils ungünstigsten Umgebungs- und Störfallbedingungen standhalten, die im zugehörigen Aufstellungs- und Installationsbereich auftreten können.

Die leittechnischen Einrichtungen sind so auszulegen, dass ein fehlerhaftes Auslösen von Schutzaktionen unter Berücksichtigung der Nummer 3.2 (11) verhindert wird, wenn dies zu auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen führen kann.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2), 3.1 (3), 3.1 (12) und 3.7 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (5) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sind grundsätzlich selbstüberwachend auszulegen. Deren Funktionen und Eigenschaften, die von der Selbstüberwachung nicht erfasst sind, sind einer regelmäßigen und lückenlosen Überprüfung zu unterziehen. Die Prüfzyklen sind auf Grundlage von Zuverlässigkeitsbetrachtungen festzulegen. Diese Prüfungen sollen mittels Prüfhilfen an für diesen Zweck vorgesehene Schnittstellen leicht durchführbar sein.

Prüfeingriffe und Handbetätigungen sind so festzulegen, dass notwendige Sicherheitsfunktionen weder verhindert werden noch die Zuverlässigkeit ihrer Anregung signifikant vermindert wird.

3.2 (6) Die Selbstüberwachung ist so auszulegen, dass sie die Funktion der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, nicht beeinträchtigt. Die regelmäßigen Überprüfungen sind so zu planen und durchzuführen, dass eine gleichzeitige Prüfung erforderlicher redundanter leittechnischer Einrichtungen nicht stattfindet.

Interpretation zu Nummer 3.7 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (7) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sollen nur für Aufgaben innerhalb des Sicherheitssystems benutzt werden. Sofern Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, auch für Leittechnik-Funktionen niedrigerer Kategorien eingesetzt werden, sind die zugehörigen leittechnischen Einrichtungen so auszulegen, dass die geforderte Zuverlässigkeit der Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, erhalten bleibt.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2) und 3.7 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (8) Leittechnische Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, müssen so aufgebaut werden, dass die erforderlichen Nachweise zur Qualifizierung der leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems zuverlässig möglich sind.

3.2 (9) Leittechnische Einrichtungen bestehen aus Geräten, die in drei Arten unterteilt werden können. Es gibt nicht-programmierbare Geräte, bestehend aus diskreten, nichtprogrammierbaren Bauelementen (die Anwendungsfunktion wird durch Verdrahtung realisiert). Darüber hinaus gibt es programmierbare Geräte, bestehend aus mindestens einem diskreten programmierbaren Bauelement (die Anwendungsfunktion wird durch Verdrahtung oder durch Bauelementfunktionen realisiert). Des Weiteren gibt es rechnerbasierte Geräte, bestehend aus mindestens einem Prozessor (die Anwendungsfunktion ist im Speicher hinterlegt).

3.2 (10) Unter diversitären leittechnischen Einrichtungen versteht man leittechnische Einrichtungen, die sich in Bauart oder Wirkungsweise unterscheiden. Dissimilarität ist ein Unterbegriff der Diversität, der sich auf rechnerbasierte oder





programmierbare Systeme bezieht. Als dissimilare leittechnische Einrichtungen bezeichnet man leittechnische Einrichtungen, die hinsichtlich Hardware, Software, Entwicklungswerkzeugen, Entwicklungsteams, Fertigung, Test und Instandhaltung hinreichend unähnlich oder ungleichartig zu anderen leittechnischen Einrichtungen sind, so dass ein systematischer Ausfall von den zueinander dissimilaren leittechnischen Einrichtungen nicht mehr zu unterstellen ist. Leittechnische Einrichtungen, die aus nichtprogrammierbaren Geräten bestehen, sind hinsichtlich der Beherrschung systematischer Ausfälle als diversitär zu leittechnischen Einrichtungen, die aus programmierbaren oder rechnerbasierten Geräten bestehen, zu betrachten.

Hinweis:

Der Begriff „dissimilare leittechnische Einrichtungen“ wird eingeführt, um bei Einsatz vergleichbarer Technologien durch Bewertung unterschiedlicher Aspekte die hinreichende Unähnlichkeit zweier Systeme auszudrücken. Die Bewertung kann auch die Zulässigkeit der Gleichheit einzelner Aspekte enthalten.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (5), 3.7 (3) und 3.7 (4), der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (11) Bei der Auslegung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sind Vorkehrungen gegen systematische Ausfälle der leittechnischen Einrichtungen zur Minderung der Eintrittswahrscheinlichkeit derart zu treffen, dass ein systematischer Ausfall auf der Sicherheitsebene 3 nicht mehr unterstellt werden muss.

Kann für rechnerbasierte oder programmierbare leittechnische Einrichtungen diese Nachweisführung nach dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht erfolgen, sind Vorkehrungen derart zu treffen, dass ein systematischer Ausfall von Hardware und Software auf der Sicherheitsebene 3 beherrscht wird.

Beim Einsatz rechnerbasierter oder programmierbarer Leittechnik sind grundsätzlich diversitäre leittechnische Einrichtungen unter Beachtung der folgenden Bedingungen zu verwenden.

Es bestehen keine Vorgaben hinsichtlich des Einsatzes diversitärer Einrichtungen, wenn für die jeweils auszuführende Leittechnik-Funktion ein aktiver systematischer Ausfall sicherheitsgerichtet ist.

Beim Einsatz von rechnerbasierter oder programmierbarer Leittechnik ist für Schutzaktionen, die nicht für jeden Anlagenzustand sicherheitsgerichtet sind, in Abhängigkeit von den Auswirkungen von passiven oder aktiven systematischen Ausfällen in den leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, eine zweifache oder dreifache diversitäre Ausführung der Leittechnik einzusetzen. Eine mindestens zweifache diversitäre Ausführung ist einzusetzen,

- wenn mit den noch verfügbaren Sicherheitseinrichtungen der Störfall beherrscht wird oder
- wenn jede der beiden diversitären leittechnischen Einrichtungen für sich alleine die erforderliche Schutzaktion auslöst.

Trifft beim Einsatz von rechnerbasierter oder programmierbarer Leittechnik eine der beiden genannten Voraussetzungen für den Einsatz einer zweifach diversitären Ausführung nicht zu, ist eine dreifach diversitär ausgeführte Leittechnik einzusetzen.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (3), 3.1 (7), 3.7 (3) und zum Anhang 4 Nummer 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (12) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sind grundsätzlich so auszulegen, dass sie ihre Aufgaben im Anforderungsfall unter Berücksichtigung folgender Annahmen erfüllen: Es liegt

- a) ein Zufallsausfall durch einen Einzelfehler,
- b) und ein systematischer Ausfall (systematischer Ausfall der Hardware oder systematisches Softwareversagen); dies gilt nicht, wenn die Voraussetzung der Nummer 3.2 (11) erfüllt ist,
- c) und Folgeausfälle
- d) und ein Instandhaltungsfall vor.

Während eines Instandhaltungsfalls muss innerhalb einer Zeitspanne von 100 h das gleichzeitige Auftreten des systematischen Ausfalls und des Zufallsausfalls nicht unterstellt werden.

Bei rechnerbasierten und programmierbaren leittechnischen Einrichtungen mit einem ausreichend hohen Selbstüberwachungsgrad und nachgewiesenen Instandhaltungszeiten kleiner als 8 h muss gleichzeitig mit dem systematischen Ausfall das Auftreten eines Zufallsausfalls oder des Instandhaltungsfalls nicht unterstellt werden.

Hinweis:

Zum Ausfall durch Einzelfehler und Unverfügbarkeit durch Instandhaltung sind weitere Anforderungen in Anhang 4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ festgelegt.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (3) und 3.7 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (13) Schutzeinrichtungen an Aggregaten und Hilfseinrichtungen sind so auszulegen, dass bei Anforderung eines Aggregats durch die leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems die Schutzeinrichtungen grundsätzlich nicht wirksam werden, es sei denn, die dadurch möglichen Folgeschäden beeinträchtigen die Sicherheit der Anlage mehr als der Ausfall des Aggregats.

Hinweis:

Schutzeinrichtungen an Aggregaten und Hilfseinrichtungen sind die Geräte (s. 3.2 (9)) des Aggregatschutzes.



Die Schutzeinrichtungen sollen so ausgelegt werden, dass der Vorrang der Leittechnik-Funktionen der Kategorie A vor den Schutzeinrichtungen sichergestellt wird.

Ist in einer Schutzeinrichtung ein Vorrang vor Leittechnik-Funktionen der Kategorie A notwendig, müssen an die Schutzeinrichtungen die Anforderungen an leittechnische Einrichtungen gestellt werden, die Kategorie A-Funktionen ausführen.

Die Anforderungen an leittechnische Einrichtungen, die Funktionen der Kategorie A ausführen, müssen an die Schutzeinrichtungen nicht gestellt werden, wenn nachgewiesen wird, dass Fehler der Schutzeinrichtung so unwahrscheinlich sind, dass eine dadurch verursachte Fehlauslösung nicht mehr unterstellt werden muss.

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2) und 3.7 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.2 (14) Auf der Warte und in der Notsteuerstelle sind die durch die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausgelösten Schutzaktionen und Maßnahmen in dem Umfang darzustellen, der für die festgelegten Aufgaben der Warte und der Notsteuerstelle notwendig ist. Dabei sind die durch die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausgelösten Schutzaktionen und Maßnahmen zusammen mit ihren Auswirkungen auf den Prozess so in der Warte und in der Notsteuerstelle darzustellen, dass eine Überprüfung des Anlagenzustandes durch das Betriebspersonal zuverlässig und rechtzeitig möglich ist.

### 3.3 Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie B

Interpretation zu Nummer 3.7 (2), der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie B ausführen, sind so auszulegen, dass sie ihre Aufgaben auch dann erfüllen, wenn im Anforderungsfall zusätzlich ein Zufallsausfall und daraus resultierende Folgeausfälle eintreten.

### 3.4 Anforderungen an die Störfallinstrumentierung

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2), 3.1 (4) und 3.7 (8) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

#### 3.4.1 Übergeordnete Kriterien für die Störfallinstrumentierung

Das Auslegungskonzept und die sicherheitstechnisch wichtigen Einzelheiten der Störfallinstrumentierung sind prüffähig zu dokumentieren.

#### 3.4.2 Auslegung der Störfallinstrumentierung

##### 3.4.2.1 Störfallanzeige

3.4.2.1 (1) Die Störfallanzeige ist so auszulegen, dass Daten, die vor, während und nach Eintreten eines Ereignisses der Sicherheitsebenen 3 und 4a, bei Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen für die Beurteilung der Anlagensicherheit, der Wirksamkeit des Sicherheitssystems und für die Entscheidung über Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes erforderlich sind, zuverlässig und ausreichend genau angezeigt werden.

Bei Auslegung der Störfallanzeige ist zu berücksichtigen, dass die Daten, die vor, während und nach Eintreten eines Ereignisablaufs bzw. Anlagenzustands, welche zu einer erhöhten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Kernkraftwerks-umgebung führen können (Sicherheitsebenen 4b oder 4c), für die Entscheidung über Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes erforderlich sind. Sie sollen unter den anzunehmenden Umgebungsbedingungen mit der erforderlichen Genauigkeit angezeigt werden.

3.4.2.1 (2) Die Störfallübersichtsanzeige ist so auszulegen, dass die vor, während und nach Eintritt eines Ereignisses der Sicherheitsebenen 3 und 4a, bei Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen zur Beurteilung des Anlagenzustands und der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung wesentlichen Messgrößen erfasst werden.

3.4.2.1 (3) Es ist eine Weitbereichsanzeige für die Messgrößen vorzusehen, die die repräsentativen Ereignisabläufe und daraus abgeleiteten Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c charakterisieren (siehe Interpretationen zu den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, I-7: Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz).

##### 3.4.2.2 Störfallaufzeichnung

3.4.2.2 (1) Die Störfallaufzeichnung ist so auszulegen, dass die Messgrößen, die vor, während und nach Eintreten

- eines Ereignisses der Sicherheitsebenen 3 und 4a, bei Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen oder
- eines Ereignisses, das zu einer erhöhten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Kernkraftwerks-umgebung führen kann (Sicherheitsebenen 4b oder 4c),

übersichtlich und in der richtigen zeitlichen Folge dokumentiert werden.

3.4.2.2 (2) Die Störfallaufzeichnung ist so auszulegen, dass für jede erfasste Messgröße der Störfallinstrumentierung der Zeitbezug aus den zugehörigen Dokumentationsunterlagen so genau bestimmt werden kann, dass eine zeitliche Zuordnung zu Daten aus anderen Informationsquellen möglich ist.

3.4.2.2 (3) Es ist festzulegen, welche Einrichtungen der Störfallaufzeichnung in den Betriebsphasen B bis F der Anlage in Betrieb sein müssen.

Für die Aufzeichnung und Speicherung der Störfallablaufdaten müssen zur Vorsorge gegen einen systematischen Ausfall mindestens zwei möglichst diversitäre Datenspeicher eingesetzt werden. Der Ausfall eines Datenspeichers ist anzuzeigen.



3.4.2.2 (4) Die Störfallaufzeichnungen sind gesichert aufzubewahren. Es ist sicherzustellen, dass diese gesicherten Daten weder verändert noch gelöscht werden.

3.4.2.2 (5) Die Dokumentationseinrichtungen sind übersichtlich anzuordnen sowie deutlich und eindeutig zu kennzeichnen.

3.5 Leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen bei Notstandsfällen und auf den Sicherheitsebenen 4b oder 4c

Interpretation zu den Nummern 3.1 (10) und 3.7 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Diese leittechnischen Einrichtungen sind so auszulegen, dass sie unter den für die jeweilige Aufgabe zu unterstellenden Umgebungsbedingungen ihre Aufgaben mit der für diese Sicherheitsebenen jeweils ausreichenden Zuverlässigkeit erfüllen. Für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dürfen alle leittechnischen Einrichtungen eingesetzt werden, die zur Einhaltung der Schutzziele beitragen.

3.6 Anforderungsspezifikation für leittechnische Einrichtungen zur Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2), 3.1 (4) und 3.7 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.6 (1) Die Anforderungen an Leittechnik-Funktionen sind in einer Anforderungsspezifikation in übersichtlicher Darstellung strukturiert zu dokumentieren.

In der Anforderungsspezifikation für die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A, B und C sind mindestens anzugeben:

- Aufgaben,
- Kategorien der Leittechnik-Funktionen,
- Anregekriterien,
- Eingangssignale,
- Signalverarbeitung,
- Ansteuerungen der Stellglieder,
- Meldungen/Anzeigen,
- Umgebungsbedingungen,
- Anforderungen an die Datenaufzeichnung,
- Schnittstellen zu anderen Leittechnik-Funktionen,
- Reaktionszeiten und
- Schutzziele.

3.6 (2) Die Aufgaben der Leittechnik-Funktionen, die auf den Sicherheitsebenen 2, 3 und 4a, bei Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen eingesetzt werden, sind auf Basis einer Analyse der Ereignisabläufe zu ermitteln, die die in den Sicherheitsebenen 2, 3 und 4a unterstellten Ereignisse und die Einwirkungen von innen oder außen sowie die Notstandsfälle umfasst.

3.6 (3) Die Anforderungsspezifikation für die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B ist so zu gestalten, dass die verfahrenstechnische Aufgabenstellung in klar abgegrenzte Teilaufgaben gegliedert wird. Diese Teilaufgaben sind in Leittechnik-Funktionen darzustellen.

Die Teilaufgaben der rechnerbasierten und programmierbaren leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sind so auszulegen, dass die daraus abgeleiteten Leittechnik-Funktionen einen geringen Funktionsumfang haben.

Die Gesamtheit aller Leittechnik-Funktionen der Kategorien A, B und C ist übersichtlich strukturiert zu dokumentieren.

3.6 (4) Es ist nachzuweisen, dass die Einhaltung der Schutzziele mit Hilfe der erforderlichen Leittechnik-Funktionen entsprechend der Anforderungsspezifikation bei allen zu unterstellenden Ereignissen und Ereignisabläufen sichergestellt wird.

3.6 (5) Die sicherheitstechnisch relevanten Funktionen der Prozessführungs- und der Informationseinrichtungen sind in der Anforderungsspezifikation festzulegen.

3.7 Erfassung von Prozessvariablen

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2) und 3.7 (8) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.7 (1) Für die unterstellten Ereignisse der Sicherheitsebenen 2 bis 4a sowie für die vorgeplanten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (Notfallmaßnahmen) müssen die erforderlichen Prozessvariablen erfasst werden.

3.7 (2) Für jedes von den leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik Funktionen der Kategorie A ausführen, zu beherrschende Ereignis der Sicherheitsebene 3 müssen grundsätzlich mindestens zwei unterschiedliche Anregekriterien herangezogen werden, die aus physikalisch unterschiedlichen Prozessvariablen gebildet werden. Wenn dies technisch nicht realisierbar ist, sind andere Maßnahmen und Einrichtungen zum Erreichen hoher Zuverlässigkeit vorzusehen.



### 3.8 Redundanz und Unabhängigkeit

Interpretation zu den Nummern 3.1 (3), 3.1 (7) und 3.7 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.8 (1) Die leittechnischen Einrichtungen sind so aufzubauen, dass die in den aktiven Einrichtungen des Sicherheitssystems vorgegebene Redundanz gewahrt bleibt.

3.8 (2) Redundante leittechnische Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B ausführen, sind voneinander so unabhängig auszulegen, dass ein anlageninternes versagensauslösendes Ereignis nicht zum Ausfall mehrerer Redundanten führt.

Wenn einzelne Redundanten leittechnischer Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, durch Einwirkungen von außen ausfallen, müssen die übrigen Redundanten zur Beherrschung dieses Ereignisses ausreichen.

3.8 (3) Zum Schutz gegen redundanzübergreifende versagensauslösende Ereignisse innerhalb der leittechnischen Einrichtungen und innerhalb der Anlage sollen Redundanten der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A oder B ausführen, räumlich getrennt angeordnet werden.

3.8 (4) Verbindungen der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B ausführen, zu nicht kategorisierten oder Datenverarbeitungs- oder Datenübertragungseinrichtungen der Kategorie C sind unter Berücksichtigung des technisch und betrieblich Notwendigen zu minimieren. Sie sind rückwirkungsfrei auszuführen.

3.8 (5) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind voneinander so unabhängig auszulegen, dass bei versagensauslösenden Ereignissen in den Einrichtungen, die sicherheitstechnisch niederwertigere Leittechnik-Funktionen ausführen, die Leittechnik-Funktionen der sicherheitstechnisch höherwertigeren Kategorie erhalten bleiben.

3.8 (6) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind so auszulegen, dass die Ausgangssignale von sicherheitstechnisch höherwertiger kategorisierten Leittechnik-Funktionen Priorität vor den Ausgangssignalen von sicherheitstechnisch niederwertiger kategorisierten Leittechnik-Funktionen haben.

### 3.9 Robustheit

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2) und 3.7 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.9 (1) Für leittechnische Einrichtungen, die Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, ist festzulegen, welche elektrischen, elektromagnetischen, thermischen, mechanischen und strahlungs- sowie feuchtigkeitsbedingten Einwirkungen beherrscht werden müssen, so dass die unterstellten Betriebs- und Störfallbedingungen zuverlässig abgedeckt werden.

3.9 (2) Die Funktionssicherheit der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, darf durch Bedienung und Instandhaltung nicht unzulässig beeinträchtigt werden.

3.9 (3) Die leittechnischen Einrichtungen, die für die Durchführung der im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorgesehenen Maßnahmen erforderlich sind, sind so auszulegen, dass sie durch die Folgen der zu Grunde gelegten Ereignisabläufe oder Anlagenzustände ihre erforderliche Funktionsfähigkeit nicht verlieren.

3.9 (4) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind so auszulegen, dass Reserven gegenüber Alterungseffekten vorhanden sind.

3.9 (5) Bei der Auslegung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind die anlagenbedingten Spannungstoleranzen zu berücksichtigen.

3.9 (6) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B ausführen, sind fehler-tolerant aufzubauen.

Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B ausführen, sollen so ausgelegt werden, dass das Ausfallverhalten definiert und sicherheitsgerichtet ist.

3.9 (7) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind so auszulegen, dass während des Leistungsbetriebs nach Möglichkeit keine Wartungsarbeiten durchgeführt werden müssen.

3.10 Elektrische Energieversorgung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen

Interpretation zu Nummern 3.1 (2), 3.1 (3), 3.1 (6) und 3.7 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3.10 (1) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B sowie die erforderlichen Leittechnik-Funktionen der Kategorie C ausführen, müssen von unterbrechungslosen Notstromanlagen mit Energiespeicherung versorgt werden. Die Kapazität des Energiespeichers ist unter der Annahme, dass der Leistungsbedarf einer Redundante nur aus dem redundanzzugehörigen Energiespeicher gedeckt wird, so zu bemessen, dass die Versorgung mindestens 2 h aufrechterhalten wird, ohne dass die zulässige Mindestspannung unterschritten wird. Die leittechnischen Einrichtungen und deren Energieversorgung sind so auszulegen, dass nach vollständigem Spannungsausfall oder Unterschreiten der Mindestspannung die leittechnischen Einrichtungen nach Spannungswiederkehr funktionsfähig sind.



3.10 (2) Bei der Auslegung der elektrischen Energieversorgung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind die gleichen Ausfallkombinationen zu Grunde zu legen wie bei der Auslegung der zu versorgenden leittechnischen Einrichtungen (siehe für Kategorie A in der Nummer 3.2 (12) und siehe für Kategorie B: Abschnitt 3.3).

3.10 (3) Die Auslegung der einspeisenden Erzeugungsanlagen, der Verteilernetze und der leittechnischen Einrichtungen sind so aufeinander abzustimmen, dass die für die leittechnischen Einrichtungen zu Grunde gelegten Beanspruchungen und die statischen und dynamischen Grenzwerte der für die leittechnischen Einrichtungen spezifizierten zulässigen Versorgungsspannungen nicht überschritten werden.

3.10 (4) Ausfälle der elektrischen Energieversorgung für die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind durch Überwachungseinrichtungen zu erfassen und zu melden.

#### 4 Qualifizierung

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2), 3.1 (3) und 3.7 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

4.1 Qualifizierung von Hard- und Software der leittechnischen Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C

4.1 (1) In allen Phasen der Entwicklung, Herstellung, Inbetriebnahme und des Betriebs der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind administrative, konstruktive und analytische Maßnahmen, einschließlich praktischer Prüfungen im Rahmen der Qualitätssicherung, durchzuführen und zu dokumentieren.

4.1 (2) Die Prüfung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, hat im Fertigungs- und Montageprozess mit der Integration der Systemteile zu erfolgen. Die einzelnen Systemteile sind hinsichtlich Systemspezifikation und Ausführung darauf zu prüfen, ob die an sie gestellten leittechnischen Anforderungen erfüllt werden.

4.1 (3) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind unter möglichst realistischen Anlagen- und Einsatzbedingungen umfassend daraufhin zu testen, dass alle zu unterstellenden Ereignisabläufe beherrscht werden.

4.1 (4) Nach Abschluss der Montage in der Anlage oder nach Änderungen an den leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, ist eine Inbetriebsetzungsprüfung durchzuführen.

4.1 (5) Die Informationssysteme sind gemäß ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung zu qualifizieren.

4.2 Qualifizierung der Hardware

4.2 (1) Für leittechnische Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B ausführen, ist zuverlässige, typgeprüfte oder für die unterstellten Einsatzbedingungen betriebsbewährte Hardware einzusetzen. Diese Hardware soll während des Leistungsbetriebs wartungsfrei sein.

4.2 (2) Für leittechnische Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie C ausführen, ist zuverlässige und für die unterstellten Einsatzbedingungen geeignete Hardware einzusetzen.

4.2 (3) Die anlagenbezogene Eignung ist durch den Vergleich der Eigenschaften der Hardware von leittechnischen Einrichtungen mit den für den Einsatzfall spezifizierten Kriterien nachzuweisen.

4.3 Qualifizierung der Software

4.3.1 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C

4.3.1 (1) Die Software ist in verifizierbaren Schritten nach einem Phasenmodell zu entwickeln.

4.3.1 (2) Die Softwarearchitektur von leittechnischen Einrichtungen ist so zu gestalten, dass die Funktionen der Anwendersoftware und der Systemsoftware in eigenständigen Softwareeinheiten realisiert sind und die Anwendersoftware von der Systemsoftware getrennt ist.

Hinweis:

Zur Systemsoftware gehört z. B. das Betriebssystem und bei Mehrrechnersystemen die Software zur Kommunikation der Rechner.

4.3.1 (3) Die Software ist so auszulegen, dass keine unzulässigen Rückwirkungen von leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der sicherheitstechnisch niederwertigeren Kategorie ausführen, auf die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der sicherheitstechnisch höherwertigeren Kategorie ausführen, auftreten.

4.3.1 (4) Die Software ist so zu gestalten, dass deren anforderungsgerechter Ablauf unabhängig von Art und Umfang der zeitlichen Änderung ihrer Eingangssignale gewährleistet ist.

4.3.2 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A

4.3.2.1 Grundsätze

4.3.2.1 (1) Die Entwicklung und Qualifizierung der Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A hat so zu erfolgen, dass eine durchgängige Nachweisführung der korrekten Arbeitsweise der Software gewährleistet ist. Entwurf und Implementierung soll mit formalisierten und rechnergestützten Konstruktions- und Prüfmethode entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik durchgeführt werden.

4.3.2.1 (2) Die Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A soll einfach aufgebaut sein.

---



4.3.2.1 (3) Der Funktionsumfang der Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A soll auf das für die jeweilige Funktion notwendige Maß begrenzt werden.

4.3.2.1 (4) Die Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ist robust auszulegen. Eine Selbstüberwachung der Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ist vorzusehen.

#### 4.3.2.2 Qualitätssicherung

4.3.2.2 (1) Die Software ist nach einem Phasenmodell durchgängig mit rechnergestützten Werkzeugen zu erstellen.

4.3.2.2 (2) Die Software ist aus klar abgegrenzten und mit geringem Funktionsumfang versehenen Einheiten aufzubauen. Diese Softwareeinheiten sollen mit Beschränkung auf unverzichtbare Anweisungen und Schnittstellen programmiert und in eine übersichtliche Programmstruktur integriert werden.

4.3.2.2 (3) Die Ergebnisse der einzelnen Phasen der Softwareentwicklung sind unter Anwendung formaler Analysemethoden und zusätzlicher Tests an den Vorgaben vollständig zu verifizieren. Dazu sind an definierten Meilensteinen Prüfungen vorzunehmen.

4.3.2.2 (4) Nach Installation der Software auf den Rechnern soll das anforderungsgerechte Verhalten des Hardware- und Softwaresystems validiert werden. Wird die Validierung in mehreren Schritten durchgeführt, so sollen die einzelnen Validierungsschritte überlappend sein.

4.3.2.2 (5) Die Organisation und Administration der Softwareentwicklung und der Qualitätssicherung ist so zu gestalten, dass sichergestellt wird, dass die Software nach vollständigen Entwicklungs-, Prüf-, Wartungs- und Qualitätssicherungsplänen erstellt und eingesetzt wird. Die Unabhängigkeit zwischen Konstruktion und Qualitätssicherung muss durchgehend gewahrt werden. Es muss eine vollständige Entwicklungs-, Qualitätssicherungs- und Benutzerdokumentation vorhanden sein.

4.3.2.2 (6) Es sind Verfahren und Methoden anzuwenden, die die konsistenten Konfigurationen der Software sicherstellen (Konfigurationsmanagement).

#### 4.3.2.3 Einsatz von vorgefertigter Software

4.3.2.3 (1) Der Einsatz vorgefertigter Software, sofern nicht entsprechend den Anforderungen der Abschnitte 4.3.2.1 und 4.3.2.2 ausgelegt, muss auf unverzichtbare Bestandteile beschränkt sein, wobei Softwareänderungen vermieden werden sollen. Diese Teile sind Prüfungen und Tests zu unterziehen, die in Umfang und Tiefe den Nachweisen nach den Abschnitten 4.3.2.1 und 4.3.2.2 gleichwertig sind.

4.3.2.3 (2) Zur Bewertung der Gleichwertigkeit sollen herangezogen werden:

- Referenzen über den Hersteller der Software,
- die Entwicklungsdokumentation, Anwenderdokumentation und Qualitätssicherungsdokumentation der Software,
- die Ergebnisse unabhängiger Begutachtung (Zertifikate) der Software,
- die Betriebserfahrung der Software unter Berücksichtigung der Anwendungsprofile und
- zusätzliche Softwaretests.

#### 4.3.3 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie B

##### 4.3.3.1 Grundsätze

4.3.3.1 (1) Für die Entwicklung und Qualifizierung der Software der Leittechnik-Funktionen der Kategorie B sind Beschreibungen und rechnergestützte Testverfahren anzuwenden, die den Nachweis der korrekten Arbeitsweise unterstützen.

4.3.3.1 (2) Die Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie B ist robust auszulegen. Eine Selbstüberwachung der Leittechnik-Funktionen der Kategorie B ist vorzusehen.

##### 4.3.3.2 Qualitätssicherung

4.3.3.2 (1) Die Softwareerstellung muss nach einem Phasenmodell weitgehend mit rechnergestützten Werkzeugen erfolgen.

4.3.3.2 (2) Die Software ist aus hinsichtlich der Funktion klar abgegrenzten Einheiten aufzubauen. Diese Softwareeinheiten sollen mit Beschränkung auf unverzichtbare Anweisungen und Schnittstellen programmiert und in eine übersichtliche Programmstruktur integriert werden.

4.3.3.2 (3) Die Ergebnisse der einzelnen Phasen der Softwareentwicklung sind einer dokumentierten Prüfung zu unterziehen. Alle sicherheitsrelevanten Programmteile sind durch eine Kombination von Testverfahren zu prüfen, wobei eine vollständige Funktionsüberdeckung erreicht werden soll.

4.3.3.2 (4) Das anforderungsgerechte Verhalten des Hardware- und Softwaresystems ist zu validieren.

4.3.3.2 (5) Die Organisation und Administration der Softwareentwicklung und der Qualitätssicherung ist so zu gestalten, dass sichergestellt ist, dass die Software nach vollständigen Entwicklungs-, Prüf-, Wartungs- und Qualitätssicherungsplänen erstellt und eingesetzt wird. Die Unabhängigkeit zwischen Konstruktion und Qualitätssicherung muss durchgehend gewahrt werden. Es ist eine vollständige Entwicklungs-, Qualitätssicherungs- und Benutzerdokumentation zu erstellen.

4.3.3.2 (6) Die konsistente Konfiguration der Programme ist sicherzustellen (Konfigurationsmanagement).

---



### 4.3.3.3 Einsatz von vorgefertigter Software

4.3.3.3 (1) Der Einsatz vorgefertigter Software, sofern nicht entsprechend den Anforderungen in den Abschnitten 4.3.3.1 und 4.3.3.2 ausgelegt, muss auf unverzichtbare Bestandteile beschränkt sein, wobei Softwareänderungen vermieden werden sollen. Diese Teile sind Prüfungen und Tests zu unterziehen, die in Umfang und Tiefe den Nachweisen nach den Abschnitten 4.3.3.1 und 4.3.3.2 gleichwertig sind.

4.3.3.3 (2) Zur Bewertung der Gleichwertigkeit sollen herangezogen werden:

- Referenzen über den Hersteller der Software,
- die Entwicklungsdokumentation, Anwenderdokumentation und Qualitätssicherungsdokumentation der Software,
- die Ergebnisse unabhängiger Begutachtung (Zertifikate) der Software,
- die Betriebserfahrung der Software unter Berücksichtigung der Anwendungsprofile und
- zusätzliche Softwaretests.

### 4.3.4 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie C

#### 4.3.4.1 Grundsatz

Die Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie C ist nach dem anerkannten Stand der Technik zu qualifizieren.

#### 4.3.4.2 Qualitätssicherung

4.3.4.2 (1) Bei der Softwareerstellung sind die Entwicklungsschritte einzeln auszuweisen. Nach Möglichkeit sind bei wesentlichen Entwicklungsschritten Software-Werkzeuge zu nutzen.

4.3.4.2 (2) Das Erreichen der Phasenziele ist durch Prüfungen nachzuweisen und zu dokumentieren.

4.3.4.2 (3) Das anforderungsgerechte Verhalten des Hardware- und Softwaresystems ist in seinen sicherheitsrelevanten Funktionen zu validieren.

4.3.4.2 (4) Die Software ist nach einem Qualitätssicherungsplan gemäß den anerkannten Regeln der Technik zu erstellen. Es ist eine vollständige Entwicklungs-, Qualitätssicherungs- und Benutzerdokumentation zu erstellen.

#### 4.3.4.3 Einsatz von vorgefertigter Software

Eingesetzte vorgefertigte Software muss zertifiziert oder betriebsbewährt sein. Die zur Beurteilung der Einsetzbarkeit erforderlichen Eigenschaften müssen dokumentiert sein.

## 5 Instandhaltung und Änderungen

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2), 3.1 (12), 3.7 und zu Anhang 4 Nummer 3 und 4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

5 (1) Die Funktionsfähigkeit der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, ist während der Betriebsdauer der Anlage durch Prüfungen nachzuweisen. Diese Prüfungen müssen alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen erfassen.

5 (2) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind so auszuliegen, dass durch Prüfungen verursachte Veränderungen nach den Prüfungen rückgesetzt werden. Prüfungen dürfen automatisch oder manuell durchgeführt werden.

5 (3) Prüfungen an leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sollen von zentralen Stellen aus überwachbar sein.

5 (4) Bei Änderungen an den leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, müssen mindestens gleichwertige Qualitätsstandards angewendet werden wie bei der Herstellung der leittechnischen Einrichtungen.

5 (5) Bei Änderungen an den leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, ist sicherzustellen, dass die geänderten Teile ihre Funktion erfüllen und mit den unveränderten Teilen anforderungsgemäß zusammenwirken.

5 (6) Änderungen der Software der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind unter Einhaltung der Qualitätsanforderungen nach Abschnitt 4 vorzunehmen. Änderungen der Software und dazu erforderliche Eingriffe in die leittechnischen Einrichtungen müssen so erfolgen, dass die Anforderungen aus den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Anhang 4 eingehalten werden. Alle Eingriffe in die Software sind zu dokumentieren.

5 (7) Änderungen von Parametrierdaten und Software der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, müssen so vorgenommen werden, dass sie rekonstruierbar sind.

## 6 Spezifische Anforderungen zur Dokumentation zu leittechnischen Einrichtungen der Kategorien A bis C einschließlich Störfallinstrumentierung

Interpretation zu den Nummern 3.1 (2) und 3.7 und zu Anhang 5 Nummer 7 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

6 (1) Die anlagenspezifische Konfiguration der Hard- und Software leittechnischer Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, muss während ihres gesamten Lebenszyklus hinsichtlich des aktuellen Zustands und durchgeführter Änderungen dokumentiert werden.



6 (2) Die Instandhaltungsvorgänge und Eingriffe in die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind zu dokumentieren.

6 (3) Die Betriebserfahrung aus der Instandhaltung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, muss entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung der leittechnischen Einrichtungen erfasst, dokumentiert und systematisch ausgewertet werden.

---





### Interpretation I-4: Anforderungen an die elektrische Energieversorgung

#### Inhalt

- 1 Geltungsbereich
  - 2 Anforderungen an die elektrische Energieversorgung
-



### 1 Geltungsbereich

Dieser Regeltext enthält Interpretationen zu Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Kernkraftwerks.

### 2 Anforderungen an die elektrische Energieversorgung

Interpretation zu Nummer 3.9 (1) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2 (1) Die Auslegung der Einrichtungen der elektrischen Energieversorgung und die Auslegung der angeschlossenen Verbraucher müssen so aufeinander abgestimmt sein, dass die der Auslegung zu Grunde liegenden Beanspruchungen nicht überschritten werden.

Bei der Auslegung der elektrischen Energieversorgung sind für alle Betriebszustände Kurz- und Erdschlüsse sowie Leitungsunterbrechungen in sämtlichen Phasen (symmetrischer Fehler) wie auch solche, die nur eine oder zwei Phasen betreffen (asymmetrischer Fehler), zu berücksichtigen.

2 (2) Der Schutz gegen externe und interne elektrische Einwirkungen ist so auszulegen, dass die elektrischen Einrichtungen der Energieversorgung, die Verbraucher und Einrichtungen versorgen, die Funktionen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4, bei Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen ausführen, nicht unzulässig beeinträchtigt werden. Für die Sicherheitsebenen 4b und 4c gelten gemäß Nummer 2.1 (13) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ bei der Auslegung dieses Schutzes abgestufte Anforderungen.

Interpretation zu Nummer 3.9 (2) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2 (3) Für die elektrische Energieversorgung der Verbraucher in einem Kernkraftwerk, die Funktionen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a, bei Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen ausführen, sind folgende Versorgungsmöglichkeiten vorzusehen:

- a) Ein Blockgenerator, der auch bei Störungen im Hauptnetz oder einem Ausfall des Hauptnetzanschlusses die elektrische Energieversorgung für die Funktionen auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 aufrechterhalten soll.
- b) Ein Hauptnetzanschluss, der bei Nichtverfügbarkeit des Blockgenerators die elektrische Energieversorgung für die Funktionen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a sicherstellen soll.
- c) Ein Reservenetzanschluss, der bei Anlagenzuständen, bei denen sowohl der Blockgenerator als auch das Hauptnetz nicht verfügbar sind, die elektrische Energieversorgung für die dabei erforderlichen Funktionen auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 einschließlich des Abfahrens und der Nachwärmeabfuhr über die Hauptwärmesenke sowie für die Funktionen auf den Sicherheitsebenen 3 und 4a gewährleisten soll.
- d) Notstromerzeugungsanlagen auf dem Kraftwerksgelände, die die elektrische Energieversorgung der jeweils erforderlichen Notstromverbraucher bei Ausfall oder Nichtverfügbarkeit der unter den Buchstaben a bis c genannten Versorgungsmöglichkeiten, bei Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen sicherstellen müssen.
- e) Eine elektrische Energieversorgungsmöglichkeit (z. B. der Notstrom-Netzanschluss), die von den unter den Buchstaben a bis d genannten Versorgungsmöglichkeiten unabhängig ist und die mindestens die elektrische Leistung für die Abführung der Nachwärme mit einer Nachkühlredundanz zur Verfügung stellen soll.

Externe Netzanschlüsse sollen durch geeignete Einrichtungen hinsichtlich Verfügbarkeit und Funktionsfähigkeit überwacht werden.

2 (4) Die Energieversorgungsmöglichkeit nach Nummer 2 (3) Buchstabe e sowie der Haupt- und Reservenetzanschluss sind darüber hinaus so auszulegen, dass jeder für sich alleine in der Lage ist, die elektrische Energieversorgung der Einrichtungen für anlageninterne Notfallmaßnahmen (Sicherheitsebenen 4b und 4c) zu gewährleisten.

Zudem soll die Rückschaltung der elektrischen Energieversorgung auf das wiederverfügbare Haupt- oder Reservenetz auch im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen möglich sein.

2 (5) Die Umschaltung vom Hauptnetzanschluss auf den Reservenetzanschluss soll automatisch erfolgen, wenn die Energieversorgung über den Blockgenerator nicht zur Verfügung steht, die elektrischen Versorgungsbedingungen über den Hauptnetzanschluss nicht eingehalten werden können und das Reservenetz verfügbar ist.

2 (6) Die Inbetriebnahme und Zuschaltung der Notstromerzeugungsanlagen müssen im Anforderungsfall automatisch erfolgen, so dass innerhalb von 30 Minuten keine Handmaßnahmen erforderlich sind. Die Steuerung der Notstromerzeugungsanlagen soll so ausgeführt werden, dass manuelle Inbetriebnahme und Zuschaltung der betriebsbereiten Notstromerzeugungsanlagen im Bedarfsfall möglich sind.

Interpretation zu Nummer 3.9 (4) Absatz 1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2 (7) Zur Durchführung der geplanten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c muss die erforderliche elektrische Energieversorgung bereitgestellt werden. Dies gilt auch bei einem Ausfall der nicht durch Batterien gepufferten elektrischen Energieversorgung (d. h. Ausfall der kompletten Wechselstromversorgung ausgenommen der über Umrichter von den Batterien versorgten Wechselstromanlagen). In so einem Fall ist die elektrische Energieversorgung für einen Zeitraum von 10 Stunden auch ohne externe Hilfe (d. h. keine Belieferung mit Betriebsstoffen, wie Kraftstoff und Schmieröl, oder Ersatzteilen) sicherzustellen, um den Zustand der Anlage unterbrechungslos zu kontrollieren (z. B. mit Hilfe der Störfallinstrumentierung und der Sicherheitsbeleuchtung), um Notfallmaßnahmen durchzuführen und um eine anlageninterne oder -externe elektrische Energieversorgung (z. B. durch Reparaturmaßnahmen oder Verbindungen zu externen Kraftwerken) herstellen zu können.



Dabei ist die Kapazität der elektrischen Energiespeicher mit der erforderlichen Zeit bis zur Einsatzbereitschaft anderer Energiequellen (z. B. mobile Dieselaggregate oder zusätzliche Energiespeicher) so abzustimmen, dass keine unzulässigen Spannungsverhältnisse oder Unterbrechungen für den genannten Zeitraum von 10 Stunden nach Beginn des Ereignisses auftreten.

Bei der Ermittlung der Entladezeiten der Energiespeicher sollen bei so einem Ereignis die charakteristischen Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4b berücksichtigt werden. Dabei gelten gemäß Nummer 2.1 (13) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ abgestufte Anforderungen.

Aufgrund einer potentiellen Zerstörung der Infrastruktur außerhalb der Anlage sind die Einrichtungen für die hier erforderlichen Notfallmaßnahmen auf dem Kraftwerksgelände vorzuhalten. Zu diesen Einrichtungen dürfen mobile Dieselaggregate oder zusätzliche Energiespeicher gehören.

Interpretation zu Nummer 3.9 (4) Absatz 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2 (8) Unter der Wiederherstellung der elektrischen Energieversorgung nach einem Ausfall der nicht durch Batterien gepufferten elektrischen Energieversorgung ist das Rückschalten auf das Haupt- oder Reservenetz, die Wiederinbetriebnahme der Notstromerzeugungsanlagen oder die Herstellung einer Versorgung über eine andere Versorgungsmöglichkeit entsprechend Nummer 2 (3) Buchstabe e, wie dem Notstrom-Netzanschluss, zu verstehen.

Interpretation zu Nummer 3.9 (4) Absatz 3 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2 (9) Bei einer längeren Nichtverfügbarkeit der Netzanschlüsse oder aller externen Netze, hervorgerufen durch eine regionalweite Zerstörung der Infrastruktur, kann eine Wiederherstellung der elektrischen Energieversorgung aus dem Netz nicht in jedem Fall sichergestellt werden. Falls in so einem Fall eine elektrische Versorgungsmöglichkeit entsprechend Nummer 2 (3) Buchstabe b oder c nicht verfügbar ist, ist als Ersatzmaßnahme eine elektrische Versorgung der erforderlichen Einrichtungen durch den Anschluss über den Notstrom-Netzanschluss oder über andere adäquate Verbindungen nach Nummer 2 (3) Buchstabe e an externe Netzschaltanlagen oder Kraftwerke vorzusehen. Bei der Planung dieser Ersatzmaßnahmen soll eine Versorgung aus externen Energiequellen oder Netzen, die rechtzeitig vor Ablauf der 3 Tage vorhanden ist, berücksichtigt werden. Dabei sollten bestehende Verbindungen zum Nachbarblock oder zu Nachbarkraftwerken, Gasturbinen im Nahbereich der Anlage sowie mobile Dieselaggregate mit betrachtet werden. Außerdem sollte bereits bei der Planung berücksichtigt werden, dass im Bedarfsfall sowohl die technischen Voraussetzungen für diesen Energiebezug als auch eine rechtsverbindliche Zusicherung über die Lieferung der erforderlichen elektrischen Energie unter Berücksichtigung einer vorrangigen Versorgung vorhanden sind.

Die vorzusehenden Einspeisepunkte sollen für den Anschluss an externe Netze oder Kraftwerke sowie an mobile Stromerzeugungsanlagen vorbereitet und somit kurzfristig einsetzbar sein.

Interpretation zu Nummer 3.9 (4) Absatz 4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2 (10) Die für die Notfallmaßnahmen bereitzustellende elektrische Leistung muss für die Nachwärmeabfuhr in dem im 3. Absatz der Nummer 3.9 (4) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ beschriebenen Anlagenzustand und in den charakteristischen Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 4b und 4c ausreichen.

Zur Bereitstellung dieser Leistung ist auch eine Kombination mehrerer einzelner Ersatzmaßnahmen bzw. Einrichtungen (z. B. Anschluss von 2 mobilen Dieselaggregaten) zulässig.



## Interpretation I-5 Anforderungen an bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten

### Inhalt

- 1 Geltungsbereich
  - 2 Anforderungen zur Berücksichtigung der durch einen Flugzeugaufprall induzierten Erschütterungen
  - 3 Anforderungen zur Vermeidung von Mehrfachausfällen von Sicherheitseinrichtungen
  - 4 Anforderungen zur Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes
    - 4.1 Anforderungen im Hinblick auf die Einrichtungen zur Kühlung des Brennelementlagerbeckens
    - 4.2 Anwendung des Einzelfehlers auf Funktionen, die im Notstandsfall benötigt werden
    - 4.3 Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes auf die Gestaltung von Vorsorgemaßnahmen
  - 5 Ereignisspezifische Anforderungen zum Ereignis B3-01
  - 6 Anforderungen an Vorsorgemaßnahmen bei speziellen Ereignissen
    - 6.1 Eintrag von Deionat oder minderboriertem Kühlmittel in den Reaktorkern
    - 6.2 Lecks am Flutraum oder Absetzbecken bei geöffnetem Beckenschütz
  - 7 Anforderungen an bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten
    - 7.1 Allgemeine Anforderungen an spezifische Einrichtungen
    - 7.2 Anforderungen an Bauwerke
    - 7.3 Anforderungen an die Auslegung der Einbauten des Reaktordruckbehälters
    - 7.4 Anforderungen an Not- und Nachkühlsysteme
    - 7.5 Anforderungen an Lüftungstechnische Einrichtungen
    - 7.6 Anforderungen an die Druckabsicherung und Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufes und des Frischdampfsystems
    - 7.7 Anforderungen an das Druckabbausystem (SWR)
    - 7.8 Anforderungen an Stützkonstruktionen, Halterungen und Bühnen
    - 7.9 Anforderungen an Armaturen
    - 7.10 Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Pumpen
    - 7.11 Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Wärmetauscher
    - 7.12 Anforderungen an Rohrleitungen und Behälter
    - 7.13 Anforderungen an elektrische Antriebe
  - 8 Sonstige Anforderungen
    - 8.1 Anforderungen an Flucht- und Rettungswege und die Alarmierung
    - 8.2 Anforderungen an die Gestaltung der Arbeitsumgebung und Arbeitsmittel
-



### 1 Geltungsbereich

Dieser Regeltext enthält Interpretationen zu Anforderungen an Einrichtungen des Kernkraftwerkes, u. a. im Hinblick auf Einwirkungen infolge eines Notstandsfalles, die Vermeidung von Mehrfachausfällen von Sicherheitseinrichtungen, die Anwendung des Einzelfehlerkonzepts sowie Vorsorgemaßnahmen bei speziellen Ereignissen.

### 2 Anforderungen zur Berücksichtigung der durch einen Flugzeugaufprall induzierten Erschütterungen

Interpretation zu Anhang 3 Nummer 4.2.2.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Die Berücksichtigung der durch einen Flugzeugaufprall induzierten Erschütterungen darf mittels eines rechnerischen Nachweises auf der Basis der für einen Flugzeugaufprall ermittelten Bauwerkantwortspektralen oder mittels eines vereinfachten Verfahrens unter Ansatz konservativer statischer Ersatzlasten erfolgen. Bei Anwendung des vereinfachten Verfahrens sind sowohl die Ersatzlasten (Beschleunigung in horizontaler und vertikaler Richtung im Frequenzbereich bis 16 Hz) als auch die zulässigen Beanspruchungen der Komponenten so festzulegen, dass ein dem Nachweis mittels Bauwerkantwortspektralen entsprechendes Sicherheitsniveau erreicht wird.

### 3 Anforderungen zur Vermeidung von Mehrfachausfällen von Sicherheitseinrichtungen

Interpretation zu den Nummern 3.1 (3) und 3.1 (5) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3 (1) Gegen Ausfälle von Sicherheitseinrichtungen infolge gemeinsamer Ursachen sind geeignete Vorkehrungen unter Anwendung der Nummern 3.1 (3) und 3.1 (5) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ zu treffen.

3 (2) Der notwendige Grad der Diversität ist entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung der Sicherheitseinrichtung festzulegen. Bei der Festlegung des Diversitätsgrades ist die Betriebserfahrung zu berücksichtigen. Bei der Festlegung des notwendigen Diversitätsgrades sind auch die erforderlichen Hilfssysteme (z. B. elektrische Energieversorgung, Kühlung, Schmiermittelversorgung, Steuerung) zu berücksichtigen.

3 (3) Sofern für mehrere Redundanten gemeinsame Einrichtungen oder Prozeduren, z. B. Prüfeinrichtungen, Prüfunterlagen, Versorgungs- oder Hilfssysteme, zum Einsatz kommen, ist sicherzustellen, dass mögliche Versagensmechanismen an diesen Einrichtungen und den verbindenden Teilen oder Fehlhandlungen, wie z. B. Bedienungs- oder Wartungsfehler, nicht zu redundanzübergreifenden Auswirkungen führen.

3 (4) Instandhaltungsmaßnahmen sind so zu organisieren und zu gestalten, dass mögliche Fehlhandlungen auf eine Redundante begrenzt bleiben. Ferner muss durch geeignete Qualitätssicherungsmaßnahmen ein redundanzübergreifender fehlerhafter Einsatz von Hilfs-, Betriebsstoffen (z. B. Kraftstoffe, Schmiermittel) oder infolge Einbaus ungeeigneter Bauteile (z. B. Dichtungen, elektrische Bauteile) verhindert werden, zum Beispiel durch zeitversetzten Einbau neuer Teile in einzelne Redundanten. Die Qualitätssicherungsmaßnahmen sind auch auf die im Lager vorhandenen Betriebsmittel, Baugruppen und Ersatzteile anzuwenden.

3 (5) Die wiederkehrenden Prüfungen von redundanten Einrichtungen sind durch geeignete Maßnahmen, z. B. zeitlich versetzte Prüfung der Redundanten, so zu gestalten, dass redundanzübergreifende Fehler frühzeitig identifiziert und beseitigt werden können.

3 (6) Änderungen an redundanten Einrichtungen oder Änderungen der Betriebsweise oder Betriebsbedingungen sollen möglichst zeitlich versetzt vorgenommen werden, um redundanzübergreifende Fehler zu vermeiden.

### 4 Anforderungen zur Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes

#### 4.1 Anforderungen im Hinblick auf die Einrichtungen zur Kühlung des Brennelementlagerbeckens

Interpretation zu Anhang 4, Nummer 2.3 (2) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Die Anforderungen der Nummer 2.3 (2) in Anhang 4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ gelten im Hinblick auf die Einrichtungen zur Kühlung des Brennelementlagerbeckens auch für die Betriebsphasen A bis D.

Hinweis:

Die Betriebserfahrung zeigt, dass eine Verfügbarmachung mindestens eines Stranges der Beckenkühlung binnen 10 Stunden erfolgen kann, wenn ausreichende Instandhaltungsressourcen (ausreichend und qualifiziertes Instandhaltungspersonal, Ersatzteilbevorratung, usw.) auf der Anlage vorhanden sind.

#### 4.2 Anwendung des Einzelfehlers auf Funktionen, die im Notstandsfall benötigt werden

Interpretation zu Anhang 4, Nummer 2.4 (2) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Funktionen, die innerhalb der ersten 30 Minuten angefordert werden und deren Wirksamkeit für die Erreichung und Aufrechterhaltung eines kontrollierten Anlagenzustandes während der 10 Stunden Autarkiezeit erforderlich sind, müssen auch unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers gewährleistet sein.

#### 4.3 Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes auf die Gestaltung von Vorsorgemaßnahmen

Interpretation zu Anhang 3, Nummer 2 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

4.3 (1) Bei der Gestaltung von Vorsorgemaßnahmen ist analog zu den Anforderungen der Nummer 1 (3), Anhang 4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ sicherzustellen, dass die Wirksamkeit einer Vorsorgemaßnahme nicht vom zufälligen Versagen eines beliebigen einzelnen Teils der technischen Einrichtungen oder vom Vorliegen eines Instandhaltungsfalles abhängt.



4.3 (2) Sofern die Vorsorgemaßnahme ganz oder teilweise auf administrativen Maßnahmen beruht, ist die Wirksamkeit dieser Vorsorgemaßnahmen durch die Erfüllung der Anforderungen gemäß Anhang 3 Nummer 2 (6) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ nachzuweisen.

### 5 Ereignisspezifische Anforderungen zum Ereignis B3-01

Interpretation zum Ereignis B3-01 „Längerfristiger Ausfall (> 30 Min) zweier Stränge der Brennelement-Lagerbeckenkühlung“ des Anhangs 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Unter einem Strang ist eine vollständige Nachkühlkette des Brennelementlagerbeckens zu verstehen. Bei dem Ereignis B3-01 ist für alle Betriebsphasen zu zeigen, dass zur Einhaltung des Schutzzieles „Kühlung der Brennelemente“ eine Begrenzung der Beckenwassertemperatur auf Werte unterhalb der Auslegungstemperatur des Beckens zur Sicherstellung seiner Integrität erreicht wird.

Ereigniseintritt ist der Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges während der Unverfügbarkeit eines zweiten Stranges aufgrund von geplanten Instandhaltungsmaßnahmen.

Hinweis:

Siehe hierzu auch Abschnitt 4.1 der Interpretation I-5.

### 6 Anforderungen an Vorsorgemaßnahmen bei speziellen Ereignissen

#### 6.1 Eintrag von Deionat oder minderboriertem Kühlmittel in den Reaktorkern

Interpretation zu den Ereignissen D3-19 und D3-20 „Eintrag von Deionat oder minderboriertem Kühlmittel in den Reaktorkern“ des Anhangs 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

6.1 (1) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorzuhalten, die sicherstellen, dass Reaktivitätsänderungen infolge des Eintrags von Deionat oder von minderboriertem Kühlmittel in den Reaktorkern auf solche Werte begrenzt bleiben, bei denen bei einem anfänglich kritischen Reaktor das sicherheitstechnische Nachweisziel für den Reaktivitätsstörfall gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Anhang 2, Tabelle 3.1b, und bei einem anfänglich unterkritischen Reaktor der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Anhang 2, Tabelle 3.1a, eingehalten wird.

6.1 (2) Mögliche Quellen für einen Deionateintrag, die potentiell eingetragene Deionatmengen und die möglichen Auswirkungen auf den Reaktorkern sind für alle Betriebsphasen zu analysieren. Dabei sind insbesondere folgende Deionatquellen zu betrachten:

##### a) äußere Deionatquellen:

- alle an den Reaktorkühlkreislauf angeschlossenen Deionat führenden Systeme,
- Wärmetauscherleckagen (Dampferzeuger, Nachkühler) und
- minderborierte Medien in angrenzenden Systemen und Behältern.

##### b) innere Deionatquellen:

- Entborierung des Kühlmittels bei „Kleinen Lecks“ (Reflux-Condenser-Betrieb) und
- Abfahren im Naturumlauf und gleichzeitig sekundärseitig isolierter Dampferzeuger.

6.1 (3) Bei der Analyse möglicher Deionateintragspfade sind auch Bedienungsfehler (z. B. fehlerhaft offen stehende Armatur der Deionatsicherung, Zuschalten von Pumpen z. B. nach Reflux Condenser Betrieb, unterlassene Kontrollen der Borsäurekonzentration in Behältern) zu berücksichtigen, soweit diese nicht durch Vorsorgemaßnahmen ausgeschlossen werden können.

6.1 (4) Unzulässige Deionateinspeisungen aus äußeren Quellen sind z. B. durch folgende Maßnahmen und Einrichtungen zu verhindern:

- a) zuverlässiges Schließen und Verriegeln aller Armaturen, über die Deionat unbeabsichtigt in den Reaktorkühlkreislauf gelangen kann,
- b) Überwachung der Borkonzentration in angrenzenden Systemen und Komponenten,
- c) direkte (und nicht errechnete) automatische kontinuierliche Überwachung der Boreinspeisekonzentration,
- d) Probenahme aus Behältern (z. B. Flutbehälter), um die ordnungsgemäße Borsäurekonzentration sicherzustellen,
- e) Vorgaben in den Betriebsvorschriften.

#### 6.2 Lecks am Flutraum oder Absetzbecken bei geöffnetem Beckenschütz

Interpretation zum Ereignis B3-03 „Lecks am Flutraum oder Absetzbecken bei geöffnetem Beckenschütz“ des Anhangs 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Mögliche Vorsorgemaßnahmen für dieses Ereignis sind z. B.:

- a) Wegabhängige Verriegelungen für Hebezeuge,
- b) Fahrwegbegrenzung für schwebende Lasten, die bei Absturz zum Auslösen von nicht beherrschbaren Ereignissen führen können,
- c) Verhindern fehlerhaft offen stehender Armaturen oder Öffnungen (z. B. Entwässerungen) durch Verriegelungen oder administrative Maßnahmen.



## 7 Anforderungen an bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten

### 7.1 Allgemeine Anforderungen an spezifische Einrichtungen

Interpretation zu Nummer 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

7.1 (1) Bei der Auslegung der baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten sind, ausgehend von den Einwirkungen, Lastfälle zu Grunde zu legen. Die Lastfälle sind insbesondere aus dem spezifizierten Betrieb der Anlage einschließlich der Prüfungen, aus der Betriebserfahrung und aus den unterstellten Ereignissen, Einwirkungen von innen und außen sowie Notstandsfällen gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Anhang 2 und Anhang 3 abzuleiten und müssen die daraus resultierenden Einwirkungen abdecken. Die Lastfälle und deren Kombinationen sind zu spezifizieren und entsprechend ihrer Charakteristik und Häufigkeit vollständig zu beschreiben.

Lastfallkombinationen sind dann zu unterstellen, wenn die zu kombinierenden Ereignisse oder Betriebsphasen in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen unterstellt werden muss. Die sich aus diesen Lastfällen ergebenden Einwirkungen sind komponentenbezogen unter Berücksichtigung der Systemtechnik auch angrenzender Systeme und des zeitlichen Verlaufs sowie der Lastabtragung der Stützkonstruktion zu beschreiben.

7.1 (2) Alle maßgebenden Einwirkungen von innen oder von außen sowie aus Notstandsfällen auf die sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen mit den daraus resultierenden mechanischen, chemischen, radiologischen und thermischen Einwirkungen, Korrosion und Erosion sind bei der Auslegung, Konstruktion, Berechnung und Instandhaltung zu berücksichtigen.

Die Oberflächen metallischer Werkstoffe müssen entsprechend den Einsatzbedingungen ausreichend gegen Korrosion geschützt und leicht dekontaminierbar sein. Zur Vermeidung von Korrosion sind die Oberflächen austenitischer Werkstoffe gegen Kontakt mit ferritischen Werkstoffen oder mit chloridhaltigen Mitteln aus der Errichtung und dem Betrieb der Anlage zu schützen.

7.1 (3) Rohrleitungsbereiche, in denen sich zwischen geschlossenen Armaturen aufgrund Erwärmung des Mediums ein Druck aufbauen kann, sind durch geeignete Einrichtungen oder Maßnahmen gegen ein Überdruckversagen abzusichern.

7.1 (4) Randbedingungen, die sich aus den Anforderungen des Strahlenschutzes, zum Beispiel für die Planung von Instandhaltungsmaßnahmen, ergeben, sind zu berücksichtigen.

7.1 (5) Alle Komponenten sind systematisch zu kennzeichnen.

### 7.2 Anforderungen an Bauwerke

Interpretation zu Nummer 3.5 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

7.2 (1) Bauwerke müssen entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung bei den zu unterstellenden Einwirkungen im erforderlichen Umfang in einem gebrauchstauglichen oder mindestens tragfähigen Zustand verbleiben. Zur Erfüllung von sicherheitstechnischen Funktionen sind zusätzlich zum Erhalt der Tragfähigkeit erforderliche Verformungsbegrenzungen und Rissbreitenbeschränkungen einzuhalten.

7.2 (2) Für die Auslegung, Funktion und Gestaltung der Bauwerke ist die Aufrechterhaltung der Funktionsfähigkeit sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a, bei Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen als maßgebende Auslegungsanforderung zu berücksichtigen.

7.2 (3) Als Grundlage der bautechnischen Auslegung sind alle Einwirkungen auf die Bauwerke so zu beschreiben und zu quantifizieren, dass sie als eindeutige Vorgabe für die Bemessung und Konstruktion der Bauwerke einschließlich der Verankerungskonstruktionen für Komponenten verwendet werden können. Bei der Auslegung sind mögliche Einwirkungen wie Bodensetzungen oder Bergschäden zu berücksichtigen.

Hinweis:

Siehe auch Nummer 4.2 sowie Anhang 3, Nummer 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“.

7.2 (4) Die Bauanschlusslasten der anlagentechnischen Komponenten sind von Verankerungs- oder Befestigungskonstruktionen sicher in das Bauwerk einzuleiten und von diesem abzutragen. Die Bauanschlusslasten der anlagentechnischen Komponenten sind für die Schnittstelle zwischen Verankerung und Komponente anzugeben.

7.2 (5) Die gegenseitige Beeinflussung von Gebäuden ist derart zu begrenzen, dass die darin untergebrachten Einrichtungen oder die Gebäude ihre sicherheitstechnischen Aufgaben erfüllen.

7.2 (6) Setzungen der Bauwerke dürfen nicht dazu führen, dass die Gebrauchstauglichkeit der Bauwerke oder die Funktion sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen beeinträchtigt wird. Bei der Verlegung von Kabeln und Rohrleitungen zwischen den Bauwerken sind Differenzsetzungen zu berücksichtigen.

7.2 (7) Sicherheitstechnisch wichtige Bauwerke sind durch entsprechende Abdichtungsmaßnahmen gegen von außen eindringendes Wasser zu schützen. Hierzu sind Wasser undurchlässige Baukonstruktionen oder äußere Bauwerksabdichtungen vorzusehen. Bauwerksabdichtungen sind insbesondere gegen Einwirkungen, resultierend aus Grundwasser, Hochwasser, Erdbeben sowie anlageninternen Störfällen einschließlich ionisierender Strahlung, auszulegen.



7.2 (8) Zur Rückhaltung radioaktiv kontaminierter Flüssigkeiten darf auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 vom Vorhandensein einer äußeren Bauwerksabdichtung kein Kredit genommen werden. Bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 darf das Vorhandensein einer funktionsfähigen äußeren Bauwerksabdichtung in Ergänzung zu den inneren Rückhaltefunktionen hinsichtlich des Austretens radioaktiv kontaminierter Flüssigkeiten berücksichtigt werden.

7.2 (9) Die Bauwerke sind hinsichtlich der Abmessungen und der Wahl der Baustoffe so zu bemessen, dass sie eine den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung entsprechende Abschirmwirkung gewährleisten.

7.2 (10) Oberflächen von Räumen, in denen mit Kontamination zu rechnen ist, sind so zu gestalten, dass sie leicht dekontaminierbar sind.

7.2 (11) In den Aufstellungsräumen für Komponenten, die radioaktive Wässer führen, sollen Raumentwässerungen vorhanden sein.

7.2 (12) Die Bauwerke müssen während ihrer gesamten Nutzungsdauer den an sie gestellten Kriterien und Anforderungen genügen.

7.2 (13) Es sind Prüf- und Überwachungsmaßnahmen, zumindest regelmäßige Begehungen und visuelle Kontrollen der Bauteiloberflächen und Verankerungen, vorzusehen. Die Ergebnisse sind zu dokumentieren. Im Abstand von zehn Jahren ist ein Bauzustandsbericht zu erstellen.

### 7.3 Anforderungen an die Auslegung der Einbauten des Reaktordruckbehälters

Interpretation zu Nummer 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Hinweis:

Unter Einbauten des Reaktordruckbehälters werden im Folgenden insbesondere verstanden:

- beim DWR:
  - oberes und unteres Kerngerüst
- beim SWR:
  - Kernmantel,
  - oberes und unteres Kerngitter,
  - Steuerstabführungsrohre,
  - Dampf-Wasserabscheider,
  - Dampftrockner,
  - Speisewasserverteiler.

7.3 (1) Bei der Auslegung der Einbauten des Reaktordruckbehälters sind alle mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen zu berücksichtigen, die während des Normalbetriebs der Anlage sowie bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a und bei Einwirkungen von innen oder von außen sowie bei Notstandsfällen auftreten können.

7.3 (2) Die Einbauten im Reaktordruckbehälter sind so auszulegen, dass bei den Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a und bei Einwirkungen von innen oder von außen sowie bei Notstandsfällen die Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien dieser Sicherheitsebenen sichergestellt ist.

Insbesondere ist sicherzustellen, dass infolge von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 und bei Einwirkungen von innen oder von außen sowie bei Notstandsfällen die mechanische Abschaltbarkeit (beim großen Leckstörfall beim DWR die dauerhafte Abschaltbarkeit) und die Kühlbarkeit des Reaktorkerns erhalten bleiben.

Hinweis:

Zum Nachweisumfang bei Lecks größer als 0,1 F siehe Anhang 2, Ereignisse D3-24 und S3-19 sowie Anlage 2 insgesamt der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“.

7.3 (3) Die Einbauten im Reaktordruckbehälter müssen allen während des Normalbetriebs (Sicherheitsebene 1) auftretenden Beanspruchungen während ihrer gesamten Einsatzdauer derart standhalten, dass die Einhaltung der Normalbetriebsbedingungen des Reaktorkerns sichergestellt ist.

7.3 (4) Es sind geeignete Maßnahmen und Einrichtungen vorzusehen, um zu verhindern, dass die Kontrolle der Reaktivität oder die Kühlung der Brennelemente durch Verunreinigungen oder lose Teile im Kühlmittel beeinträchtigt wird.

7.3 (5) Maßnahmen und Einrichtungen für eine betriebliche Schwingungs- und Körperschallüberwachung sind in sicherheitstechnisch begründetem Umfang vorzusehen.

7.3 (6) Es sind Prüfungen der Einbauten im Reaktordruckbehälter im Hinblick auf das Auftreten von Schäden und die Einhaltung der anforderungsgerechten Funktionsfähigkeit der Einbauten vorzusehen.

### 7.4 Anforderungen an Not- und Nachkühlsysteme

Interpretation zu Nummer 3.3 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Allgemeine Anforderungen

7.4 (1) Der Raum um den Reaktordruckbehälter muss beim DWR bei einem Leck am Reaktordruckbehälter mindestens bis zur Reaktorkernoberkante geflutet werden können.





Anforderungen an die Sicherstellung der Notkühlmittelvorräte

7.4 (2) Beim DWR sind die Notkühlmittelvorräte so zu bemessen,

- a) dass im Anforderungsfall eine Kühlmittelergänzung mit der Hochdruckeinspeisung so lange möglich ist, bis der Primärkreis durch entsprechende Maßnahmen (z. B. sekundärseitiges Abkühlen des Primärsystems, sukzessives Abschalten einzelner Sicherheitseinspeisepumpen bei kleinen Lecks) ein Druckniveau erreicht hat, das eine Kühlmittelergänzung durch die Niederdruckeinspeisung (aus Flutbehältern oder dem Reaktorgebäudesumpf) ermöglicht;
- b) dass nach Einspeisung der Notkühlmittelvorräte, auch bei der ungünstigsten Lecklage unter Berücksichtigung von Totvolumina im Sicherheitsbehälter, eine gesicherte Ansaugung der Niederdruck-Rückförderung aus dem Sicherheitsbehältersumpf möglich ist und die Wärmeabfuhr langfristig sichergestellt ist.

7.4 (3) Beim SWR sind die Notkühlmittelvorräte so zu bemessen, dass das Kühlmittel immer ausreichend ergänzt werden kann und eine gesicherte Ansaugung der Niederdruck-Rückförderung aus dem Sicherheitsbehältersumpf unter Berücksichtigung der Totvolumina möglich und die Wärmeabfuhr langfristig sichergestellt ist.

7.4 (4) Bei Lecks im Not- und Nachkühlsystem (DWR und SWR) an beliebiger Stelle außerhalb des Sicherheitsbehälters muss der Wasservorrat für die Kernnotkühlung ausreichend bleiben.

Hinweis:

Sofern Vorsorgemaßnahmen (VM) entsprechend den Anforderungen in Anhang 2, Nummer 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, im Not- und Nachkühlsystem (DWR und SWR) an beliebiger Stelle außerhalb des Sicherheitsbehälters realisiert sind, ist deren Versagen nicht zu unterstellen.

Anforderungen an Komponenten der Notkühlsysteme und an die Funktionalität des Sicherheitsbehälters

7.4 (5) Beim DWR ist die Kennlinie des Hochdruck-Einspeisesystems so festzulegen, dass der Kern durch Kühlmittel-einspeisung auch bei einem primärseitigen Sättigungsdruck, der nach erfolgter Reaktorschnellabschaltung auf Grund einer zuverlässigen sekundärseitigen Wärmeabfuhr maximal zu unterstellen ist, langfristig bedeckt gehalten werden kann.

7.4 (6) Die für die Wirksamkeit wesentlichen aktiven Komponenten der Nachkühlsysteme müssen während eines langfristigen Nachkühlbetriebs instand gehalten werden können.

7.4 (7) Durch die Gestaltung des Sicherheitsbehälters und seiner Einbauten ist sicherzustellen, dass im Falle eines Kühlmittelverluststörfalls das aus der Bruchstelle austretende Kühlmittel in ausreichender Menge in den Sicherheitsbehältersumpf (DWR, SWR) bzw. in die Kondensationskammer (SWR) gelangt, um einen kavitationsfreien Betrieb der Nachkühlpumpen sicherzustellen.

7.4 (8) Das Notkühlsystem ist so auszulegen, dass bei einem Kühlmittelverluststörfall nach dem Wiederauffüllen des Kerns bei „Sumpfbetrieb“ ein langfristiger Temperatur- oder Druckanstieg im Sicherheitsbehälter verhindert wird.

Anforderungen an die sekundärseitige Wärmeabfuhr

7.4 (9) Der Wasservorrat für die Notspeisung ist hinsichtlich der zu unterstellenden Störfälle konservativ zu bemessen.

Der Wasservorrat muss ausreichend sein für die Abfuhr der Nachzerfallswärme über 10 Stunden (Notstandsfälle), einschließlich der Abfuhr der Speicherwärme. Zusätzliche zur Raum- und Komponentenkühlung erforderliche Wassermengen sind bei der Ermittlung des Wasservorrats zu berücksichtigen. Für die nachfolgende Ereignisbeherrschung einschließlich des Abfahrens muss rechtzeitig eine ausreichende Wasserversorgung hergestellt werden können.

7.5 Anforderungen an Lüftungstechnische Einrichtungen

Interpretation zu Nummer 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Hinweis:

Anforderungen, die die Radiologie betreffen, sind in der Interpretation I-8 „Anforderungen an den Strahlenschutz“ angegeben.

Die Lüftungstechnischen Einrichtungen nehmen auch wichtige Aufgaben im Brandschutz wahr. Dazu gehören die Trennung der Brandabschnitte durch Brandschutzklappen und der Rauchabzug. Anforderungen dazu finden sich im Anhang 3, Nummer 3.2.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“.

7.5 (1) Das Kernkraftwerk muss über zuverlässige und wirksame Lüftungstechnische Einrichtungen für folgende Räume verfügen:

- Räume, in denen die für den bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2), die Störfallbeherrschung, bei Einwirkungen von innen oder von außen sowie aus Notstandsfällen spezifizierte Werte für die Raumluftzustände (z. B. Druck, Temperatur, Luftfeuchte) eingehalten werden müssen und dies ohne Lüftungstechnische Einrichtungen nicht möglich ist.
- Räume, in denen sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen zur Störfallbeherrschung vorhanden sind, die im Anforderungsfall mit Luft gekühlt werden müssen oder denen Luft zum Betrieb von Diesellaggregaten zugeführt werden muss.
- Räume, in denen die Luft durch ein Inertgas ersetzt ist oder in denen aus Gründen des Arbeitsschutzes und der Handlungsfähigkeit von Personen bestimmte Raumluftzustände eingehalten werden müssen.

7.5 (2) Die Lüftungstechnischen Einrichtungen sind so auszulegen und mit den Eigenschaften der übrigen Einrichtungen so abzustimmen, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a, bei Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen die hierfür jeweils als zulässig spezifizierten Werte für die Raumluftzustände eingehalten werden.



### 7.6 Anforderungen an die Druckabsicherung und Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufes und des Frischdampfsystems

Interpretation zu Nummer 3.4 (5a) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Allgemeine Anforderungen an die Druckabsicherung (Druckbegrenzung) und Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufes und des Frischdampfsystems

7.6 (1) Die Einrichtungen zur Druckbegrenzung müssen sicherstellen, dass bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a, bei Einwirkungen von innen oder von außen sowie bei Notstandsfällen die dafür anzusetzenden maximal zulässigen Spannungen der abzusichernden Systeme und Komponenten gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Anhang 2, Anlage 1 nicht überschritten werden.

7.6 (2) Die Einrichtungen zur Druckbegrenzung müssen unter den zu Grunde gelegten Bedingungen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a und den Bedingungen bei Einwirkungen von innen oder von außen sowie bei Notstandsfällen zuverlässig öffnen und schließen.

7.6 (3) Bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 darf der Ansprechdruck der Druckabsicherung des Reaktorkühlkreislaufes nicht erreicht werden.

7.6 (4) Die Aggregatzustände des abzuführenden Mediums, die sich aus den von Einrichtungen zur Druckbegrenzung zu beherrschenden Ereignissen ergeben können, sind zu berücksichtigen.

7.6 (5) Die Armaturen sind hinsichtlich der jeweilig zu erwartenden Abblasebedingungen (z. B. Aggregatzustände, Phasengemische) zu qualifizieren.

7.6 (6) Für Siedewasserreaktoren und die Sekundärseite der Druckwasserreaktoren sind zuverlässige Druckentlastungseinrichtungen vorzusehen.

7.6 (7) Einrichtungen zur Druckbegrenzung sind regelmäßig einer Funktionsprüfung zu unterziehen. Die Gestaltung und Zeitplanung der Prüfung soll zum Ziel haben, dass über das gesamte Instandhaltungsintervall ein zuverlässiger Betrieb der Einrichtungen erreicht wird.

7.6 (8) Das Ansprechen von Druckbegrenzungs- und Druckentlastungseinrichtungen von aktivitätsführenden Systemen darf nicht zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Gebäudeatmosphäre führen.

Spezifische Anforderungen an die primärseitige Druckabsicherung bei Druckwasserreaktoren

7.6 (9) Abblaseventile sind mit einer Vorabspernung zu versehen, die bei fehlerhaftem Offenbleiben des Ventils automatisch schließt. Um eine fehlerhafte Absperrung der Einrichtungen zur Druckbegrenzung auszuschließen, sind Einrichtungen vorzuhalten, die im Falle einer fehlerhaften Absperrung die Druckbegrenzungsfunktion unabhängig von den Abblaseventilen (und ihrer Ansteuerung) übernehmen.

7.6 (10) Der Ansprechdruck der Einrichtungen zur Druckbegrenzung des Reaktorkühlsystems ist zur Sprödbrechabsicherung dem Temperaturniveau des abzusichernden Systems anzupassen.

### 7.7 Anforderungen an das Druckabbausystem (SWR)

Interpretation zu Nummer 3.4 (5a) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

7.7 (1) Bei der Auslegung des Druckabbausystems sind alle Beanspruchungen aus den Sicherheitsebenen 1 bis 4a, aus Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen (insbesondere auch die dynamischen Belastungen) zu berücksichtigen. Der Sicherheitsbehälter, bestehend aus Druck- und Kondensationskammer, ist so auszuführen, dass die Funktion der Kondensationskammer bezüglich Druckabbau und Entlastung ohne Berücksichtigung des Kondensationskammer-Sprühsystems gewährleistet ist. Der dichte Abschluss zwischen Druck- und Kondensationskammer ist sicherzustellen.

7.7 (2) Innerhalb der Kondensationskammer dürfen keine Komponenten installiert werden, deren Versagen die Funktionsfähigkeit des Druckabbausystems beeinträchtigen kann.

7.7 (3) Die Absperrreinrichtungen in den Verbindungen zwischen Kondensations- und Druckkammer müssen nach abgeschlossenem Druckausgleich automatisch und zuverlässig schließen und ausreichend dicht sein. Ihre Dichtheit muss prüfbar sein. Die für den Druckausgleich nach Kühlmittelverluststörfällen vorgesehenen Absperrreinrichtungen dürfen bei betrieblichen Druckausgleichsvorgängen ansprechen.

7.7 (4) Kondensations- und Freibleasevorgänge in der Kondensationskammer dürfen keine unzulässigen Einwirkungen verursachen.

7.7 (5) Es ist nachzuweisen, dass sich bei Kühlmittelverluststörfällen in der Druckkammer gegenüber der Kondensationskammer kein Unterdruck einstellen kann, der die Kondensationskammer, ihre Funktion oder die Stahldichthaut und ihre Verankerung gefährdet.

7.7 (6) Durch Anregungen während Kühlmittelverluststörfällen und durch Abblasevorgänge dürfen keine unzulässigen Gebäudeschwingungen induziert werden.

### 7.8 Anforderungen an Stützkonstruktionen, Halterungen und Bühnen

Interpretation zu den Nummern 3.1 und 3.5 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Hinweis:

Zu den hier betrachteten Einrichtungen gehören Unterstützungen, Aufhängungen, Kabelpritschen, Ausschlagsicherungen, Kranbahnen, Bühnen und Schutzkonstruktionen mit sicherheitstechnischer Bedeutung.



7.8 (1) Stützkonstruktionen, Halterungen und Bühnen mit sicherheitstechnischer Bedeutung müssen in der Lage sein, die spezifizierten Lasten in die lastabtragende Baustruktur zu übertragen.

7.8 (2) Das Einwirkungskollektiv und die daraus resultierenden Beanspruchungen der sicherheitstechnisch wichtigen Stützkonstruktionen, Halterungen und Bühnen sind vollständig zu erfassen und bei der Auslegung dieser Einrichtungen zu berücksichtigen. Hierzu können gehören: Eigengewicht, Betriebslasten, Hebezeuglasten, Gebäudesetzungen, Prüflasten, Montagelasten, Einwirkungen von innen und von außen sowie Notstandsfälle (insbesondere induzierte Erschütterungen, Stoßbelastung, Einwirkungen aus Störungen und Störfällen).

7.8 (3) Bewegliche Teile von sicherheitstechnisch wichtigen Halterungen (zum Beispiel Federhänger, Stoßbremsen, Dämpfer) sind wiederkehrend zu prüfen. Starre Komponenten sind regelmäßigen Sichtprüfungen zu unterziehen, gegebenenfalls sind zerstörungsfreie Prüfungen durchzuführen.

7.8 (4) Temporär aufgebaute Bühnen und Tragkonstruktionen für oder im Nahbereich von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen, die gemäß den Betriebsvorschriften im jeweiligen Betriebszustand verfügbar sein müssen, müssen so gesichert sein, dass sie infolge von Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a, bei Einwirkungen von innen oder von außen sowie bei Notstandsfällen ihre Standsicherheit nicht verlieren oder der Verlust der Standsicherheit nicht zu unzulässigen Einwirkungen führt.

7.8 (5) Der mögliche Absturz von Bauteilen während des Auf- und Abbaus der temporären Einrichtungen sowie der mögliche Absturz von auf ihnen gelagerten Teilen mit der Folge einer möglichen Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen ist zu berücksichtigen.

### 7.9 Anforderungen an Armaturen

Interpretation zu Nummer 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

7.9 (1) Sind Armaturen Teil der Druckführenden Umschließung, Teil der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme oder des Sicherheitseinschlusses sind die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Nummern 3.4 und 3.6 sowie die Anforderungen der Interpretation I-2 „Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitsbehälters“ einzuhalten.

7.9 (2) Alle für die anforderungsgerechte Funktion von sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen relevanten Parameter, wie Belastungen, Beanspruchungen, Reib- und Materialeigenschaften, sind bei der Auslegung des Antriebs, des Armaturenkörpers und bei den im Kraftfluss liegenden Teilen derart zu berücksichtigen, dass auch bei Kombination der Schwankungsbreiten einzelner Parameter die Funktion mit ausreichendem Sicherheitsabstand gewährleistet ist. Dabei sind auch Halterung und Lagerung zu berücksichtigen.

7.9 (3) Für Armaturen, die bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 bis 4a im Falle eines Lecks gegen den unter den jeweiligen Bedingungen maximal möglichen Differenzdruck öffnen oder schließen müssen, ist die Funktionsfähigkeit nachzuweisen.

7.9 (4) Im Fall eines Absteuerversagens muss die Integrität von Armaturen des Sicherheitssystems erhalten bleiben. Darüber hinausgehende sicherheitstechnische Anforderungen (z. B. an die Funktionsfähigkeit) sind im Einzelfall festzulegen.

7.9 (5) Durch geeignete Maßnahmen, wie beispielsweise durch Sicherheitsventile oder konstruktive Ausführung, ist sicherzustellen, dass sich in Gehäusen von sicherheitstechnisch wichtigen Absperrschiebern kein unzulässiger Druck aufbauen kann.

### 7.10 Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Pumpen

Interpretation zu Nummer 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Hinweis:

Für Pumpengehäuse, die Teil der Druckführenden Umschließung sind oder aus anderen Gründen dem Geltungsbereich der Interpretation I-2 „Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitsbehälters“ zugeordnet werden, gelten die darin genannten Anforderungen.

7.10 (1) Pumpen müssen ihre Funktion zuverlässig unter den Bedingungen der zugeordneten Sicherheitsebenen und entsprechend ihrer Aufgabe auch bei allen für die jeweilige Funktion spezifizierten Einwirkungen von innen oder von außen sowie bei Notstandsfällen erfüllen.

7.10 (2) Die Antriebsaggregate müssen für die Umgebungsbedingungen geeignet sein. Sie müssen die erforderliche Motorleistung sowie die bei Start und maximaler Leistung erforderlichen Drehmomente aufweisen. Die Schwingungsübertragung von der Pumpe auf andere Komponenten ist zu berücksichtigen. Die Antriebsaggregate müssen entsprechend gelagert und fixiert sein.

Werden als Antriebsaggregate Dampfturbinen oder Dieselmotoren eingesetzt, sind die Anforderungen an diese Komponenten zu berücksichtigen.

7.10 (3) Getriebe und Kupplung müssen zuverlässig die erforderlichen Drehmomente übertragen. Getriebe und Kupplung, einschließlich Kühlung und Schmierung, müssen ihre Funktion bei den zu erwartenden Betriebs- und Umgebungsbedingungen erfüllen.

7.10 (4) Pumpen sind mit Einrichtungen zu versehen, mit deren Hilfe wichtige Betriebsparameter, z. B. Drücke, Durchflüsse, Temperaturen und Schwingungen, überwacht werden können.

7.10 (5) Anforderungen des Strahlenschutzes, wie Dichtheit nach außen und Dekontaminierbarkeit, sind zu berücksichtigen.



### 7.11 Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtige Wärmetauscher

Interpretation zu Nummer 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Hinweis:

Sind die Wärmetauscher Teil der Druckführenden Umschließung oder Teil der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme, gelten auch die Anforderungen der Interpretation I-2 „Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitsbehälters“.

7.11 (1) Wärmetauscher müssen die sicherheitstechnischen Anforderungen hinsichtlich Energieübertragung und Barrieren- bzw. Rückhaltefunktion unter allen spezifizierten Randbedingungen erfüllen. Dabei sind neben den Bedingungen des bestimmungsgemäßen Betriebs (Sicherheitsebenen 1 und 2), bei Störfällen, bei Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen auch besondere Randbedingungen im Zusammenhang mit Instandhaltungsmaßnahmen zu berücksichtigen (z. B. Wärmeeintrag bei isolierter Kühlwasserseite).

7.11 (2) Bei der Auslegung von Wärmetauschern sind die relevanten mechanischen und thermischen Beanspruchungen, insbesondere schnelle mechanische und thermische sowie zyklische Belastungen, zu berücksichtigen.

7.11 (3) Es ist sicherzustellen, dass sich in Wärmetauschern keine Medien oder Fremdstoffe ansammeln können, die den sicherheitstechnisch erforderlichen Wärmetransport oder die Integrität der Wärmetauscherfläche unzulässig beeinträchtigen. Dabei sind auch die besonderen Bedingungen bei Störfällen, bei Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen zu berücksichtigen.

7.11 (4) Zur Gewährleistung der für die Energieübertragung wesentlichen Parameterwerte ist ein Überwachungsprogramm für sicherheitstechnisch wichtige Wärmetauscher vorzusehen. Eine kontinuierliche Überwachung der wesentlichen Werte und Alarmgabe bei Nichteinhaltung sicherheitstechnisch wichtiger Auslegungsparameter, wie Durchflüsse oder Wärmeübertragungsleistung, ist insbesondere bei den Wärmetauschern vorzusehen, bei denen die Möglichkeit diskontinuierlicher Einwirkungen (z. B. Fremdkörpereintrag, diskontinuierliche Verschmutzungseffekte) bestehen. Dabei sind auch störfallbedingte Einwirkungen, Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen zu berücksichtigen (z. B. Eintrag von Isolierstoffen bei Kühlmittelverluststörfällen).

7.11 (5) Wärmetauscher, die neben Energieübertragung eine sicherheitstechnisch wichtige Rückhaltefunktion haben, sind hinsichtlich Leckagen zwischen den Kreisläufen zu überwachen. Die zulässigen Leckagemengen sind in den Betriebsvorschriften festzulegen.

7.11 (6) Der Zustand der Wärmetauscherrohre ist im Rahmen des Instandhaltungsprogramms unter Berücksichtigung relevanter Schadensmechanismen im erforderlichen Umfang zu überprüfen.

### 7.12 Anforderungen an Rohrleitungen und Behälter

Interpretation zu Nummer 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Hinweis:

Sind Rohrleitungen oder Behälter Teil der Druckführenden Umschließung, Teil der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme oder des Sicherheitseinschlusses, gelten auch die Anforderungen der Interpretation I-2 „Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitsbehälters“.

7.12 (1) Rohrleitungen und Behälter müssen zuverlässig die sicherheitstechnischen Anforderungen hinsichtlich des Einschlusses radioaktiver Stoffe und hinsichtlich der Aufgaben als druckführenden Komponenten unter allen spezifizierten Randbedingungen erfüllen.

7.12 (2) Rohrleitungen und Behälter, in denen sich ein Innendruck aufbauen kann (beispielsweise infolge aufgeheiztem eingeschlossenen Mediums), sind gegen unzulässige Innendrucke abzusichern.

7.12 (3) Neben den Belastungen aus Innendruck und statischen Lasten sind auch dynamische Belastungen wie ausgeprägte Schwingungen und Wärmedehnungen bei Auslegung, Konstruktion und Montage zu berücksichtigen.

7.12 (4) Die Randbedingungen, wie Zugänglichkeit, die sich aus der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen ergeben, sind zu berücksichtigen.

7.12 (5) Sicherheitstechnisch wichtige Rohrleitungen und Behälter sind grundsätzlich so zu verlegen, anzuordnen und mit Einrichtungen zu versehen, dass ein anforderungsgerechtes Füllen, Entlüften und Entwässern möglich ist und daher Kondensations- und Wasserschläge nicht auftreten können. Kann dies nicht hinreichend zuverlässig ausgeschlossen werden, sind diese Einwirkungen in der Auslegung zu berücksichtigen.

7.12 (6) Erdverlegte sicherheitstechnisch wichtige Rohrleitungen und Behälter dürfen ihre Integrität z. B. infolge Korrosion oder setzungsbedingten Belastungen nicht verlieren. Ihre Lage ist zu dokumentieren.

7.12 (7) Der Transport von Brennelement-Transportbehältern oder Brennelement-Lagerbehältern in der Anlage hat auf kurzem und sicherem Weg sowie ohne unnötige Aufenthalte auf einem festgelegten Transportweg zu erfolgen. Ein Transport über sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen hinweg ist zu vermeiden.

7.12 (8) Die Transportwege der Brennelement-Transportbehälter und Brennelement-Lagerbehälter sind so zu gestalten, dass die Behälter keinen unzulässigen Einwirkungen ausgesetzt werden.

7.12 (9) Für die Ausführung der inneren und äußeren Oberflächen sind Anforderungen an Dekontaminierbarkeit, Korrosions- und Verschleißschutz zu berücksichtigen.



### 7.13 Anforderungen an elektrische Antriebe

Interpretation zu Nummer 3.1 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

7.13 (1) Die elektrischen Antriebe, die Funktionen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a, bei Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen ausführen, müssen ihre Aufgabe auch bei den zu unterstellenden Umgebungsbedingungen, verfahrenstechnischen Belastungen und elektrischen Bedingungen erfüllen. Diese Anforderungen gelten auch für solche Antriebe, die Funktionen in den für anlageninterne Notfallmaßnahmen vorgesehene Einrichtungen ausführen.

Hinweis:

In 7.13 (1) werden die gemäß „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 3.1 (10), für den Notfallschutz vorgesehenen, also vorgeplanten, Einrichtungen angesprochen. Für die vorgeplanten und im Notfallhandbuch angesprochenen Einrichtungen wird die Kenntnis über die herrschenden Umgebungsbedingungen vorausgesetzt.

7.13 (2) Die Schutzeinrichtungen der elektrischen Antriebe sind mit den zu schützenden Antrieben und der elektrischen Energieversorgung so abzustimmen, dass sowohl die Komponenten sicher geschützt sind als auch ein ausreichender Abstand zu den ungünstigsten Betriebswerten der elektrischen Versorgung besteht. Das Ansprechen von Schutzeinrichtungen ist zu signalisieren.

7.13 (3) Einrichtungen des Aggregateschutzes sind so auszulegen, dass bei Anforderung elektrischer Antriebe durch das Sicherheitssystem der Aggregateschutz grundsätzlich nicht wirksam wird.

7.13 (4) Bei elektrischen Antrieben von Armaturen ist die Reduktion von Leistung, Moment oder Kraft infolge Eigen Erwärmung, erhöhter Umgebungstemperatur und Spannungsfall bis zum Antrieb für den jeweiligen Anforderungsfall zu berücksichtigen.

## 8 Sonstige Anforderungen

### 8.1 Anforderungen an Flucht- und Rettungswege und die Alarmierung

Interpretation zu Nummer 3.8 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

8.1 (1) Es müssen Flucht- und Rettungswege vorhanden sein, über die Personen im Gefahrenfall schnell und sicher ins Freie gelangen oder von außen gerettet werden können.

8.1 (2) Anordnung, Abmessung und Ausführung der Flucht- und Rettungswege müssen sich nach der Nutzung, Einrichtung und Grundfläche der Räume sowie nach der Zahl der in den Räumen üblicherweise anwesenden Personen richten.

8.1 (3) Es sind grundsätzlich redundant ausgeführte Alarmanlagen mit einer optischen oder akustischen Signalisierung einzurichten. In Teilbereichen kann auf die redundante Ausführung verzichtet werden, wenn ein Einzelfehler die Alarmierung nicht verhindert. Die Signalgabe muss innerhalb der Gebäude und auf dem Anlagengelände erfolgen.

8.1 (4) Das Personal ist regelmäßig über die Bedeutung der Alarmsignale, das Verhalten bei Alarmsignalen und die Benutzung von Rettungs- und Personenschutzgeräten zu unterrichten.

8.1 (5) In regelmäßigen Abständen sind Alarm- und Rettungsübungen durchzuführen. Externe Rettungsorganisationen sind in angemessenen Zeitabständen bzw. bei Bedarf in die Übungen einzubinden.

8.1 (6) Zur Information der Warte über einen Gefahrenzustand in der Anlage sowie zur Einleitung von Rettungsvorgängen müssen Kommunikationseinrichtungen in ausreichender Anzahl in der Anlage vorhanden sein.

8.1 (7) Es sind anlagen- und störfallspezifische Kriterien für die Art und den Auslösezeitpunkt der festgelegten Alarme, gegebenenfalls auch automatisch ausgelöste Alarme, aufzustellen und die erforderlichen Aktionen des Personals zu planen. Diese Aktionen sollen in mindestens halbjährlichen Zeitabständen geprobt werden.

8.1 (8) Durch Maßnahmen und Einrichtungen ist zu gewährleisten, dass dem Personal beim Ansprechen von Sicherheitsventilen innerhalb des Sicherheitsbehälters (insbesondere vor dem Ansprechen der Berstscheiben des Abblasebehälters) ausreichend Zeit zur Flucht bleibt oder unter den auftretenden Bedingungen ausreichender Schutz gewährt ist.

### 8.2 Anforderungen an die Gestaltung der Arbeitsumgebung und Arbeitsmittel

Interpretation zu Nummer 3.1 (13) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

8.2 (1) Die ergonomische Gestaltung von Arbeitsumgebung und Arbeitsmitteln muss mit geeigneten Bewertungsverfahren nachgewiesen werden. Der Nachweis soll in regelmäßigen Abständen wiederholt werden. Für die Bewertung können Simulationen, Experimente, Erfahrungen mit vergleichbaren Situationen oder eingeführte wissenschaftliche Bewertungssysteme herangezogen werden.

8.2 (2) Die für die Sicherheit des bestimmungsgemäßen Betriebs (Sicherheitsebenen 1 und 2), die Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3, von Ereignissen der Sicherheitsebenen 4b und 4c und im Falle von Einwirkungen von innen und außen sowie bei Notstandsfällen erforderliche Kommunikation innerhalb des Kernkraftwerkes und nach außerhalb muss jederzeit gewährleistet sein.

8.2 (3) Wesentliche funktionale Änderungen in der Anlage sowie ergonomische Änderungen in der Warte sollten vor Durchführung der Änderung beispielsweise mittels eines Simulators überprüft werden. Das Personal muss vor Aufnahme der Tätigkeit an der geänderten Anlage und insbesondere in der Warte im erforderlichen Umfang geschult werden.

---



### **Interpretation I-6: Anforderungen an die Handhabung und Lagerung der Brennelemente**

#### Inhalt

- 1 Geltungsbereich
  - 2 Anforderungen an die Kontrolle der Reaktivität bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen
  - 3 Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken
  - 4 Anforderungen den Strahlenschutz bei der Handhabung und Lagerung der Brennelemente betreffend
-



### 1 Geltungsbereich

Dieser Regeltext enthält Interpretationen zu Anforderungen an die Handhabung und Lagerung von Brennelementen.

### 2 Anforderungen an die Kontrolle der Reaktivität bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen

Interpretation zu den Nummern 3.10 (1) und 3.10 (2) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2 (1) Brennelemente dürfen nur in den jeweils dafür vorgesehenen Positionen oder Bereichen in den Lagereinrichtungen gelagert werden.

2 (2) Eine Fehlpositionierung eines Brennelements im Brennelement-Lagerbecken oder eine Fehlbeladung im Reaktorkern ist durch

- eine qualitätsgesicherte Planung der Umsetzungsvorgänge,
- qualitätssichernde Maßnahmen während der Umsetzungsvorgänge,
- anforderungsgerechte Lademaschinensteuerungen,
- die Schaffung tätigkeitsgerechter Voraussetzungen für die Bedienung der Handhabungseinrichtungen und
- eine zuverlässige Kommunikation zwischen allen Beteiligten

zu verhindern.

Es ist sicherzustellen, dass die geforderte Unterkritikalität nur dann verletzt werden könnte, wenn mindestens zwei, voneinander unabhängige, gleichzeitig wirkende und im bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2) nicht zu erwartende Fehler oder Fehlhandlungen eintreten.

### 3 Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken

Interpretation zu Nummer 3.10 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3 (1) Das Brennelementlagerbecken ist so auszulegen, dass Kühlmittelverluste aus dem Becken, die zu einer Nichteinhaltung von sicherheitstechnischen Nachweiszielen und Nachweiskriterien des Schutzziels „Kühlung der Brennelemente“ der Sicherheitsebene 3, siehe Anhang 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Tabelle 3.2, führen, ausgeschlossen sind. Dies gilt auch für Einwirkungen von innen oder außen sowie bei Notstandsfällen.

3 (2) Es müssen Einrichtungen vorhanden sein, die die Nachwärme in Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 3, bei Einwirkungen von innen oder von außen sowie bei Notstandsfällen zuverlässig und anforderungsgerecht aus dem Brennelementlagerbecken abführen, auch unter Berücksichtigung aller Betriebsbedingungen des Brennelementwechsels, ggf. der gleichzeitigen Erfordernis der Kühlung der Brennelemente im Reaktorkern sowie während Instandhaltungsmaßnahmen.

Die jeweils zulässigen Temperaturgrenzen dürfen auch bei maximal zulässiger Belegung des Lagerbeckens einschließlich einer Kernvollausladung nicht überschritten werden.

3 (3) Der Kühlmittelfüllstand und die Kühlmitteltemperatur im Lagerbecken müssen von der Warte aus überwachbar sein.

3 (4) Eine systemtechnische Verknüpfung der Not- oder Nachkühlung des Reaktorkerns mit der Brennelementlagerbeckenkühlung ist nur dann zulässig, wenn Störungen in den Beckenkühleinrichtungen nachweislich nicht zu einer nennenswerten Beeinträchtigung der Zuverlässigkeit der Not- und Nachkühlung führen können. Die zur Umschaltung auf die Lagerbeckenkühlung zu betätigenden Armaturen sind, soweit nicht anders ausführbar oder wenn sicherheitstechnisch nachteilig, außerhalb der Sicherheitsbehalters anzuordnen.

3 (5) Wenn die Not- oder Nachkühlung des Reaktorkerns mit der Brennelementlagerbeckenkühlung systemtechnisch verknüpft ist, dann muss ein zusätzlicher Lagerbeckenkühlstrang vorhanden sein, der allein in der Lage ist, das Brennelementlagerbecken nach Kühlmittelverluststörfällen im Reaktorkühlkreislauf zu kühlen. Dieser Strang soll, soweit möglich und sinnvoll, keine aktiven Einrichtungen innerhalb des Sicherheitsbehalters haben. Armaturen, die zur Inbetriebnahme des Strangs betätigt werden müssen, sind, soweit möglich und sinnvoll, außerhalb des Sicherheitsbehalters anzuordnen.

3 (6) Das Brennelementlagerbecken muss über ausreichende Lagerkapazitäten derart verfügen, dass eine vollständige Auslagerung des Reaktorkerns mit der dafür erforderlichen Anzahl freier Positionen im Brennelementlagerbecken jederzeit gewährleistet ist. Kurzfristig verfügbare, in das Lagerbecken einsetzbare Abstellpositionen dürfen mit herangezogen werden.

### 4 Anforderungen den Strahlenschutz bei der Handhabung und Lagerung der Brennelemente betreffend

Interpretation zu Nummer 3.11 (4) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

4 (1) Es müssen Einrichtungen für die Inspektion von Brennelementen und für die Einhaltung der radiologischen Anforderungen im Falle von betriebsbedingten Brennstabschäden vorhanden sein.

Bei einer vorübergehenden Lagerung von defekten Brennstäben im Brennelementlagerbecken ist sicherzustellen, dass keine nennenswerte zusätzliche Kontamination des Kühlmittels erfolgt.



### Interpretation I-7: Anforderungen an den Anlageninternen Notfallschutz

#### Inhalt

- 1 Geltungsbereich
  - 2 Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c
  - 3 Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes
  - 4 Anforderungen an Handlungsempfehlungen
  - 5 Anforderungen im Hinblick auf Einwirkungen von innen und außen sowie Notstandsfälle
  - 6 Anforderungen an die gefilterte Druckentlastung
  - 7 Anforderungen an das Probenahmesystem
  - 8 Anforderungen an die Notfallorganisation
  - 9 Anforderungen an Analysen zur Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes
-





### 1 Geltungsbereich

Dieser Regeltext enthält grundlegende Anforderungen an die Planung und Nachweisführung von Maßnahmen und Einrichtungen sowie an die personellen und organisatorischen Voraussetzungen des anlageninternen Notfallschutzes auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c.

### 2 Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c

Interpretationen zu den Nummern 2.1 (9), 2.1 (10) und 2.1 (13) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

2 (1) Die Sicherheitsebene 4b ist durch auslegungüberschreitende Anlagenzustände charakterisiert, die bestimmt sind durch Ausfälle von Sicherheitseinrichtungen in einem Umfang, dass die zur auslegungsgemäßen Beherrschung von Störfällen erforderliche Wirksamkeit dieser Sicherheitseinrichtungen nicht mehr gegeben ist (Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen). Auslegungüberschreitende Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4b sind z. B.:

DWR:

- Ausfall der gesamten Dampferzeuger-Bespeisung mit der Tendenz zur völligen Ausdampfung der Sekundärseiten der Dampferzeuger,
- Kühlmittelverlust mit kleinem Leckquerschnitt mit der Tendenz des Verbleibens des Kühlmitteldrucks über den Förderdruck der Hochdruck-Einspeisepumpen,
- Doppelendiger Bruch eines Heizrohres in einem Dampferzeuger und Anstieg des Frischdampfdrucks mit der Tendenz zum Ansprechen des Frischdampf-Sicherheitsventils.

SWR:

- Kühlmittelverlust mit nachfolgender Überspeisung einer Frischdampf-Leitung und der Möglichkeit von Kondensationsschlägen außerhalb des Durchdringungsabschlusses,
- Transienten mit der Tendenz des Abfallens des Reaktordruckbehälter-Füllstandes bis Kernunterkante.

DWR und SWR:

- Ausfall der gesamten Drehstromversorgung soweit nicht batterieversorgt für eine Zeitdauer bis zu 2 Stunden.

2 (2) Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4c sind an den Phänomenen bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden zu orientieren. Solche Phänomene sind z. B. gekennzeichnet durch

- Versagen des Reaktordruckbehälters bei niedrigem Druck,
- Wasserstofffreisetzung,
- Druckaufbau im Sicherheitsbehälter.

### 3 Anforderungen an die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Interpretationen zu den Nummern 2.1 (9), 2.1 (10) und 2.1 (13) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3 (1) Die Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4c ist so zu bemessen, dass die in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 2.1 (3b) angegebenen Anforderungen erreicht werden können.

3 (2) Für die auslegungüberschreitenden Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4b und Phänomene bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden der Sicherheitsebene 4c sind Kriterien für die Auswahl, die Vorbereitung, die Durchführung und die Kontrolle der Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen zu definieren. Die Auswahl der im Anforderungsfall anzuwendenden Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes soll zustandsorientiert erfolgen.

3 (3) Notfallmaßnahmen sollen so geplant werden, dass die für ihre Vorbereitung und Durchführung erforderlichen Zeiten kürzer sind als die zur Verfügung stehenden Zeiten, die sich aus den für die auslegungüberschreitenden Anlagenzustände als repräsentativ ermittelten und somit bei der Planung zugrunde gelegten Ereignisabläufe ergeben. Damit soll erreicht werden, dass notwendige Handlungsschritte gegebenenfalls wiederholt werden können.

3 (4) Die für Notfallmaßnahmen vorgesehenen Einrichtungen einschließlich der erforderlichen Versorgungseinrichtungen sind so zu konzipieren, dass für die zu Grunde zu legenden Ereignisabläufe bzw. Anlagenzustände die Notfallmaßnahmen

- unter den zu erwartenden Bedingungen auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c wirksam sind, und
- unter den besonderen Bedingungen der Notfallsituation möglichst einfach handhabbar sind.

3 (5) Für die für Notfallmaßnahmen vorgesehenen Einrichtungen bestehen keine Vorgaben zur Anwendung der Grundsätze der Redundanz, Diversität, Entmaschung und räumlichen Trennung. Es muss weder ein Einzelfehler noch ein Instandhaltungsfall unterstellt werden (Redundanzgrad  $n+0$ ).

Interpretationen zu Nummer 3.1 (10) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3 (6) Notfallmaßnahmen sollen sich an den vom Anlagenkonzept gegebenen Möglichkeiten orientieren.

3 (7) Bei Mehrblockanlagen können im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes auch verfügbare Einrichtungen des jeweils anderen Blockes verwendet werden, sofern dadurch die Sicherheit dieses Blockes nicht beeinträchtigt wird.



Interpretationen zu Nummer 3.7 (9) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

3 (8) Eingriffe in Einrichtungen, die auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a Leittechnikfunktionen ausführen, sind nach Möglichkeit im Vorfeld sorgfältig zu planen und in schriftlichen Anweisungen niederzulegen.

#### 4 Anforderungen an Handlungsempfehlungen

Interpretationen zu den Nummern 2.1 (9), 2.1 (10) und 2.1 (13) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

4 (1) Die im Rahmen von Handlungsempfehlungen in Betracht gezogenen Einrichtungen dürfen auch außerhalb ihres Auslegungsbereiches eingesetzt werden, wenn damit das Erreichen der in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 2.1 (3b) angegebenen Ziele möglich erscheint.

4 (2) In den Handlungsempfehlungen dürfen Maßnahmen zur Reparatur von Einrichtungen berücksichtigt werden.

4 (3) Die Zielsetzung von Handlungsempfehlungen besteht darin, einen anlagenspezifischen Leitfaden zur Unterstützung der Arbeit des anlageninternen Notfallstabes bei der Nutzung vorhandener Systeme, Komponenten, Ressourcen, baulicher Gegebenheiten usw. zur Schadensbegrenzung bei Unfällen mit schweren Brennelementschäden verfügbar zu haben.

4 (4) Vorrangige Ziele der Handlungsempfehlungen sind dabei:

- die Beendigung eines Kernschmelzvorganges,
- die Aufrechterhaltung der noch vorhandenen Barrieren zum Aktivitätseinschluss,
- die Begrenzung der Freisetzung von Spaltprodukten und
- die Erreichung eines langfristig kontrollierbaren Anlagenzustands.

4 (5) Handlungsempfehlungen sollen für ein breites Spektrum von Anlagenzuständen anwendbar sein.

4 (6) In den Handlungsempfehlungen sollen

- zur Bewertung des Anlagenzustands durch den Notfallstab Kriterien enthalten sein, deren Einhaltung mit der vorhandenen Instrumentierung oder durch sonstige Quellen feststellbar ist,
- alternative Möglichkeiten zur Informationsgewinnung bei teilweisem und vollständigem Ausfall der Instrumentierung als Unfallfolge angegeben werden,
- positive und negative Konsequenzen der in Frage kommenden Handlungen hinsichtlich ihrer Wirkung gegenübergestellt werden,
- zur erfolgreichen Umsetzung vorbereiteter Handlungsempfehlungen, soweit erforderlich, Entscheidungshilfen enthalten sein (z. B. Diagramme der zur Kernkühlung erforderlichen Wassermengen, Füllstandsdiagramme).

4 (7) Für die Auswahl und Anwendung einer geeigneten Handlungsempfehlung ist eine belastbare Diagnose des Anlagenzustandes basierend auf Informationen zur Verfügbarkeit von Systemen, nutzbaren Kühlmittelvorräten und Möglichkeiten für eine Energieversorgung sowie zum Zustand des Reaktorkerns und des Sicherheitsbehälters erforderlich. Bei der Diagnose sollen die Auslegungsbereiche der heranzuziehenden Messsysteme und Instrumentierungen berücksichtigt werden.

#### 5 Anforderungen im Hinblick auf Einwirkungen von innen und außen sowie Notstandsfälle

Interpretationen zu Nummer 3.1 (11) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

5 (1) In den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 3.1 (11) wird gefordert, dass die Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes, die im Falle von Einwirkungen von innen und von außen sowie bei Notstandsfällen erforderlich sein können, auch bei diesen Einwirkungen wirksam bleiben sollen. Von dieser Anforderung sind jedoch immer nur die Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes betroffen, die im Falle eines durch Einwirkungen von innen und von außen sowie durch Notstandsfälle bedingten Mehrfachversagens erforderlicher Sicherheitseinrichtungen mit der Folge eines auslegungsüberschreitenden Anlagenzustandes zur Sicherstellung der Schutzziele auf den nachfolgenden Sicherheitsebenen 4b und 4c notwendig sind.

5 (2) Bei einem nicht ausschließbaren Fehlverhalten von Sicherheitseinrichtungen gemäß den in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 4.3 (2) zu Grunde zu legenden Annahmen können sich auslegungsüberschreitende Anlagenzustände entwickeln, die die Wirksamkeit von Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes erforderlich machen. Nach den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Nummer 4.3 (1) sollen solche auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände im Rahmen einer Gesamtbetrachtung von Ergebnissen deterministischer und probabilistischer Sicherheitsanalysen, von Betriebserfahrungen, der Sicherheitsforschung sowie internationaler Empfehlungen ermittelt werden.

#### 6 Anforderungen an die gefilterte Druckentlastung

Interpretationen zu Nummer 3.6 (8) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Zur Reduzierung der bei der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters anfallenden radioaktiven Aerosole soll die Druckentlastungsleitung in einen Bereich des Sicherheitsbehälters eingebunden werden, in dem im Unfallablauf möglichst geringe luftgetragene Aerosolkonzentrationen zu erwarten sind. Beim SWR wäre das der Gasraum der Kondensationskammer und beim DWR der periphere Bereich des Sicherheitsbehälters (Betriebsräume).



### 7 Anforderungen an das Probenahmesystem

Interpretationen zu Nummer 3.7 (8) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

Es sollen Einrichtungen zur Probenahme aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre und zur Kühlmittelprobenahme vorhanden sein, um Informationen über die in den Sicherheitsbehälter bei Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 4b und 4c freigesetzten radioaktiven Stoffe zu erhalten.

### 8 Anforderungen an die Notfallorganisation

Interpretationen zu den Nummern 3.8 (5) und 3.8 (7) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

8 (1) Detailanforderungen bezüglich der Sicherheitsebenen 4b und 4c an die

- Notfallorganisation,
- Qualifikation und Schulung des vorgesehenen Personals,
- Alarmierung und Kommunikation (intern und extern),
- technische und räumliche Ausstattung der Notfallorganisation,
- Lageermittlung und -darstellung für den Notfallstab und
- Organisation und Durchführung von Notfallübungen

sind in den „Rahmenempfehlungen für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiben von Kernkraftwerken“, Empfehlung von SSK und RSK (2010), beschrieben. Eine darüber hinausgehende Erläuterung ist nicht erforderlich.

Interpretationen zu den Nummern 6 (1) bis 6 (3) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

8 (2) Anforderungen an

- die Notfallschutzdokumentation,
- die Qualifikation, Schulung und Übung und
- den Erhalt der Wirksamkeit des anlageninternen Notfallschutzes

sind ebenfalls in den „Rahmenempfehlungen für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiben von Kernkraftwerken“, Empfehlung von SSK und RSK (2010), beschrieben. Eine darüber hinausgehende Erläuterung ist nicht erforderlich.

### 9 Anforderungen an Analysen zur Wirksamkeit der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Interpretationen zu Anhang 5, Nummer 3.2.1 (6) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“

9 (1) Die Analysen zur Wirksamkeit der präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen sollen für die zu Grunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe bzw. Anlagenzustände mit geeigneten Methoden durchgeführt werden.

9 (2) Die Durchführbarkeit von Notfallmaßnahmen soll aufgezeigt und dokumentiert werden.

9 (3) Die Analysen zur Wirksamkeit präventiver und mitigativer Notfallmaßnahmen zur Einhaltung oder langfristigen Wiederherstellung des Schutzzieles „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ sollen die Einhaltung der unter Nummer 2.5 (1) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ genannten radiologischen Ziele zeigen.

Analysen der Wirksamkeit präventiver Notfallmaßnahmen

9 (4) Die Analysen zur Wirksamkeit präventiver Notfallmaßnahmen zur Einhaltung oder langfristigen Wiederherstellung des Schutzzieles „Kontrolle der Reaktivität“ sollen zeigen, dass die Aufrechterhaltung oder Wiederherstellung der erforderlichen Unterkritikalität von  $k_{\text{eff}} < 0,999$  der Brennelemente im Reaktorkern und/oder der Brennelemente im Brennelementlagerbecken erreicht wird.

9 (5) Die Analysen zur Wirksamkeit präventiver Notfallmaßnahmen zur Einhaltung oder langfristigen Wiederherstellung des Schutzzieles „Kühlung der Brennelemente“ für Brennelemente im Reaktorkern und im Brennelementlagerbecken sollen zeigen, dass schwere Kernschäden vermieden werden.

9 (6) Dazu darf für Brennelemente im Reaktorkern das Kriterium

- maximale Hüllrohrtemperatur  $< 1\ 200\ ^\circ\text{C}$

und für Brennelemente im Brennelementlagerbecken das Kriterium

- vollständige Wasserüberdeckung der Brennelemente

verwendet werden.

9 (7) Alternativ zu Nummer 9 (6) darf die ausreichende Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen des präventiven anlageninternen Notfallschutzes anhand der Erfüllung der Anforderungen der Nummer 2.2 (6) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ zu zeigen.

Analysen der Wirksamkeit mitigativer Notfallmaßnahmen

9 (8) Für Analysen zur Wirksamkeit der mitigativen Notfallmaßnahmen sind Ereignisse mit schweren Brennelementschäden im Reaktorkern oder im Brennelementlagerbecken zugrunde zu legen.



9 (9) Die Analysen zur Wirksamkeit der mitigativen Notfallmaßnahmen sollen die Aufrechterhaltung der Funktion des Sicherheitsbehälters als Barriere oder von Rückhaltefunktionen für den Fall der Lagerung bestrahlter Brennelemente außerhalb des Sicherheitsbehälters aufzeigen.

9 (10) Die Analysen zur Wirksamkeit von mitigativen Notfallmaßnahmen sollen zeigen,

- dass Verbrennungsvorgänge von Gasen ( $H_2$ , CO) im Sicherheitsbehälter entweder verhindert werden oder durch diese die Integrität des Sicherheitsbehälters nicht gefährdet wird,
- dass Verbrennungsvorgänge von Gasen ( $H_2$ , CO) (für den Fall eines außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordneten Brennelementlagerbeckens) innerhalb der umgebenden baulichen Hülle (Reaktorgebäude) entweder verhindert werden oder durch diese die Integrität der umgebenden baulichen Hülle nicht gefährdet ist.

9 (11) Die Analysen der Wirksamkeit mitigativer Notfallmaßnahmen sollen des Weiteren zeigen, dass

- ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters durch einen stetigen Druckanstieg vermieden wird,
- die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei einem Druck kleiner dem Prüfdruck des Sicherheitsbehälters eingeleitet werden kann,
- eine wirksame Druckentlastung des Sicherheitsbehälters möglich ist,
- die Anforderungen an die Filter in der Entlastungsleitung des Druckentlastungssystems des Sicherheitsbehälters eingehalten werden,
- ein Unterdruckversagen des Sicherheitsbehälters infolge der Druckentlastung verhindert wird,
- die Maßnahme der Druckentlastung des Sicherheitsbehälters gegebenenfalls unterbrochen oder wiederholt werden kann,
- Verbrennungsvorgänge von Gasen ( $H_2$ , CO) innerhalb des Systems zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bis zum Austritt in die Umgebung unterbunden werden oder die Funktion nicht beeinträchtigt wird.

Analysen der Wirksamkeit von Handlungsempfehlungen

9 (12) Die prinzipielle Eignung der in den Handlungsempfehlungen beschriebenen Tätigkeiten und genutzten Einrichtungen zur Erreichung der Schutzziele ist zu zeigen.

---



### Interpretation I-8: „Anforderungen an den Strahlenschutz“

#### Inhalt

- 1 Geltungsbereich
  - 2 Interpretationen zu Sicherheitsanforderungen
    - 2.1 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 2.5 (1)
    - 2.2 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 2.5 (2)
    - 2.3 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.7 (8) für die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage auf den Sicherheitsebenen 3 und 4
    - 2.4 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.11 (1)
    - 2.5 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.11 (2)
    - 2.6 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.11 (4)
    - 2.7 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.11 (5) für die Sammlung, Handhabung, Lagerung und Behandlung radioaktiver Abfälle und schadlos zu verwertender radioaktiver Stoffe auf den Sicherheitsebenen 1 und 2
    - 2.8 Interpretationen für Lüftungstechnische Einrichtungen auf der Sicherheitsebene 4 zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.11 (6)
    - 2.9 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 5 (1)
-



### 1 Geltungsbereich

Dieser Regeltext enthält Interpretationen zu Anforderungen des Strahlenschutzes beim Betrieb von Kernkraftwerken. Dieser Regeltext enthält Anforderungen für den radiologischen Arbeitsschutz und an die Maßnahmen und Einrichtungen im Bereich des Strahlenschutzes. Sie knüpfen einerseits konkretisierend an das Atomgesetz und die Strahlenschutzverordnung als verbindliche Rechtsgrundlagen an und berühren andererseits die Sachverhalte einschlägiger Richtlinien, Empfehlungen und Fachregeln, die ihrerseits einen höheren Detaillierungsgrad haben.

### 2 Interpretationen zu Sicherheitsanforderungen

#### 2.1 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 2.5 (1)

##### 2.1.1 Übergeordnete Interpretationen für den organisatorischen und personellen Strahlenschutz

2.1.1 (1) Die Erfahrung aus dem Betrieb der Anlage ist regelmäßig auf Möglichkeiten für eine weitere Reduzierung der Strahlenexposition des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt auszuwerten. Neben den Erfahrungen aus dem Betrieb der eigenen Anlage sind auch verfügbare Erfahrungen in vergleichbaren in- und ausländischen Anlagen zu beachten.

2.1.1 (2) Zur Reduzierung der Strahlenexposition sind neben geeigneten Arbeitsverfahren vorrangig dauerhafte Einrichtungen zum Einschluss radioaktiver Stoffe sowie zur Begrenzung und Reduzierung von Direktstrahlung, Kontaminationen und luftgetragener Aktivität vorzusehen.

Falls erforderlich, sind auch mobile Einrichtungen wie mobile Abschirmungen, Absaugungen oder Dekontaminationseinrichtungen einzusetzen.

Persönliche Schutzausrüstung (z. B. Atemschutz, Schutzkleidung) ist zu verwenden, wenn die erforderliche Schutzwirkung unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls durch die vorgenannten baulichen und technischen Mittel nicht zu erreichen ist.

##### 2.1.2 Interpretationen für den organisatorischen und personellen Strahlenschutz auf den Sicherheitsebenen 3 und 4

2.1.2 (1) Alle Tätigkeiten zur Beherrschung, zur Minderung der Auswirkungen oder zur Beseitigung der Folgen von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen auf den Sicherheitsebenen 3 und 4a sind unter Beteiligung des Strahlenschutzbeauftragten zu planen. Das Strahlenschutzpersonal ist in die Durchführung der Tätigkeiten einzubeziehen. Bei der Planung von Tätigkeiten im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c ist der Strahlenschutzbeauftragte in geeigneter Weise zu beteiligen. Das Strahlenschutzpersonal ist bei der Durchführung von Tätigkeiten im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c in geeigneter Weise einzubeziehen.

2.1.2 (2) Die für die Planung, Durchführung und Nachbereitung von Tätigkeiten im Rahmen des Betriebs der Anlage einschlägigen Strahlenschutzanforderungen sind grundsätzlich auch für Tätigkeiten zur Beherrschung, zur Minderung der Auswirkungen oder zur Beseitigung der Folgen von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 anzuwenden. Ausnahmen sind zu begründen. Insbesondere kann auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c von einzelnen Anforderungen abgewichen werden, sofern diese Abweichungen in betrieblichen Unterlagen beschrieben und begründet sind.

##### 2.1.3 Interpretationen für die Kontrolle der Aktivität und des Aktivitätsflusses auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.1.3 (1) Zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele gemäß der Nummer 2.5 (1) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ für die Sicherheitsebenen 1 und 2 sind die Quellen ionisierender Strahlung, die mit dem Betrieb der Anlage in Zusammenhang stehen, bei der Auslegung der Anlage zu identifizieren und beim Betrieb der Anlage entsprechend den Anforderungen der Strahlenschutzverordnung durch Maßnahmen und Einrichtungen unter Kontrolle zu halten.

2.1.3 (2) Der Eintrag von aktivierbaren oder aktivierten Korrosionsprodukten in das Reaktorkühlmittel ist durch die Materialauswahl sowie durch die chemische Fahrweise des Kühlmittels unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich zu halten.

Hinweis:

Insbesondere lässt sich bei der Werkstoffwahl durch die Minimierung des Kobaltgehalts und die Vermeidung des Einsatzes von Kobaltbasislegierungen eine wesentliche Senkung der Ortsdosisleistung erzielen.

2.1.3 (3) Ein Eintrag von Kernbrennstoff und Spaltprodukten sowie von Oxidschichtabplatzungen von den Brennstabhüllrohren in das Kühlmittel ist durch Qualitätssicherungsmaßnahmen bei der Fertigung und der Handhabung der Brennelemente sowie durch die Betriebsweise unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich zu halten.

2.1.3 (4) Es müssen Maßnahmen und Einrichtungen vorhanden sein, durch die Brennstabdefekte erkannt werden können. Bei der Entscheidung über einen weiteren Betrieb der Anlage mit defekten Brennstäben ist die hierdurch bedingte Strahlenexposition des Betriebs- und Instandhaltungspersonals während des laufenden Betriebs sowie bei den weiteren Brennelementwechseln zu berücksichtigen.

2.1.3 (5) Reinigungssysteme für den Reaktorkühlkreislauf und für das Brennelementlagerbecken müssen installiert sein, die bei Bedarf betrieben werden und die sowohl für gelöste als auch für ungelöste Verunreinigungen wirksam sein müssen.



2.1.3 (6) Systeme, die radioaktiv kontaminierte Medien enthalten, sind so abzudichten, dass die Weiterverbreitung von radioaktiven Stoffen vermieden wird.

2.1.3 (7) Die Wirksamkeit von Barrieren und Rückhaltefunktionen der Systeme, die radioaktiv kontaminierte Medien enthalten, ist zu überwachen. Zu diesem Zweck sind Werte für maximal zulässige Leckagen in Abhängigkeit vom jeweiligen System und vom jeweiligen Medium festzulegen.

2.1.3 (8) Radioaktiv kontaminierte Wässer (z. B. Kühlkreislauf-, Sumpf-, Labor- oder Waschwässer) sind herkunftsspezifisch zu sammeln, zu behandeln und aufzubereiten. Falls eine Weiterverwendung der Wässer in der Anlage nicht in Frage kommt, sind sie kontrolliert abzuleiten.

2.1.3 (9) Radioaktiv kontaminierte Abgase aus nuklearen Systemen sind grundsätzlich zu sammeln und entsprechend ihrer Kontamination durch Einrichtungen zur Aktivitätsrückhaltung oder Verzögerung zu behandeln. Ausnahmen sind zu begründen. Bei der Verzögerung sind solche Verzögerungszeiten einzuhalten, dass die Ableitung kurzlebiger radioaktiver Edelgase nicht nennenswert zur Strahlenexposition beiträgt.

2.1.4 Interpretationen für die Kontrolle der Aktivität und des Aktivitätsflusses auf der Sicherheitsebene 3

2.1.4 (1) Bei der Auslegung der Anlage sind die potentiellen Quellen ionisierender Strahlung, die infolge von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 anfallen können, zu identifizieren, um zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele gemäß der Nummer 2.5 (1) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ für die Sicherheitsebene 3 Maßnahmen und Einrichtungen zur Kontrolle dieser Quellen vorzusehen.

2.1.5 Übergeordnete Interpretationen für die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage

2.1.5 (1) Zur Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage sind vorzusehen:

1. Einrichtungen zur Überwachung radioaktiver Stoffe, die luftgetragen oder mit Abwasser abgeleitet oder freigesetzt werden können;
2. ortsfeste Einrichtungen zur Messung der Konzentration radioaktiver Stoffe in Kreisläufen, in denen eine entsprechende Überwachung zur frühzeitigen Entdeckung etwaiger freigesetzter radioaktiver Stoffe notwendig ist;
3. ortsfeste Einrichtungen zur Messung der Konzentration radioaktiver Stoffe in der Raumluft von Raumgruppen oder Räumen, in denen eine entsprechende Überwachung zum Schutze von Personen oder zur frühzeitigen Entdeckung etwaiger freigesetzter radioaktiver Stoffe notwendig ist;
4. ortsfeste Einrichtungen zur Messung von Ortsdosisleistungen;
5. Einrichtungen zur Messung von Personendosen, der Ortsdosisleistung und der Raumluftkonzentration an Arbeitsplätzen sowie der Kontamination von Personen und Gegenständen;
6. geeignete Laboreinrichtungen zur Auswertung und Analyse radioaktiver Proben.

Hinweis:

Für Einrichtungen der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung, die Aufgaben der Störfallinstrumentierung erfüllen, ergeben sich weitere Kriterien aus Interpretation der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ I-3 „Anforderungen an die Leittechnik und Störfallinstrumentierung“, Interpretation der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ I-4 „Anforderungen an die Elektrische Energieversorgung“

2.1.5 (2) Die Ergebnisse der Messungen der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage sind entsprechend den einschlägigen gesetzlichen oder behördlichen Vorgaben sowie nach Maßgabe der jeweils einschlägigen sicherheitstechnischen Regeln zu dokumentieren und aufzubewahren. Soweit zur Beweissicherung die Aufbewahrung von Proben erforderlich ist, sind hierzu geeignete Vorkehrungen zu treffen.

2.2 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 2.5 (2)

2.2.1 Interpretation für die Kontrolle der Aktivität und des Aktivitätsflusses auf der Sicherheitsebene 3

2.2.1 (1) Radioaktiv kontaminierte Wässer, die infolge von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 anfallen, sind innerhalb der Anlage zu sammeln. Entsprechende Maßnahmen sind vorzusehen und Einrichtungen müssen vorhanden sein, damit bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 anfallendes radioaktiv kontaminiertes Wasser nicht unkontrolliert in die Umgebung der Anlage gelangt. Im Sicherheitsbehälter freigesetzte Wässer, z. B. infolge von Ereignissen mit Kühlmittelverlust, sind bis zur weiteren Behandlung soweit wie möglich innerhalb des Sicherheitsbehälters und in den für die Kernkühlung erforderlichen Systemen einzuschließen. Die erforderliche Aufbereitung und Abgabe in der Langzeitphase hat nach einem die radiologischen Aspekte berücksichtigenden Konzept zu erfolgen.

2.2.2 Interpretationen für den baulichen und technischen Strahlenschutz auf der Sicherheitsebene 3

2.2.2 (1) Sofern zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 die Bedienung von Einrichtungen vorgesehen ist, ist ein möglichst ungehinderter Zugang zu diesen Einrichtungen sicherzustellen.

2.2.2 (2) Bei Einrichtungen, die im Rahmen der langfristigen Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 erwartungsgemäß gewartet oder instand gesetzt werden müssen, sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Abschirmung für den Instandhaltungsfall vorzusehen. Platz für erforderliche Ausbauhilfen ist vorzusehen oder es sind diese vor Ort zu installieren.

2.2.2 (3) Es sind Bereiche auf dem Betriebsgelände vorzusehen, die bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sowohl für den Aufenthalt des Personals als auch die Messung der Kontamination des Personals geeignet sind. Diese Bereiche sind zu diesem Zweck ausreichend gegen etwaige erhöhte Strahlenexpositionen und Kontaminationen zu schützen.



### 2.2.3 Interpretationen für den baulichen und technischen Strahlenschutz auf der Sicherheitsebene 4

2.2.3 (1) Einrichtungen sind so anzuordnen und wenn notwendig so abzuschirmen, dass die Durchführbarkeit von vorgeplanten Handmaßnahmen im Rahmen von Maßnahmen für die Sicherheitsebene 4 gewährleistet ist.

2.2.3 (2) Es sind Bereiche auf dem Betriebsgelände vorzusehen, die bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4 sowohl für den Aufenthalt des Personals als auch für die Messung der Kontamination des Personals geeignet sind. Diese Bereiche sind zu diesem Zweck ausreichend gegen etwaige erhöhte Strahlenexpositionen und Kontaminationen zu schützen.

2.2.3 (3) Es sind Bereiche auf dem Betriebsgelände vorzusehen, die bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4 für den Aufenthalt der mit der Bewältigung der Notfallsituation betrauten Personen der anlageninternen Notfallorganisation geeignet sind.

### 2.2.4 Übergeordnete Interpretationen für Lüftungsanlagen

2.2.4 (1) Das Kernkraftwerk ist mit zuverlässigen Lüftungstechnischen Einrichtungen für folgende Räume auszurüsten:

- Räume, in denen ohne Lüftungstechnische Einrichtungen nicht sichergestellt werden kann, dass die mit der Fortluft abzuleitende Menge der radioaktiven Stoffe in die Umgebung zur Einhaltung der einschlägigen Kriterien gemäß der Nummer 2.5 (1) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ gering gehalten wird;
- Räume, in denen die Aktivitätskonzentration in der Raumluft aus Gründen des radiologischen Arbeitsschutzes gering gehalten werden muss und dies ohne Lüftungstechnische Einrichtungen nicht sichergestellt werden kann.

Hinweis:

Weitere, sicherheitstechnische Anforderungen für Lüftungsanlagen sind in der Interpretation der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ I-5 „Anforderungen an bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten“ enthalten

2.2.4 (2) Soweit die Konzentration radioaktiver Stoffe in der Luft bestimmter Räume so groß werden kann, dass im Hinblick auf die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft zulässige Werte überschritten werden, sind für die zugehörigen Lüftungstechnischen Einrichtungen Luftfilteranlagen vorzusehen. Es ist zulässig, Lüftungstechnische Einrichtungen so zu realisieren, dass die Fortluft nur im Bedarfsfall über Filteranlagen geführt wird. Die Luftfiltereinrichtungen müssen hinreichend zuverlässig und so beschaffen sein, dass sie unter den jeweiligen Einsatzbedingungen den erforderlichen Abscheidegrad haben. Zur Überprüfung ihres Zustandes sind die erforderlichen Einrichtungen vorzusehen.

### 2.2.5 Interpretationen für Lüftungsanlagen auf der Sicherheitsebene 3

2.2.5 (1) Die Lüftungstechnischen Einrichtungen sind so auszulegen und müssen so beschaffen und mit den Eigenschaften der übrigen Einrichtungen so abgestimmt sein, dass auf der Sicherheitsebene 3 die hierfür zulässigen Werte für die Aktivitätskonzentration in der Raumluft und für die Ableitung oder etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe nicht überschritten werden. Umluftanlagen sind in geeigneter Weise mit Fortluftanlagen zu kombinieren, so dass die einschlägigen Kriterien gemäß der Nummer 2.5 (1) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ eingehalten werden. Die Fortluftanlagen und die Filteranlagen, die für den Einsatz während oder nach Ereignissen der Sicherheitsebene 3 vorgesehen sind, sind an die Notstromversorgung anzuschließen.

2.2.5 (2) Maßnahmen und Einrichtungen zur Verhinderung des Entweichens von hoher Aktivität aus dem Sicherheitsbehälter sind vorzusehen. Wird der Sicherheitsbehälter im geschlossenen Zustand belüftet, ist ein automatischer Lüftungsabschluss des Sicherheitsbehälters vorzusehen, der bei hoher Aktivität im Sicherheitsbehälter anspricht.

2.2.5 (3) Filteranlagen, die für den Einsatz während oder nach Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 zur Reinigung der Abluft und damit zur Begrenzung der Folgen des Ereignisses vorgesehen sind, sind so auszulegen, dass die gemäß den einschlägigen sicherheitstechnischen Regeln anzusetzenden Abscheidegrade für Schwebstoff, organisch gebundenes Jod und elementares Jod beim Einsatz auf der Sicherheitsebene 3 nicht unterschritten werden.

2.2.5 (4) Filteranlagen, die auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 dauernd oder zeitweise mit Abluft beaufschlagt werden und während oder nach Ereignissen der Sicherheitsebene 3 eingesetzt werden müssen, sind so zu errichten und sind so zu betreiben, dass die Unterschreitung eines bei der Planung technischer Schutzmaßnahmen gegen Ereignisse der Sicherheitsebene 3 zu Grunde gelegten Mindestabscheidegrades ausgeschlossen werden kann.

Insbesondere ist der Einfluss der Schadstoffbelastung während des Einsatzes auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 zu überwachen und ein angemessener Abstand zum Mindestabscheidegrad durch rechtzeitigen Wechsel des Filtermaterials sicherzustellen.

2.2.5 (5) Filteranlagen nach der Nummer 2.2.5 (3) sind bezüglich ihrer aktiven Komponenten (z. B. Ventilator und Nacherhitzer) mit einer Redundanz von 3 x 100 % oder 4 x 50 % und bezüglich ihrer passiven Komponenten mit einer Redundanz von 2 x 100 % (wahlweise zuschalt- und umschaltbar) auszulegen. Die Filteranlagen sind mit Einrichtungen auszustatten, die Taupunktunterschreitungen in der Filterzuluft und Kondensateinspeicherung verhindern oder auf ein Ausmaß begrenzen, das nachweisbar nicht zur Unterschreitung der geforderten Abscheidegrade führen kann. Die während oder nach Ereignissen der Sicherheitsebene 3 auftretenden Bedingungen in der Filterzuluft sind zu spezifizieren. Wenn redundante Filter in einem Raum aufgestellt werden, ist sicherzustellen, dass

- die redundanten Filter durch ein Ereignis der Sicherheitsebene 3, für dessen Beherrschung sie benötigt werden, nicht gleichzeitig ausfallen können und
- ein redundantes Filtersystem nicht durch Versagen eines anderen Filtersystems bei einem Ereignis der Sicherheitsebene 3, für dessen Beherrschung es benötigt wird, ebenfalls versagen kann.





2.3 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.7 (8) für die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage auf den Sicherheitsebenen 3 und 4

2.3 (1) Zur Überwachung der Aktivität in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 3 und 4 müssen Hochdosisleistungsmesseinrichtungen und Probeentnahmeeinrichtungen vorhanden sein, durch die

- erforderliche Informationen zur Einleitung von Notfallmaßnahmen und zur Unterstützung von Katastrophenschutzmaßnahmen zur Verfügung gestellt werden und die
- insbesondere bei Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4c eine Abschätzung der luftgetragenen Aktivität im Sicherheitsbehälter erlauben, um bei einer geplanten gefilterten Druckentlastung oder einer Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters eine Prognose zum Ausmaß der aus dem Sicherheitsbehälter freigesetzten Aktivität zu ermöglichen.

Hinweis:

Notfallmaßnahmen zur Probenahme zur Diagnose des Zustands im Sicherheitsbehälter sind zu implementieren, durch die Informationen bereitgestellt werden, die bei der Bewertung der radiologischen Auswirkungen einer gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters berücksichtigt werden (siehe Interpretation der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ I-7 „Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz“, Nummer 3.1 (2) und 3.3 (6)).

2.3 (2) Zur Bewertung der radiologischen Folgen von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 4b und 4c ist die Ortsdosisleistung an geeigneten Stellen innerhalb der Anlage (z. B. im Reaktorgebäude und bei Siedewasserreaktoren zusätzlich im Maschinenhaus) zu überwachen, so dass erforderliche Informationen zur Einleitung von Notfallmaßnahmen und zur Unterstützung von Katastrophenschutzmaßnahmen zur Verfügung gestellt werden.

2.3 (3) Bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4, bei denen die Freisetzung luftgetragener radioaktiver Stoffe in die Umgebung anders nicht bestimmt werden kann, ist die Abschätzung der Freisetzung mit Hilfe der Messergebnisse der Immissionsüberwachung in Verbindung mit der Erfassung der Ausbreitungsverhältnisse gemäß den einschlägigen sicherheitstechnischen Regeln sicherzustellen.

2.4 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.11 (1)

2.4.1 Übergeordnete Interpretation für die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung von Systemen

2.4.1 (1) Zur frühzeitigen Entdeckung etwaiger Freisetzungen radioaktiver Stoffe ist in sämtlichen Systemen, die als Barriere gegen das Entweichen radioaktiver Stoffe dienen, die Konzentration radioaktiver Stoffe zu überwachen.

2.4.2 Interpretationen für die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung von Systemen auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.4.2 (1) Die Überwachung ist so zu gestalten, dass unzulässige Änderungen der Aktivitätskonzentration in Systemen, insbesondere Aktivitätsübertritte in Systeme oder Systembereiche, die auslegungsgemäß keine radioaktiven Stoffe enthalten, zuverlässig erkannt werden.

2.4.2 (2) Die Aktivitätskonzentration ist durch kontinuierliche Messung mittels fest installierter Messeinrichtungen und durch regelmäßige Probenahme zu überwachen. Wird die Aktivitätskonzentration im Hauptkühlmittelkreislauf, in den unmittelbar mit ihm verbundenen Systemen oder in den Beckenkühl- und Reinigungskreisläufen nicht kontinuierlich sondern durch Probenahmen bestimmt, hat die Probenahme hinreichend häufig zu erfolgen.

2.4.2 (3) Bei Überschreitung vorgegebener Schwellenwerte bei den kontinuierlich messenden Einrichtungen zur Überwachung von Systemen ist eine Warnmeldung in der Warte auszulösen.

2.4.2 (4) Eine Bestimmung der Aktivitätskonzentration in den Kreisläufen durch Probenahme hat außerdem zu erfolgen, wenn Anzeichen für eine erhöhte Aktivitätskonzentration vorliegen.

2.4.3 Interpretationen für die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung von Systemen auf den Sicherheitsebenen 3 bis 4b

2.4.3 (1) Die Überwachung ist so zu gestalten, dass der durch Ereignisabläufe der Sicherheitsebenen 3 bis 4b bedingte Eintrag radioaktiver Stoffe in Systeme, die auslegungsgemäß keine radioaktiven Stoffe enthalten, erkannt wird, so dass erforderliche Maßnahmen zur Begrenzung einer hierdurch möglichen Freisetzung eingeleitet werden können und dass gegebenenfalls zur Einleitung von Notfallmaßnahmen und zur Unterstützung von Katastrophenschutzmaßnahmen erforderliche Informationen zur Verfügung stehen.

2.4.3 (2) Bei Systemen, die nach der Nummer 2.4.2 (2) durch kontinuierliche Messung zu überwachen sind, muss dies auch auf der Sicherheitsebene 3 gewährleistet sein.

2.4.4 Übergeordnete Interpretation für die Überwachung der Raumluftaktivität

2.4.4 (1) Räume oder Raumgruppen des Kontrollbereichs, die vom Betriebspersonal regelmäßig betreten werden und in denen erhöhte Raumluftkontaminationen auftreten können, sind kontinuierlich auf die Radionuklidgruppen (Edelgase, Schwebstoffe, gasförmiges Iod) zu überwachen, die jeweils auftreten können. Hierfür sind Überwachungseinrichtungen fest zu installieren, die beim Überschreiten von Schwellenwerten Warnmeldungen auslösen.

Das fest zu installierende System gibt Hinweise auf die Begehrbarkeit überwachter Bereiche, den Anlagenzustand und die Integrität der Systeme.



2.4.5 Interpretation für die Überwachung der Raumluftaktivität auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.4.5 (1) Das System ist so auszulegen, dass bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2

- a) erhöhte Aktivitätskonzentrationen in der Raumluft erkannt werden,
- b) die betroffenen Gebäude oder Raumgruppen identifiziert werden können und
- c) Undichtigkeiten an aktivitätsführenden Systemen erkannt werden (Leckageüberwachung).

2.4.6 Interpretation für die Überwachung der Raumluftaktivität auf den Sicherheitsebenen 3 und 4

2.4.6 (1) Das System ist so auszulegen, dass bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 Aktivitätsfreisetzungen in die Raumluft erkannt und räumlich zugeordnet werden können.

2.4.7 Übergeordnete Interpretationen für die Überwachung der Ortsdosisleistung (ortsfestes System)

2.4.7 (1) Zur kontinuierlichen Überwachung der Ortsdosisleistungen in Kontrollbereichen ist ein ortsfestes System vorzusehen, das beim Überschreiten von Schwellenwerten Warnmeldungen auslöst.

2.4.7 (2) Die Messwerte dieses ortsfesten Systems sind vor Ort und in der Warte anzuzeigen, und sie sind aufzuzeichnen. Die Messwerte sind auf die Überschreitung von Warnschwellen zu überwachen. Eine solche Überschreitung ist vor Ort und in der Warte optisch und akustisch zu signalisieren.

2.4.8 Interpretationen für die Überwachung der Ortsdosisleistung (ortsfestes System) auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.4.8 (1) Ortsfeste Dosisleistungsmessgeräte dieses Systems sind in solchen Bereichen der Anlage zu installieren, in denen Veränderungen der Ortsdosisleistung zu erwarten sind und Personen gewarnt werden müssen.

2.4.9 Interpretationen für die Überwachung der Ortsdosisleistung (ortsfestes System) auf der Sicherheitsebene 3

2.4.9 (1) Das System ist so auszulegen, dass es bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 Hinweise auf die Begehrbarkeit überwachter Bereiche geben kann.

2.4.9 (2) Zur Bewertung der radiologischen Folgen von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 ist die Ortsdosisleistung an geeigneter Stelle innerhalb der Anlage (z. B. im Reaktorgebäude und bei Siedewasserreaktoren zusätzlich im Maschinenhaus) zu überwachen.

2.4.10 Interpretationen für die Arbeitsplatzüberwachung und sonstige Mess- und Überwachungsaufgaben auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.4.10 (1) Für die Messaufgaben zum Schutz der Personen, die in einem Kontrollbereich tätig werden, sind an geeigneten Orten mobile Messgeräte vorzuhalten oder Einrichtungen vorzusehen, so dass Proben genommen und ausgewertet werden können:

- a) Dosisleistungsmessgeräte für
  - aa) Gamma- und Betastrahlung,
  - ab) Neutronenstrahlung,
- b) Einrichtungen zur nuklidspezifischen Erfassung von Kontaminationen z. B. durch Probenahme und Laborauswertung,
- c) Messgeräte zur Bestimmung der Oberflächenkontamination,
- d) Geräte zur Ermittlung der Aktivitätskonzentration in der Raumluft.

2.5 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.11 (2)

2.5.1 Interpretationen für Einrichtungen zur Abwasserbehandlung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.5.1 (1) Die Einrichtungen zur Abwasserbehandlung und ihre Speicherkapazität sind so zu bemessen, dass das beim Betrieb auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 in Bereichen mit offenen radioaktiven Stoffen anfallende Wasser aufgenommen und erforderlichenfalls behandelt werden kann.

2.5.1 (2) Es ist durch zuverlässige Maßnahmen und Einrichtungen sicherzustellen, dass radioaktiv kontaminiertes Wasser weder in das Erdreich und damit eventuell in das Grundwasser, noch unkontrolliert in ein nicht aktivitätsführendes System oder das Oberflächenwasser gelangen kann.

2.5.2 Interpretationen für die Überwachung der Ableitung luftgetragener radioaktiver Stoffe auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.5.2 (1) Die Einrichtungen für die Überwachung der Ableitung radioaktiver Edelgase sowie zur Bilanzierung radioaktiver Schwebstoffe und radioaktiven Iods mit der Kaminfortluft sind so auszuführen, dass eine Überwachung auch bei Ausfall einer Messeinrichtung sichergestellt ist.

2.5.3 Interpretationen für die Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sowie bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3

2.5.3 (1) Die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser ist zu überwachen. Anhand der Überwachung ist nachzuweisen, dass die genehmigten Werte für die Ableitung eingehalten werden.

Hinweis:

Gemäß der Nummer 2.1.3 (9) und 2.2.1 (1) sind die Abwässer aus Kontrollbereichen für alle Betriebszustände auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 und bei allen Ereignissen der Sicherheitsebene 3 zu sammeln und nur dann kontrolliert abzuleiten, wenn sichergestellt ist, dass festgelegte Werte der Aktivitätskonzentration im Übergabebehälter nicht überschritten werden.



2.5.3 (2) Die Abwasserableitung aus Kontrollbereichen ist mittels fest installierter Aktivitätsmessstellen zu überwachen und bei Überschreitung festgelegter Werte rechtzeitig automatisch zu unterbrechen.

2.5.3 (3) Ableitungen radioaktiver Stoffe über sonstige Systeme, die Aktivität führen können, z. B. nukleares Nebenkühlwasser, Maschinenhausabwasser, sind zu überwachen und beim Überschreiten festgelegter Aktivitätswerte zu bilanzieren.

2.5.3 (4) Das in den Vorfluter rückströmende Wasser ist kontinuierlich zu überwachen.

2.6 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.11 (4)

2.6.1 Interpretationen für den baulichen und technischen Strahlenschutz auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.6.1 (1) Bei der baulichen Gestaltung der Anlage sowie bei der Konstruktion und Anordnung insbesondere von Komponenten, die Aktivität führen, ist zu berücksichtigen, dass deren Austausch während der Betriebsdauer eines Kernkraftwerks notwendig werden kann. Daher sind zur Reduzierung der Strahlenexposition unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls Vorkehrungen dafür zu treffen, dass Komponenten unzerlegt und bei möglichst geringer Strahlenexposition ausgetauscht werden können. Die zur Erfüllung dieser Forderungen notwendigen Maßnahmen und Einrichtungen dürfen sicherheitstechnischen Erfordernissen nicht entgegenstehen; z. B. ist die Möglichkeit wiederkehrender Prüfungen der Komponenten nicht einzuschränken.

2.6.1 (2) Bei der baulichen Gestaltung der Gebäude und der Ausführung und Anordnung der Komponenten sind ausreichende Zugänglichkeit, Abschirmung der Zugangs- und Transportwege sowie geeignete Vorkehrungen für die Ausführung von Dekontaminationsarbeiten, auch an Behältern und Rohrleitungssystemen (z. B. durch mechanische Reinigung und Spülung), sicherzustellen.

2.6.2 Interpretationen für Lüftungsanlagen auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.6.2 (1) Die Lüftungstechnischen Einrichtungen sind so auszulegen und müssen so beschaffen und mit den Eigenschaften der übrigen Einrichtungen so abgestimmt sein, dass auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 die hierfür zulässigen Werte für die Aktivitätskonzentration in der Raumluft und für die Ableitung radioaktiver Stoffe nicht überschritten werden. Umluftanlagen sind in geeigneter Weise mit Fortluftanlagen zu kombinieren, so dass die einschlägigen Kriterien gemäß der Nummer 2.5 (1) der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ eingehalten werden. Fortluftanlagen, die Funktionen zur Unterdruckhaltung bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 ausführen, sind an die Notstromversorgung anzuschließen.

2.6.2 (2) In Räumen, die an die Lüftungsanlagen angeschlossen sind, ist durch Unterdruckhaltung und entsprechend gerichtete Strömungsführung oder durch Schließen geeigneter Absperrklappen ein unkontrolliertes Entweichen von Aktivität in die Umgebung zu verhindern. Die dazu notwendigen Maßnahmen müssen von der Warte aus bedienbar sein.

2.6.2 (3) Zur Vermeidung einer Verschleppung radioaktiver Stoffe durch die Raumluft ist auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 die Luft im Kontrollbereich grundsätzlich so zu führen und die Raumgruppen sind so gegeneinander und gegenüber der Atmosphäre abzudichten, dass die Luft von Räumen oder Raumgruppen geringerer Kontaminationsgefährdung zu Räumen oder Raumgruppen mit höherer Kontaminationsgefährdung geführt wird. Ausnahmen sind zu begründen.

2.6.2 (4) Die Abluft ist zu überwachen und erforderlichenfalls über Filter abzugeben. Abluft, die auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 zur Unterdruckhaltung aus Bereichen des Sicherheitsbehälters, in denen reaktorkühlmittelführende Komponenten vorhanden sind, anfällt, ist kontinuierlich durch Schwebstoff- und Iod-Sorptionsfilter zu reinigen.

2.6.3 Interpretationen für sonstige aktivitätsführende Systeme auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.6.3 (1) Aktivitätsführende Systeme sind kontrolliert zu entlüften. Soweit in Systemen nennenswerte Ansammlungen von Spalt- und Radiolysegasen vorkommen können, sind diese an das Abgassystem anzuschließen. Die übrigen Systeme sind an die Systemabluft anzuschließen.

2.6.3 (2) Einrichtungen zur Druckbegrenzung an Systemen, die kontaminierte Medien enthalten, und die aufnehmenden Systeme oder Raumbereiche sind so auszulegen, dass bei einem Ansprechen die in die aufnehmenden Systeme oder Raumbereiche entwichenen Medien kontrolliert abgeführt werden können.

2.7 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.11 (5) für die Sammlung, Handhabung, Lagerung und Behandlung radioaktiver Abfälle und schadlos zu verwertender radioaktiver Stoffe auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.7 (1) Radioaktive Abfälle und schadlos zu verwertende radioaktive Stoffe sind entsprechend dem für sie vorgesehenen weiteren Umgang grundsätzlich getrennt zu sammeln und aufzubewahren. Ausnahmen sind zu begründen.

Insbesondere sind Stoffe, die nach den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung zur Freigabe vorgesehen oder freigegeben sind, zur Vermeidung von Kontaminationen getrennt von anderen radioaktiven Stoffen zu sammeln und aufzubewahren.

2.8 Interpretationen für Lüftungstechnische Einrichtungen auf der Sicherheitsebene 4 zu Sicherheitsanforderung Nummer 3.11 (6)

2.8 (1) Lüftungstechnische Einrichtungen, die für den Einsatz im Rahmen von Maßnahmen auf der Sicherheitsebene 4 vorgesehen sind, sind so zu konzipieren, dass sie ihre für die Durchführung der Maßnahmen benötigten Funktionen erfüllen.



2.8 (2) Filteranlagen, die für den Einsatz zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei Anlagenzuständen auf der Sicherheitsebene 4c vorgesehen sind, sind so auszulegen, dass folgende Abscheidegrade nicht unterschritten werden:

- Schwebstoffe:  $\eta = 99,9 \%$
- elementares Iod:  $\eta = 90 \%$

Die Funktionsfähigkeit der Filteranlagen für die zu Grunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe und Phänomene gemäß Abschnitt 2 der Interpretation der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ I-7 „Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz“ ist sicherzustellen.

2.9 Interpretationen zu Sicherheitsanforderung Nummer 5 (1)

2.9.1 Interpretation für die Berechnung der radiologischen Auswirkungen zum Nachweis der Begrenzung der Strahlenexposition auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

2.9.1 (1) Für Planungszwecke sind zur Berechnung der Strahlenexposition durch Direktstrahlung in der Umgebung der Anlage Annahmen, Parameter und Rechenmodelle zu verwenden, durch die für die zu berechnende Strahlenexposition ein konservatives Ergebnis ermittelt wird.

Hinweis:

Für Planungszwecke gelten für die Berechnung der Strahlenexposition auf Grund der Ableitung radioaktiver Stoffe beim Betrieb der Anlage auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 die nach den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung erlassenen allgemeinen Verwaltungsvorschriften.

2.9.2 Interpretationen für die Berechnung der radiologischen Auswirkungen zum Nachweis der Begrenzung der Strahlenexposition auf der Sicherheitsebene 3

2.9.2 (1) Die möglichen radiologischen Auswirkungen sind für die Ereignisse der Sicherheitsebene 3 zu berechnen, für die gemäß den nach Anhang 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“: „Zu berücksichtigende Ereignisse“ die Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele nachzuweisen ist und die entsprechend der Nummer 2 (4) des Anhangs 2 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“: „Zu berücksichtigende Ereignisse“ als repräsentativ für diesen Nachweis ermittelt worden sind. Bei der Berechnung sind in der Regel die Annahmen, Parameter und Rechenmodelle zu Grunde zu legen, die in den einschlägigen Störfallberechnungsgrundlagen festgelegt sind.

2.9.2 (2) Andere Parameter und Rechenmodelle können verwendet werden, wenn die Auslegungsmerkmale des Kernkraftwerks, die Eigenschaften des jeweiligen Standortes oder die Freisetzungs- und Ausbreitungsbedingungen dies rechtfertigen. Abweichungen von den Störfallberechnungsgrundlagen sind im Einzelnen zu begründen; dabei ist nachzuweisen, dass die anderen Parameter und Rechenmodelle den tatsächlichen Gegebenheiten des jeweiligen Einzelfalles besser entsprechen.

2.9.2 (3) Für die Berechnung sind Annahmen, Parameter und Rechenmodelle zu verwenden, mit denen die zu erwartende Strahlenexposition in der Umgebung der Anlage in einer für Planungszwecke hinreichend konservativen Weise ermittelt wird.

2.9.2 (4) Dazu sind belegte Annahmen über die Anfangszustände und Eigenschaften der Anlage (z. B. bezüglich Aktivitätsinhalt, Leckraten, Wirkungsgrad von Reinigungs- oder Rückhalteeinrichtungen), über die Aktivitätsfreisetzung in die einschließenden Systeme, über die Ablagerungsprozesse an den Einbauten und über den zeitlichen Verlauf von Leck- oder Ausströmraten für die einschließenden Systeme sowie realistische Annahmen, Rechenmodelle und Parameter zu Ereignisablauf, Freisetzung und Ausbreitung radioaktiver Stoffe zu Grunde zu legen und hierbei – soweit möglich – beobachtete Häufigkeitsverteilungen heranzuziehen.

Bei Anwendung vereinfachter Berechnungsverfahren sind die Annahmen, Rechenmodelle und Parameter so festzulegen, dass gemäß der Nummer 2.9.2 (3) ein konservatives Gesamtergebnis ermittelt wird.

Alternativ ist bei Verwendung realistischer Annahmen, Rechenmodelle und Parameter der Nachweis eines Abdeckungsgrades von mindestens 95 % des Streubereichs der zu erwartenden Strahlenexposition unter Quantifizierung der Unsicherheiten zulässig. Der Nachweis eines Abdeckungsgrades von mindestens 95 % des Streubereichs ist auch für Zwischenergebnisse von Teilschritten der Analyse (z. B. für die Berechnung der Aktivitätsfreisetzung und/oder die Berechnung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe) ausreichend, wenn belegt wird, dass durch die gewählte Kombination aus realistischen und konservativen Teilschritten der Analyse für die zu erwartende Strahlenexposition ein konservatives Gesamtergebnis ermittelt wird.

Hinweis:

Für eine Nachweisführung unter Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten gelten die Kriterien gemäß Anhang 5 Nummer 3.3, für eine abdeckende Nachweisführung die dortigen Kriterien in Nummer 3.4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“.

2.9.2 (5) Parameter für die Berechnung der Aktivitätsfreisetzung, deren Werte stark streuen können, sind

- konservativ abzuschätzen oder
- so zu wählen, dass die aus der Freisetzung zu berechnende nuklidspezifische Aktivitätskonzentration und Kontamination in der Umgebung der Anlage mindestens 95 % der Streubereiche abdecken oder
- unter Beachtung der folgenden Bedingungen anhand ihrer beobachteten Häufigkeitsverteilung festzulegen.

2.9.2 (5a) Es müssen gesicherte Verteilungsfunktionen der Parameter vorliegen; dazu gehört auch die Gewinnung der Messwerte in einer repräsentativen zeitlichen Verteilung.



2.9.2 (5b) Die für die Berechnung der Aktivitätsfreisetzung verwendeten Parameterwerte müssen 95 % der Verteilung der Messwerte abdecken.

2.9.2 (5c) Wenn für den jeweiligen Standort geeignete meteorologische Daten vorliegen, kann das statistische Rechenverfahren auch bei der Ermittlung der Ausbreitungsparameter angewendet werden.

2.9.2 (6) Bei der Berechnung der möglichen radiologischen Auswirkungen von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sind Freisetzungen radioaktiver Stoffe über den Abluftpfad zu berücksichtigen.

2.9.2 (7) Die Strahlenexposition ist über die Expositionspfade äußere Bestrahlung, Inhalation und Ingestion zu ermitteln. Bei der Berechnung der Strahlenexposition ist den Nutzungseinschränkungen nach Eintritt eines Ereignisses der Sicherheitsebene 3 Rechnung zu tragen.

Hinweis:

Annahmen zum Verzehrverhalten und zu Nutzungseinschränkungen sind in den Störfallberechnungsgrundlagen festgelegt (siehe Nummer 2.9.2 (1)).

2.9.2 (8) Die Berechnung der radiologischen Auswirkungen von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 kann unter Berücksichtigung der zur Schadensminderung beitragenden betrieblichen Einrichtungen vorgenommen werden, sofern diese Einrichtungen nach geltenden Regeln und Richtlinien hergestellt und betrieben werden, sofern sie geeignete Qualitätsmerkmale hinsichtlich ihrer Auslegung und Betriebsbewährung besitzen und wenn sie nicht von den Folgen des jeweiligen Ereignisses in ihrer Funktionsfähigkeit beeinträchtigt werden.

Hinweis:

Entsprechend den Störfallberechnungsgrundlagen kann bei der Berechnung der radiologischen Auswirkungen von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 davon ausgegangen werden, dass die erste Anregung des Reaktorschutzsystems oder die erste Anregung der Reaktorschneidabschaltung wirksam wird, soweit dies nicht vom jeweiligen Ereignis selbst beeinträchtigt wird.

2.9.2 (9) Ein über die Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, Anhang 4 „Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums und für die Instandhaltung“, Kapitel 1 und 2 hinausgehender Einzelfehler zur Verschärfung der jeweiligen Randbedingungen in der Analyse zum Nachweis der Begrenzung der Strahlenexposition für die Bevölkerung ist nicht zu unterstellen.

Hinweis:

Für den Nachweis der Begrenzung der Strahlenexposition für die Bevölkerung auf der Sicherheitsebene 3 gemäß den Anforderungen der Strahlenschutzverordnung sind weitere Randbedingungen, siehe Anhang 5, Nummer 3.2.4 der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ festgelegt.

---