

Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke

REVISION D

APRIL 2009

- A MODUL 1 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien" Seite 3 bis 23**
- B MODUL 2 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns" Seite 24 bis 36**
- C MODUL 3 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse" Seite 37 bis 102**
- D MODUL 4 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses" Seite 103 bis 135**
- E MODUL 5 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung" Seite 136 bis 152**
- F MODUL 6 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation" Seite 153 bis 167**
- G MODUL 7 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz" Seite 168 bis 177**
- H MODUL 8 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für das Management der Sicherheit" Seite 178 bis 192**
- I MODUL 9 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den Strahlenschutz" Seite 193 bis 217**
- J MODUL 10 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" Seite 218 bis 258**
- K MODUL 11 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Handhabung und Lagerung der Brennelemente" Seite 259 bis 269**
- L MODUL 12 "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Elektrische Energieversorgung" Seite 270 bis 274**
- M BEGRIFFSBESTIMMUNGEN "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke-
Begriffsbestimmungen" Seite 275 bis 292**

A

MODUL 1

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Grundlegende Sicherheitskriterien"**

Inhaltsübersicht

0 Grundsätze

1 Organisatorische Kriterien

2 Technisches Sicherheitskonzept

2.1 Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen

2.2 Konzept des gestaffelten Einschlusses der radioaktiven Inventare (Barrierenkonzept)

2.3 Konzept der Grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele)

2.4 Radiologische Sicherheitsziele

3 Technische Kriterien

3.1 Übergreifende Kriterien

3.2 Kriterien für die Auslegung des Reaktorkerns und der Abschaltanlagen

3.3 Kriterien für die Einrichtungen zur Kühlung der Brennelemente

3.4 Kriterien für die Druckführende Umschließung und die drucktragende Wandung von

Komponenten der Äußeren Systeme

3.5 Kriterien für bauliche Anlagenteile

3.6 Kriterien für den Sicherheitsbehälter

3.7 Kriterien für die Leittechnik

3.8 Kriterien für Warten

3.9 Kriterien für die elektrische Energieversorgung

3.10 Kriterien für die Handhabung und Lagerung der Brennelemente

3.11 Kriterien für den Strahlenschutz

4 Zu berücksichtigende Betriebszustände und Ereignisse

4.1 Betriebszustände, Störungen und Störfälle

4.2 Notstandsfälle

4.3 Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen

4.4 Unfälle mit schweren Kernschäden

5 Kriterien für Dokumentation, Betriebsreglement und Nachweisführung

0 Grundsätze

Das grundlegende Sicherheitsziel ist der Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung. Dieses Ziel gilt für alle Aktivitäten von der Planung über Errichtung und Betrieb bis zum Rückbau eines Kernkraftwerks.

Die Verantwortung für die Gewährleistung der Sicherheit trägt der Genehmigungsinhaber. Er gibt der Einhaltung des Sicherheitsziels Vorrang vor der Einhaltung anderer betrieblicher Ziele.

Die Grundlage für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken ist das sicherheitsgerichtete Zusammenwirken personeller, technischer und organisatorischer Faktoren (Mensch-Technik-Organisation). Die Vernetzung dieser Faktoren mit dem Ziel eines sicherheitsgerichteten Handelns ist auch Grundlage für eine hohe Sicherheitskultur. Diese aufrecht zu erhalten und stetig zu verbessern ist Aufgabe des Genehmigungsinhabers.

1 Organisatorische Kriterien

1 (1) Genehmigungsinhaber mit hoher Sicherheitskultur betreiben ein Sicherheitsmanagement, das die Ziele und Aktivitäten aller Unternehmensbereiche zur Gewährleistung eines sicheren Betriebs zusammenfasst. Das Unternehmen des Genehmigungsinhabers ist als lernendes System organisiert.

Das Sicherheitsmanagement umfasst die Gesamtheit der Tätigkeiten und Prozesse zur sachgerechten Planung, Organisation, Leitung und Kontrolle von Personen und Arbeitsaktivitäten. Die Zielsetzungen des Sicherheitsmanagements sind

- die Gewährleistung der Sicherheit,
- die stetige Verbesserung der Sicherheit sowie
- die Förderung der Sicherheitskultur.

Das Sicherheitsmanagement fördert das selbstkritische Verhalten und die kritisch hinterfragende Grundhaltung aller Mitarbeiter sowie den vertrauensvollen Umgang in allen Bereichen innerhalb des Unternehmens des Genehmigungsinhabers.

Die Realisierung der Zielsetzungen des Sicherheitsmanagements erfordert die Gewährleistung einer hohen Qualität der sicherheitsrelevanten Infrastruktur, Tätigkeiten und Prozesse, einschließlich der Zuverlässigkeit, der Fachkunde und der sozialen Kompetenz des Personals.

1 (2) Die Realisierung des Sicherheitsmanagements erfordert ein Managementsystem, das alle Regelungen und organisatorischen Hilfsmittel zur Abwicklung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse integriert.

1 (3) Die Abgrenzungen und die Schnittstellen sowie das Zusammenwirken und die Wechselwirkungen im Managementsystem des Unternehmens des Genehmigungsinhabers sind so festgelegt und geregelt, dass das Sicherheitsziel nicht durch andere Unternehmensziele beeinträchtigt wird. In entsprechender Weise ist das Verhältnis zu externen Organisationen geregelt.

Das Managementsystem ist geeignet, frühzeitig Hinweise auf eine mögliche Beeinträchtigung der Sicherheit zu geben.

Das Managementsystem ist als geschlossener Managementzyklus gestaltet. Dieser wird auch auf alle Tätigkeiten und Prozesse des Managementsystems angewendet.

1 (4) Das Managementsystem erfüllt folgende Kriterien:

- a) Die Sicherheitspolitik demonstriert das Bekenntnis des Genehmigungsinhabers zu einer hohen Sicherheitskultur. Sie stellt den Vorrang der Sicherheit vor allen anderen Unternehmenszielen heraus. Zur Umsetzung der Sicherheitspolitik werden eindeutige, messbare und widerspruchsfreie Sicherheitsziele entwickelt sowie die Maßnahmen zur Erreichung dieser Ziele abgeleitet.

- b) Die erforderlichen materiellen, personellen und finanziellen Ressourcen zum Erreichen der Sicherheitsziele sind bereitgestellt. Diese Ressourcen umfassen:
 - die Infrastruktur einschließlich der sicher zu betreibenden Anlage,
 - eine ausreichende Anzahl von geeigneten und qualifizierten Personen mit der erforderlichen Zuverlässigkeit, Fachkunde (fachliche Qualifikation und praktische Erfahrung) und den sozialen Kompetenzen; die Entwicklung der Fachkunde durch Ausbildung, Schulung und Weiterbildung wird gewährleistet,
 - angemessene Finanzmittel, um die Sicherheit des Kernkraftwerks während seiner gesamten Betriebsdauer zu unterstützen,
 - ergonomisch angemessene Arbeitsumgebungen und Arbeitsbedingungen sowie
 - die geregelte Zusammenarbeit mit externen Organisationen.
- c) Aufgaben und Befugnisse (Entscheidungs- und Weisungsbefugnisse) und somit die Verantwortlichkeiten sind innerhalb des Unternehmens des Genehmigungsinhabers bis hinunter auf die Ausführungsebene eindeutig zugeordnet, mit den Betroffenen abgestimmt sowie bekannt gemacht und umgesetzt. Eine lückenlose Verantwortungsdelegation ist gewährleistet.
- d) Alle sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse werden mit hoher Qualität geplant, durchgeführt, überwacht und gegebenenfalls verbessert. Die Schnittstellen zwischen den Tätigkeiten bzw. Prozessen sind festgelegt.
- e) Es ist sichergestellt, dass sicherheitsrelevante Tätigkeiten nur durch hierfür geeignetes Personal durchgeführt werden.

1 (5) Das Managementsystem wird in geeigneten Abständen sowie bei Vorliegen wesentlicher neuer Erkenntnisse überprüft und gegebenenfalls verbessert.

1 (6) Planung, Durchführung, Überprüfung und Verbesserung des Managementsystems werden systematisch und nachvollziehbar dokumentiert.

2 Technisches Sicherheitskonzept

2 (1) Zum sicheren Einschluss der im Kernkraftwerk vorhandenen radioaktiven Stoffe ist ein in die Tiefe gestaffeltes Sicherheitskonzept realisiert, welches die Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele (siehe Abschnitt 2.4) verbindet mit dem mehrfachen Einschluss der radioaktiven Stoffe durch Barrieren, unterstützt durch Rückhaltefunktionen (siehe Abschnitt 2.2) und dem Schutz der Barrieren und Rückhaltefunktionen durch Maßnahmen und Einrichtungen auf mehreren, gestaffelten Sicherheitsebenen (siehe Abschnitt 2.1).

2.1 Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen

2.1 (1) Der Einschluss der im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffe ist sichergestellt.

Zur Erreichung dieses Ziels ist ein Sicherheitskonzept umgesetzt, bei dem Maßnahmen und Einrichtungen gestaffelten Sicherheitsebenen zugeordnet sind, welche durch die folgenden Anlagenzustände charakterisiert sind:

- Sicherheitsebene 1: Normalbetrieb (Bestimmungsgemäßer Betrieb)
- Sicherheitsebene 2: anomaler Betrieb (Störung) (Bestimmungsgemäßer Betrieb)
- Sicherheitsebene 3: Störfälle
- Sicherheitsebene 4a: sehr seltene Ereignisse
- Sicherheitsebene 4b: Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen
- Sicherheitsebene 4c: Unfälle mit schweren Kernschäden (Ziel hierbei ist es, den Einschluss der radioaktiven Stoffe soweit als möglich aufrecht zu erhalten).

2.1 (2) Darüber hinausgehend sind für Unfälle mit schweren Kernschäden, bei denen sich erhebliche Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung mit den Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes nicht vermeiden oder begrenzen lassen, Maßnahmen zur Unterstützung des Katastrophenschutzes geplant, Sicherheitsebene 5.

H i n w e i s: Diesbezügliche Anforderungen sind in den Katastrophenschutzregelungen der Bundesländer enthalten.

2.1 (3a) Das Sicherheitskonzept ist präventiv gestaltet. Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, die

- auf der Sicherheitsebene 1 das Eintreten von Störungen und Störfällen vermeiden, von Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen verhindern,
- auf der Sicherheitsebene 2 eintretende Störungen beherrschen, das Eintreten von Störfällen vermeiden, das Eintreten von Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen verhindern,
- auf der Sicherheitsebene 3 Störfälle beherrschen, das Eintreten von Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen verhindern,
- auf der Sicherheitsebene 4a Auswirkungen von sehr seltenen Ereignissen beherrschen,
- auf der Sicherheitsebene 4b bei Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen schwere Kernschäden vermeiden (präventive Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes).

2.1 (3b) Auf der Sicherheitsebene 4c sind Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorgesehen, die bei Unfällen mit schweren Kernschäden die Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung so weit wie möglich begrenzen (mitigative Maßnahmen).

2.1 (4) Das gestaffelte Sicherheitskonzept ist für alle Betriebsphasen unter Berücksichtigung der jeweiligen Besonderheiten der verschiedenen Betriebsphasen umgesetzt.

2.1 (5) Auf den Sicherheitsebenen 2 und 3 sind Maßnahmen und Einrichtungen derart vorgesehen, dass beim Versagen von Maßnahmen oder Einrichtungen auf den Ebenen 1 oder 2 die Maßnahmen und Einrichtungen auf der nachfolgenden Sicherheitsebene unabhängig von den Maßnahmen und Einrichtungen anderer Sicherheitsebenen den sicherheitstechnisch geforderten Zustand der Anlage herstellen.

Maßnahmen und Einrichtungen, die auf allen oder mehreren dieser Sicherheitsebenen wirksam sein müssen, sind für die aus diesen Ebenen resultierenden Einwirkungen gemäß den für diese Ebenen geltenden Kriterien ausgelegt.

2.1 (6) Es ist sichergestellt, dass ein einzelnes technisches Versagen oder menschliches Fehlverhalten auf einer der Sicherheitsebenen 1 bis 3 die Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der nächsten Ebenen nicht gefährdet.

2.1 (7) Bei Inanspruchnahme von Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 2 oder 3 beim Nachweis der Erfüllung von Kriterien vorgelagerter Sicherheitsebenen ist gezeigt, dass

- andere technische Lösungen nicht sinnvoll sind und
- nachteilige Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der in Anspruch genommenen Maßnahmen und Einrichtungen für die Ereignisbeherrschung ausgeschlossen sind.

2.1 (8) Auf der Sicherheitsebene 4 werden neben den eigens auf dieser Ebene vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen auch jeweils geeignete Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 genutzt.

2.1 (9) Die auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c eigens für den anlageninternen Notfallschutz vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen werden auf den anderen Sicherheitsebenen auslegungsgemäß nicht herangezogen.

2.1 (10) Qualität und Zuverlässigkeit aller Einrichtungen des Kernkraftwerks entsprechen ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung.

Alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen sind hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung klassifiziert. Die in den spezifizierten Klassen geltenden Kriterien für Qualität und Zuverlässigkeit sind definiert und enthalten insbesondere Angaben über die einzuhaltenden Vorgaben im Hinblick auf Auslegung, Fertigung, Umgebungs- und Wirksamkeitsbedingungen, Notstromversorgung und die dauerhafte Aufrechterhaltung der Qualität.

- Von höchster sicherheitstechnischer Bedeutung und entsprechend klassifiziert sind:
 - a) Einrichtungen, deren Versagen zu nicht beherrschbaren Ereignisabläufen führt und
 - b) Einrichtungen, die zur wirksamen und zuverlässigen Störfallbeherrschung erforderlich sind, einschließlich der hierfür notwendigen Hilfs- und Versorgungssysteme.
- Von abgestufter sicherheitstechnischer Bedeutung und entsprechend klassifiziert sind:
 - c) Einrichtungen, die zur wirksamen und zuverlässigen Störfallvermeidung erforderlich sind, einschließlich der hierfür notwendigen Hilfs- und Versorgungssysteme.
 - d) Einrichtungen zur Einhaltung und Überwachung festgelegter radiologischer Werte, insbesondere durch Aufrechterhaltung der erforderlichen Wirksamkeit von Barrieren und Rückhaltefunktionen.
 - e) Einrichtungen zur Durchführung von Aufgaben mit sicherheitstechnischer Bedeutung, die nicht den vorgenannten Klassen zugeordnet sind.

2.1 (11) Die Maßnahmen und Einrichtungen aller vier Sicherheitsebenen sind in den unterschiedlichen Betriebsphasen gemäß den darin spezifizierten Kriterien grundsätzlich verfügbar. Unverfügbarkeiten sind in Abhängigkeit ihrer sicherheitstechnischen Auswirkungen befristet, die dabei einzuhaltenden Bedingungen sind spezifiziert.

2.1 (12) Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a erfüllen hohe Anforderungen an die Qualität und Zuverlässigkeit der Planung, Implementierung und Durchführung der Maßnahmen bzw. der Auslegung, Fertigung, Errichtung und des Betriebs der Einrichtungen.

Für die eigens vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 4b und 4c gelten abgestufte Anforderungen.

2.1 (13) Zur Unterstützung des Katastrophenschutzes sind Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage vorgesehen, um die Folgen von Unfällen mit potenziellen oder tatsächlich eingetretenen Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung festzustellen und ihre Auswirkungen auf Mensch und Umwelt soweit wie möglich zu vermindern (Sicherheitsebene 5).

Die im Notfall zu ergreifenden Maßnahmen werden regelmäßig geprobt.

Der Genehmigungsinhaber wirkt bei der behördlichen Katastrophenschutzplanung mit und stellt eigene Vorsorge- und Schutzmaßnahmen auf, die in den Betriebsvorschriften der Anlage erfasst sind.

2.2 Konzept des gestaffelten Einschlusses der radioaktiven Inventare (Barrierenkonzept)

2.2 (1) Der Einschluss der im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffe wird durch gestaffelte Barrieren sowie durch Rückhaltefunktionen sichergestellt. Die Barrieren und Rückhaltefunktionen sind insgesamt so ausgelegt und werden während der gesamten Betriebsdauer in einem solchen Zustand gehalten, dass bei allen Ereignissen bzw. Anlagenzuständen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen im Zusammenwirken mit den Maßnahmen und Einrichtungen der jeweiligen Sicherheitsebenen und den dabei auftretenden mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen die jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien sowie die unter dem Abschnitt 2.4 angegebenen radiologischen Sicherheitsziele eingehalten werden.

2.2 (2) Wenn auf Grund geplanter betrieblicher Vorgänge Barrieren nicht wirksam sind, sind zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele (siehe in der Nummer 2.4 (1)) andere Maßnahmen und Einrichtungen verfügbar, die eine den jeweiligen Bedingungen entsprechende wirksame und zuverlässige Rückhaltefunktion sicherstellen.

2.2 (3) Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sind neben den Rückhaltefunktionen zur Erfüllung der radiologischen Sicherheitsziele folgende Barrieren wirksam:

- a) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktorkern:
 - 1. die Brennstabhüllrohre, abgesehen von zulässigen, betrieblich bedingten Hüllrohrschäden,
 - 2. die druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels, sofern der Reaktorkühlkreislauf nicht plangemäß geöffnet ist und
 - 3. der Sicherheitsbehälter, sofern dieser nicht plangemäß geöffnet ist. Das plangemäße Öffnen des Sicherheitsbehälters erfolgt nicht vor Erreichen spezifizierter Druck- und Temperaturbedingungen im Reaktorkühlkreislauf.
- b) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe in bestrahlten Brennelementen, die in der Anlage gehandhabt bzw. gelagert werden:
 - 1. während der Betriebsphasen A bis F die Brennstabhüllrohre, abgesehen von zulässigen, betrieblich bedingten Hüllrohrschäden sowie
 - 2. der Sicherheitsbehälter, sofern dieser nicht plangemäß geöffnet ist. Werden bestrahlte Brennelemente außerhalb des Sicherheitsbehälters gehandhabt oder gelagert oder ist der Sicherheitsbehälter plangemäß geöffnet, so ist das Fehlen dieser Barriere durch Rückhaltefunktionen kompensiert.

Der sichere kontrollierte Einschluss der radioaktiven Stoffe an anderen Stellen der Anlage ist in allen Betriebsphasen durch Rückhaltefunktionen gegeben.

2.2 (4) Auf der Sicherheitsebene 3 sind neben den Rückhaltefunktionen zur Erfüllung der radiologischen Sicherheitsziele folgende Barrieren wirksam:

- a) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktorkern:
 - 1. die Brennstabhüllrohre, außer deren Versagen wird als einleitendes Ereignis postuliert und außer bei einem Kühlmittelverluststörfall mit großem Leck,
 - 2. die Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels, sofern der Reaktorkühlkreislauf nicht plangemäß geöffnet ist oder deren Versagen als einleitendes Ereignis postuliert wird,
 - 3. der Sicherheitsbehälter, sofern dieser nicht plangemäß geöffnet ist. Ist der Sicherheitsbehälter plangemäß geöffnet, so ist sichergestellt, dass die Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters bei Ereignissen mit Freisetzungen von radioaktiven Stoffen innerhalb des Sicherheitsbehälters rechtzeitig im erforderlichen Umfang wiederhergestellt werden kann.
- b) bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen:
 - 1. die Brennstabhüllrohre (abgesehen von ereignisspezifisch postulierten Hüllrohrschäden) sowie
 - 2. der Sicherheitsbehälter, sofern dieser nicht plangemäß geöffnet ist. Ist der Sicherheitsbehälter plangemäß geöffnet, so ist sichergestellt, dass die Barrierefunktion des Sicherheitsbehälters bei Ereignissen mit Freisetzungen von radioaktiven Stoffen innerhalb des Sicherheitsbehälters rechtzeitig im erforderlichen Umfang wieder hergestellt werden kann.

Werden bestrahlte Brennelemente außerhalb des Sicherheitsbehälters gehandhabt oder gelagert oder ist der Sicherheitsbehälter plangemäß geöffnet, so ist das Fehlen dieser Barriere durch Rückhaltefunktionen kompensiert.

Die Erfüllung der radiologischen Sicherheitsziele im Hinblick auf radioaktive Stoffe an anderen Stellen der Anlage ist in allen Betriebsphasen durch Rückhaltefunktionen gegeben.

2.2 (5) Auf der Sicherheitsebene 4a sind im Hinblick auf den Reaktorkern folgende Barrieren wirksam:

- 1. die Brennstabhüllrohre in dem für die Einhaltung der hier geltenden Nachweisziele erforderlichen Umfang,
- 2. die Druckführende Umschließung, sofern der Reaktorkühlkreislauf nicht plangemäß geöffnet ist,
- 3. der Sicherheitsbehälter, ausgenommen bei mechanischen Einwirkungen von außen und sofern dieser nicht plangemäß geöffnet ist.

Im Hinblick auf die radioaktiven Stoffe in bestrahlten, gelagerten Brennelementen ist die Barriere der Brennstabhüllrohre wirksam.

2.2 (6) Auf der Sicherheitsebene 4b wird durch die geplanten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes neben der Aufrechterhaltung von Rückhaltefunktionen hinsichtlich des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns

- bei Ereignisabläufen mit Umgehung des Sicherheitsbehälters die Aufrechterhaltung der Integrität der Brennstabhüllrohre und
- ansonsten die Aufrechterhaltung der Funktion des Sicherheitsbehälters angestrebt.

Für den Einschluss der radioaktiven Stoffe in bestrahlten, gelagerten Brennelementen wird auf der Sicherheitsebene 4b die Integrität mindestens einer Barriere angestrebt.

Auf der Sicherheitsebene 4c wird durch die geplanten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes angestrebt, die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich zu erhalten.

2.3 Konzept der Grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele)

2.3 (1) Mit den gemäß der Nummer 2.1 (3a) vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen werden für die auf den jeweiligen Sicherheitsebenen geltenden Kriterien die folgenden grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele) erfüllt:

- a) Kontrolle der Reaktivität,
- b) Kühlung der Brennelemente und
- c) Einschluss der radioaktiven Stoffe.

2.3 (2) Auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a werden folgende Kriterien eingehalten:

Zur Kontrolle der Reaktivität:

- Reaktivitätsänderungen sind auf als zulässig bestätigte Werte beschränkt,
- der Reaktorkern kann sicher abgeschaltet und langfristig unterkritisch gehalten werden,
- bei der Handhabung von Brennelementen sowie im Lager für unbestrahlte Brennelemente und im Brennelementlagerbecken ist Unterkritikalität sichergestellt.

Zur Kühlung der Brennelemente:

- Kühlmittel und Wärmesenken sind stets in ausreichendem Umfang vorhanden,
- der Wärmetransport vom Brennstoff bis zur Wärmesenke ist sichergestellt,
- die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken ist sichergestellt.

Zum Einschluss der radioaktiven Stoffe:

- Die sich auf den verschiedenen Sicherheitsebenen ergebenden mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen sind so begrenzt, dass die unter Abschnitt 2.4 angegebenen radiologischen Sicherheitsziele eingehalten werden und die Kühlung der Brennelemente sichergestellt ist.

2.3 (3) Auf der Sicherheitsebene 4b wird durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes angestrebt, die langfristige Einhaltung der Schutzziele zu erreichen.

2.3 (4) Auf der Sicherheitsebene 4c wird durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes angestrebt, die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich zu erhalten, die radioaktiven Stoffe soweit wie möglich zurückzuhalten und einen langfristig kontrollierbaren Zustand zu erreichen.

2.4 Radiologische Sicherheitsziele

2.4 (1) Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2

- wird die Strahlenexposition des Personals bei allen Tätigkeiten unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung so gering wie möglich gehalten,
- erfolgt jede Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser kontrolliert auf den dafür vorgesehenen Ableitungspfaden; die Ableitungen werden überwacht und nach Art und Aktivität dokumentiert und spezifiziert und

- wird jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt durch Direktstrahlung aus der Anlage sowie durch die Ableitung radioaktiver Stoffe unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung so gering wie möglich gehalten.

Auf der Sicherheitsebene 3

- werden bei der Planung von Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignissen, zur Minderung ihrer Auswirkungen oder zur Beseitigung ihrer Folgen für die Strahlenexposition des Personals höchstens die einschlägigen Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung zu Grunde gelegt,
- werden für die Auslegung der Anlage zum Schutz der Bevölkerung vor freisetzungsbedingten Strahlenexpositionen höchstens die einschlägigen Störfallplanungswerte der Strahlenschutzverordnung zu Grunde gelegt,
- erfolgt eine etwaige Freisetzung auf analysierten Freisetzungspfaden; die Freisetzung wird überwacht und nach Art und Aktivität dokumentiert und spezifiziert und
- werden die radiologischen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten.

Auf der Sicherheitsebene 4

- werden bei der Planung von Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 4a sowie bei der Planung von Tätigkeiten im Rahmen von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes für die voraussichtliche Strahlenexposition des Personals die einschlägigen Vorgaben der Strahlenschutzverordnung zu Grunde gelegt,
- wird die Überwachung von Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus der Anlage nach Art und Aktivität sichergestellt und
- werden radiologische Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten.

2.4 (2) Alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen eines Kernkraftwerks werden so ausgelegt, in einem solchen Zustand gehalten und so gegen Einwirkungen geschützt, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben zur Einhaltung der Kriterien gemäß der Nummer 2.4 (1) erfüllen.

Alle Einrichtungen eines Kernkraftwerks, die radioaktive Stoffe enthalten oder enthalten können, sind so beschaffen, angeordnet und abgeschirmt, dass bezüglich der Strahlenexposition von Personen bei allen auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 erforderlichen Tätigkeiten sowie bei der Planung von Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sowie im Rahmen von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes die einschlägigen Kriterien gemäß der Nummer 2.4 (1) erfüllt werden.

3 Technische Kriterien

3.1 Übergreifende Kriterien

3.1 (1) Bei Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile werden Grundsätze und Verfahren angewendet, die den besonderen sicherheitstechnischen Erfordernissen der Kerntechnik entsprechen. Bei Anwendung von anerkannten Regeln der Technik sind diese im Einzelfall daraufhin überprüft, ob sie in Bezug auf den Anwendungsfall dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

3.1 (2) Auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 werden bezüglich aller Betriebsphasen sicherheitsfördernde Auslegungs-, Fertigungs- und Betriebsgrundsätze angewendet. Insbesondere sind verwirklicht:

- a) sicherheitstechnisch begründete Sicherheitszuschläge bei der Auslegung der Komponenten; hierbei können in Bezug auf den Anwendungsfall anerkannte Regeln und Standards angewendet werden;
- b) Verwendung qualifizierter Werkstoffe sowie betriebsbewährter oder ausreichend geprüfter Einrichtungen;

- c) Instandhaltungs- und prüffreundliche Gestaltung von Einrichtungen unter besonderer Berücksichtigung der Strahlenexposition des Personals;
- d) ergonomische Gestaltung der Arbeitsplätze;
- e) Sicherstellung und Erhalt der Qualitätsmerkmale bei Fertigung, Errichtung und Betrieb;
- f) Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen in dem sicherheitstechnisch notwendigen Umfang;
- g) zuverlässige Überwachung der in den jeweiligen Betriebsphasen relevanten Betriebszustände;
- h) Aufstellung eines Überwachungskonzepts mit Überwachungseinrichtungen zur Erkennung und Beherrschung betriebs- und alterungsbedingter Schäden;
- i) Aufzeichnung, Auswertung und sicherheitsbezogene Verwertung von Betriebserfahrungen.

3.1 (3) Auf Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (Sicherheitseinrichtungen) werden zur Sicherstellung einer ausreichenden Zuverlässigkeit zusätzlich zu der Nummer 3.1 (2) folgende Auslegungsgrundsätze angewendet:

- a) Redundanz;
- b) Diversität;
- c) Entmaschung von redundanten Teilsystemen, soweit dieser sicherheitstechnische Vorteile nicht entgegenstehen;
- d) räumliche Trennung redundanter Teilsysteme;
- e) sicherheitsgerichtetes Systemverhalten bei Fehlfunktion von Teilsystemen oder Anlagenteilen;
- f) Bevorzugung passiver gegenüber aktiver Sicherheitseinrichtungen;
- g) Bevorzugung von Prinzipien der inhärent sicheren Auslegung;
- h) die Hilfs- und Versorgungssysteme der Sicherheitseinrichtungen sind so zuverlässig ausgelegt, dass sie die erforderliche hohe Verfügbarkeit der zu versorgenden Einrichtungen absichern;
- i) Automatisierung (von Hand auszulösende Einrichtungen werden in der Störfallanalyse grundsätzlich nicht vor Ablauf von 30 Minuten berücksichtigt).

3.1 (4) Der erforderliche Redundanzgrad von Einrichtungen zur Sicherstellung von Sicherheitsfunktionen ist abhängig von deren sicherheitstechnischen Bedeutung im gestaffelten Sicherheitskonzept.

Sicherheitseinrichtungen sind so redundant vorhanden und entmascht ausgeführt, dass die zur Ereignisbeherrschung erforderlichen Sicherheitsfunktionen auch dann ausreichend wirksam sind, wenn postuliert wird, dass im Anforderungsfall

- ein ungünstigst wirkender Einzelfehler in einer Sicherheitseinrichtung infolge eines zufälligen Ausfalls auftritt und
- grundsätzlich gleichzeitig eine in Kombination mit dem Einzelfehler ungünstigst wirkende Unverfügbarkeit in einer Sicherheitseinrichtung infolge von Instandhaltungsmaßnahmen (Instandhaltungsfall) vorliegt.

H i n w e i s: Konkretisierungen sind in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, Abschnitt 1.1 (Modul 10) dargestellt.

3.1 (5) Einzelfehler werden bei aktiven Einrichtungen immer und bei passiven Einrichtungen grundsätzlich unterstellt. Ausnahmen sind begründet.

H i n w e i s: System- bzw. komponentenspezifische Festlegungen sind in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systeme und Komponenten“, Abschnitt 1.1 (Modul 10) dargestellt.

In passiven Einrichtungen wird ein Einzelfehler dann nicht unterstellt, wenn nachgewiesen ist, dass einschlägige Vorgaben hinsichtlich Auslegung, Konstruktion, Werkstoffwahl, Herstellung, Prüfbarkeit und Betriebsbedingungen erfüllt werden.

3.1 (6) Müssen zur Beherrschung eines zu unterstellenden Anforderungsfalls mehrere Einrichtungen gleichzeitig oder zeitlich nacheinander ihre Funktion erfüllen, so ist das Auftreten eines Einzelfehlers für die Summe der Einrichtungen unterstellt, nicht aber in mehreren der benötigten Einrichtungen gleichzeitig.

3.1 (7) Die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3, einschließlich der Hilfs- und Versorgungssysteme, ist bei Anforderung auch sichergestellt

- bei allen bei den Ereignisabläufen zu unterstellenden Bedingungen,
- bei störfallbedingten Folgeausfällen,
- bei gleichzeitigem oder zeitlich versetztem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung sowie
- bei den Ausfällen gemäß dem Einzelfehlerkonzept nach der Nummer 3.1 (4).

3.1 (8) Bei der Analyse von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 wird grundsätzlich die Nichtberücksichtigung der ersten Anregung des Reaktorschutzsystems bzw. der ersten Anregung der Reaktorschnellabschaltung unterstellt, sofern nicht aus physikalisch-technischen Gründen nur ein Anregekriterium verfügbar ist.

Bei unterstellter Nichtberücksichtigung der ersten Anregung wird das gleichzeitige Auftreten eines Einzelfehlers gemäß der Nummer 3.1 (4) an aktiven Systemteilen unterstellt, nicht jedoch bei gleichzeitigem Instandhaltungsfall.

3.1 (9) In Betriebsphasen, in denen Teile von Sicherheitseinrichtungen planungsgemäß nicht verfügbar sind, ist die zuverlässige und wirksame Beherrschung für die in diesen Phasen zu unterstellenden Ereignisse auch unter diesen Bedingungen gewährleistet.

3.1 (10) Bei Notstandsfällen (Sicherheitsebene 4a) ist die verfahrenstechnische Autarkie der Notstandseinrichtungen im Hinblick auf alle Kühl- und Betriebsmittel, die notwendig sind, um die Anlage in einen kontrollierten Zustand zu bringen und darin für mindestens 10 Stunden zu halten, sichergestellt.

Notstandseinrichtungen haben keine sicherheitstechnisch nachteiligen Auswirkungen auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3.

3.1 (11) Der Planung von präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen sind repräsentative Ereignisabläufe und Phänomene zu Grunde gelegt. Die präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen sind für diese repräsentativen Ereignisabläufe und Phänomene wirksam.

Die für Notfallmaßnahmen vorgesehenen Einrichtungen beeinträchtigen weder den bestimmungsgemäßen Betrieb noch den auslegungsgemäßen Einsatz von Sicherheits- und Notstandseinrichtungen. Die Verträglichkeit mit dem Sicherheitskonzept ist gewährleistet.

Die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes orientieren sich an den vom Anlagenkonzept gegebenen Möglichkeiten.

3.1 (12) Alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen sind so beschaffen und angeordnet, dass sie entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung und Aufgabe vor ihrer Inbetriebnahme und danach in regelmäßigen Zeitabständen in hinreichendem Umfang geprüft und gewartet werden können, um den spezifikationsgerechten Zustand feststellen und sich anbahnende Abweichungen von prüfbareren Qualitätsmerkmalen erkennen zu können.

3.1 (12a) Wenn an Einrichtungen regelmäßig wiederkehrende Prüfungen nach dem Stand der Technik nicht in dem für die Erkennung etwaiger Mängel erforderlichen Umfang durchgeführt werden können, ist sichergestellt, dass

- für die nicht oder nur eingeschränkt prüfbaren Bereiche Vorkehrungen gegen ein Versagen durch mögliche Schädigungsmechanismen, wie Ermüdung, Korrosion und andere Alterungsmechanismen, getroffen sind,
- eine Herstellungsdocumentation vorliegt und daraus keine Auffälligkeiten oder Abweichungen von den einzuhaltenden Vorgaben abzuleiten sind und
- aus dem Betrieb und nach dem Stand von Wissenschaft und Technik für die hier einschlägigen Parameter keine Erkenntnisse vorliegen, aufgrund derer für diesen Bereich eine sicherheitstechnisch relevante Schädigung zu besorgen wäre.

3.1 (12b) Im Falle einer solchen eingeschränkten Prüfbarkeit werden für die Beherrschung möglicher Folgen aus diesem Mangel Maßnahmen und Einrichtungen derart vorgesehen, dass

bei den unter diesen Umständen in Betracht zu ziehenden Ereignissen die Einhaltung der jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien sichergestellt ist.

3.1 (12c) Kombinationen von störfallauslösenden Ereignissen auf Grund eingeschränkter Prüfbarkeit mit sonstigen störfallauslösenden Ereignissen oder gemeinsame Ausfälle von gleichartigen und gleichartig belasteten Einrichtungen mit eingeschränkter Prüfbarkeit werden unterstellt, sofern nicht bestätigt ist,

- dass durch in der Nummer 3.1 (12b) genannte Maßnahmen oder Einrichtungen sicherheitstechnisch bedeutsame Zustands- und Funktionsbeeinträchtigungen ausgeschlossen sind oder
- dass ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen oder nach dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht unterstellt werden muss.

3.2 Kriterien für die Auslegung des Reaktorkerns und der Abschaltseinrichtungen

3.2 (1) Die Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern ist auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a in allen Betriebsphasen sichergestellt.

3.2 (2) Der Reaktorkern, die zugehörigen Kühlsysteme und die hierfür relevanten Teile der Überwachungs-, Regel- und Begrenzungseinrichtungen sowie das Reaktorschutzsystem und die Einrichtungen zur Abschaltung des Reaktors sind so ausgelegt und hergestellt und sie werden in einem solchen Zustand gehalten, dass

- auf der Sicherheitsebene 1 die Auslegungsgrenzen sowie
- auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.

3.2 (3) Der Reaktorkern ist so ausgelegt, dass auf Grund inhärenter reaktorphysikalischer Rückkopplungseigenschaften die in Betracht zu ziehenden schnellen Reaktivitätsanstiege so weit abgefangen werden, dass im Zusammenwirken mit den übrigen inhärenten Eigenschaften der Anlage und den Abschaltseinrichtungen die jeweils auf den Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.

3.2 (4) Der Reaktorkern ist so ausgelegt, dass auf Grund inhärenter reaktorphysikalischer Rückkopplungseigenschaften die zu berücksichtigenden Transienten der Sicherheitsebene 4a mit unterstelltem Ausfall der schnell wirkenden Abschaltseinrichtung (Schnellabschaltsystem) so weit abgefangen werden, dass im Zusammenwirken mit ansonsten bestimmungsgemäß wirksamen Maßnahmen und Einrichtungen der Anlage die für diese Ereignisse geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.

3.2 (5) Der Reaktor ist

- mit mindestens einer Einrichtung zur schnellen Abschaltung (Schnellabschaltsystem) mittels Steuerelementen (DWR) bzw. Steuerstäben (SWR) sowie
- mit mindestens einer weiteren, davon unabhängigen und diversitären Abschaltseinrichtung zur Herbeiführung und dauerhaften Aufrechterhaltung der Unterkritikalität mittels der Einbringung löslicher Neutronenabsorber in das Kühlmittel ausgestattet.

Die Regelungs- bzw. Begrenzungseinrichtungen der Reaktorleistung können ganz oder teilweise identisch mit den Abschaltseinrichtungen sein, sofern die Wirksamkeit der Abschaltseinrichtungen jederzeit im geforderten Maße gegeben bleibt.

3.2 (6) Die Schnellabschaltung ist allein in der Lage, den Reaktor

- aus jedem Zustand der Sicherheitsebenen 1 bis 3 heraus, auch bei unterstellter Unwirksamkeit des reaktivitätswirksamsten Steuerelements bzw. Steuerstabs sowie
- bei den Notstandsfällen der Sicherheitsebene 4a

so schnell unterkritisch zu machen und hinreichend lange zu halten, dass die auf den Sicherheitsebenen jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.

Bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 kann im Hinblick auf die einzuhaltende Unterkritikalität die unterstellte Unwirksamkeit des reaktivitätswirksamen Steuerelements bzw. Steuerstabs als Einzelfehler gemäß der Nummer 3.1 (4) behandelt werden.

3.2 (7) Der Reaktor kann auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a bei den für die Reaktivitätsbilanz ungünstigsten Bedingungen hinsichtlich Temperatur, Xenonkonzentration und Zykluszeitpunkt, die unter den in Betracht zu ziehenden Zuständen und Ereignissen möglich sind, unterkritisch gemacht und dauerhaft unterkritisch gehalten werden.

Beim DWR sind die Einrichtungen zur Einbringung löslicher Neutronenabsorber in das Kühlmittel bei den Zuständen bzw. Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a alleine in der Lage, den geforderten Betrag der Unterkritikalität zu erbringen.

Beim SWR sind folgende Einrichtungen in der Lage, jeweils alleine den geforderten Betrag der Unterkritikalität zu erbringen:

- bei den Zuständen bzw. Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a das elektromotorische Einfahren der Steuerstäbe sowie
- bei den Zuständen bzw. Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 und 2 die Einrichtungen zur Einbringung löslicher Neutronenabsorber in das Kühlmittel.

H i n w e i s: Zu den geforderten Beträgen der Unterkritikalität siehe in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“ (Modul 2), sowie in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3).

Sofern die dauerhafte Aufrechterhaltung der Unterkritikalität auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 allein durch Steuerstäbe sichergestellt wird, wird die Unwirksamkeit des wirksamsten Steuerstabs unterstellt. Auf der Sicherheitsebene 3 kann dies als Einzelfehler gemäß der Nummer 3.1 (4) behandelt werden.

3.3 Kriterien für die Einrichtungen zur Kühlung der Brennelemente

3.3 (1) Die Kühlung der Brennelemente (Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern) ist auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a in allen Betriebsphasen sichergestellt.

3.3 (2) Dazu wird die im Brennelement erzeugte Wärme derart abgeführt, dass die auf den Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Brennelemente und die übrigen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen während ihrer gesamten Einsatzzeit eingehalten werden.

Dies ist dadurch sichergestellt, dass

- a) in ausreichendem Umfang Kühlmittel und Wärmesenken zur Verfügung stehen sowie
- b) der Wärmetransport vom Brennstoff bis zur Wärmesenke gewährleistet ist.

3.3 (3) Es sind Einrichtungen vorhanden, mittels derer im bestimmungsgemäßen Betrieb

- a) der Reaktor zuverlässig und anforderungsgerecht ab- und angefahren und
- b) die Nachwärme zuverlässig und anforderungsgerecht abgeführt werden kann, auch unter Berücksichtigung aller Betriebsbedingungen des Brennelementwechsels, ggf. der gleichzeitigen Erfordernis der Kühlung der Brennelemente im Brennelement-Lagerbecken sowie während Instandhaltungsmaßnahmen.

3.3 (4) Es ist ein zuverlässiges und redundant aufgebautes System für die Notkühlung (Notkühlsystem) des Reaktorkerns bei Kühlmittelverluststörfällen vorgesehen, welches gewährleistet, dass für die in Betracht kommenden Bruchgrößen, Bruchlagen, Betriebszustände und Transienten im Reaktorkühlsystem

- a) die sicherheitstechnischen Aufgaben auch unter Beachtung der Kriterien der Nummer 3.1 (4) erfüllt werden,
- b) die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Brennelemente, die Kerneinbauten und für den Sicherheitsbehälter eingehalten werden.

3.3 (5) Es ist ein zuverlässiges, redundant aufgebautes System zum Abfahren des Reaktors und zur Nachwärmeabfuhr bei Störfällen ohne Kühlmittelverlust vorgesehen, welches gewährleistet, dass auch nach Unterbrechung oder Störung der Wärmeabfuhr vom Reaktor zur

Hauptwärmesenke die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien auch unter Beachtung der Kriterien der Nummer 3.1 (4) erfüllt werden.

3.4 Kriterien für die Druckführende Umschließung und die drucktragende Wandung von Komponenten der Äußeren Systeme

3.4 (1) Die Druckführende Umschließung ist so beschaffen und angeordnet sowie wird so betrieben, dass das Auftreten von Lecks, die auslegungsgemäß nicht beherrscht werden, rasch fortschreitenden Rissen und spröden Brüchen nicht unterstellt werden muss.

3.4 (2) Zu diesem Zweck wird bei der Auslegung entsprechend den Kriterien der Nummer 3.1 (2) ein sicherheitstechnisch begründeter Zuschlag auf die ermittelten Werte der Einwirkungen vorgesehen, um zu gewährleisten, dass die Auslegungsbedingungen der Druckführenden Umschließung nicht überschritten werden. Außerdem sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Überwachung der Ursachen und Folgen von Schädigungsmechanismen, insbesondere von Leckagen während des Betriebes, festgelegt und installiert.

3.4 (3) Für die Druckführende Umschließung und die drucktragenden Wandungen von Komponenten der Äußeren Systeme ist die Basissicherheit durch die Einhaltung nachfolgender Kriterien unter Berücksichtigung des Betriebsmediums sichergestellt:

- 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.

H i n w e i s: Bei Realisierung dieser Basissicherheit wird ein katastrophales, aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen dieser Anlagenteile nicht unterstellt.

3.4 (4) Für die Druckführende Umschließung und die drucktragenden Wandungen von Komponenten der Äußeren Systeme sind im Rahmen des Auslegungskonzeptes auf der Sicherheitsebene 3 Leck- und Bruchpostulate definiert. Für solche Rohrleitungssysteme und Komponenten dieser Systeme, für die im Rahmen des Auslegungskonzeptes während des Betriebs der Anlage ein katastrophales Versagen nicht unterstellt wird und für die eingeschränkte Leck- und Bruchannahmen in Anspruch genommen werden, ist eine hohe Aussagesicherheit bezüglich der Einwirkungen auf diese Einrichtungen aus den Sicherheitsebenen 1 bis 4a gegeben.

Für diese ausgewählten Rohrleitungssysteme und Komponenten ist zusätzlich nachgewiesen, dass anzunehmende Fehler in der drucktragenden Wandung nicht zu einem Leck oder Bruch der Rohrleitung bzw. Komponente führen können, die die in Anspruch genommenen eingeschränkten Leck- und Bruchannahmen in Frage stellen. Die Einhaltung der dabei zugrunde gelegten Randbedingungen während des Betriebs ist verifiziert.

3.4 (5) Zur Vermeidung der Überschreitung des zulässigen Druckes in der Druckführenden Umschließung (bei DWR Anlagen einschließlich der Sekundärseite des Dampferzeugers) sind wirksame und zuverlässige Einrichtungen zur Druckbegrenzung und zur Überdruckabsicherung vorgesehen.

Es sind Einrichtungen zur Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs vorhanden, mit denen Notfallmaßnahmen zur Druckentlastung mit hoher Zuverlässigkeit durchgeführt werden können.

3.4 (6) Das Kernkraftwerk wird so betrieben, dass die jeweils zulässigen Werte für Einwirkungen auf die Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a nicht überschritten werden. Dabei sind die entsprechend den Kriterien der Nummer 3.1 (2) angesetzten Zuschläge berücksichtigt.

3.5 Kriterien für bauliche Anlagenteile

3.5 (1) Die baulichen Anlagenteile sind so ausgelegt und werden in einem solchen Zustand gehalten, dass sie

- zur Sicherstellung des Lastabtrags der Systeme und Komponenten im Betrieb und bei Einwirkungen von außen und von innen,
 - zur Gewährleistung des Schutzes gegen diese Einwirkungen,
 - zur Abschirmung der ionisierenden Strahlung und zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe sowie
 - zum Brand- und Blitzschutz der Anlage
- im jeweils erforderlichen Umfang beitragen.

3.6 Kriterien für den Sicherheitsbehälter

3.6 (1) Das Kernkraftwerk besitzt einen Sicherheitsbehälter, der seine sicherheitstechnischen Aufgaben in den Betriebszuständen, in denen dieser plangemäß geschlossen ist, auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie bei Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (Sicherheitsebene 4a) erfüllen kann.

In den Betriebsphasen, in denen der Sicherheitsbehälter plangemäß geöffnet sein kann, ist sichergestellt, dass unter den Bedingungen der Sicherheitsebene 1 sowie bei den zu unterstellenden Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 und 3 wirksame und zuverlässige Rückhaltefunktionen vorhanden sind und eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Sicherheitsbehälter verhindert bzw. rechtzeitig unterbunden wird.

Einrichtungen, die radioaktive Stoffe enthalten, werden innerhalb des Sicherheitseinschlusses untergebracht, soweit eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung nicht auf andere Weise ausreichend zuverlässig verhindert werden kann.

Im Sicherheitsbehälter sind grundsätzlich die unter hohem Druck stehenden, Reaktorkühlmittel führenden Komponenten der Anlage untergebracht. Hiervon ausgenommen werden können Abschnitte der Frischdampfleitungen und Speisewasserleitungen sowie sonstiger Leitungen, soweit dies technisch notwendig ist und sofern gewährleistet ist, dass der Bruch solcher Leitungen nicht zu unzulässiger Strahlenexposition in der Umgebung führt.

Ein zuverlässiger, ausreichend schneller und hinreichend langzeitiger Abschluss der Durchdringungen durch den Sicherheitsbehälter ist gewährleistet.

3.6 (2) Bei Kühlmittelverluststörfällen wird während des Sumpfbetriebs ein langfristiger Temperatur- oder Druckanstieg im Sicherheitsbehälter verhindert.

3.7 Kriterien für die Leittechnik

3.7 (1) Das Kernkraftwerk ist mit betrieblichen Steuer- und Regeleinrichtungen mit Funktionen auf der Sicherheitsebene 1 ausgerüstet, die so ausgelegt sind und betrieben werden, dass auch ohne Inanspruchnahme von Einrichtungen der Sicherheitsebene 2 ein möglichst störungsfreier Betrieb der Anlage gewährleistet ist.

3.7 (2) Das Kernkraftwerk ist mit leittechnischen Einrichtungen mit Funktionen auf der Sicherheitsebene 2 ausgerüstet, die geeignet sind, bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 eine Anforderung an die Schutzaktionen der Sicherheitsebene 3 zu vermeiden.

3.7 (3) Das Kernkraftwerk ist mit zuverlässigen leittechnischen Einrichtungen mit Funktionen auf der Sicherheitsebene 3 ausgerüstet (Reaktorschutzsystem), deren Leittechnikfunktionen bei Erreichen festgelegter Ansprechwerte Schutzaktionen auslösen.

Diese Einrichtungen sind nach folgenden Grundsätzen ausgelegt:

- redundante Auslegung von Komponenten, Baugruppen und Teilsystemen,
- räumlich getrennte Installation entsprechend dem Wirkungsbereich möglicher versagensauslösender Ereignisse,
- Diversität,

- selbsttätige Überwachung auf einen Ausfall hin,
- Anpassung der Komponenten an die möglichen Umgebungsbedingungen,
- einfache Struktur der Software,
- Begrenzung des Funktionsumfangs auf das sicherheitstechnisch notwendige Maß sowie
- Einsatz fehlervermeidender, fehlerentdeckender und fehlerbeherrschender Maßnahmen und Einrichtungen.

3.7 (4) Das Kernkraftwerk hat Überwachungs- und Meldeeinrichtungen, die auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 jederzeit einen ausreichenden Überblick über den sicherheitsrelevanten Zustand der Anlage und die ablaufenden relevanten Prozesse ermöglichen und alle sicherheitstechnisch wichtigen Betriebsparameter registrieren können.

Es sind Gefahrenmeldeeinrichtungen vorhanden, die Veränderungen des Betriebszustandes, aus denen sich eine Verminderung der Sicherheit ergeben könnte, so frühzeitig anzeigen, dass die Einhaltung der jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele gewährleistet werden kann.

3.7 (5) Das Kernkraftwerk hat eine Störfallinstrumentierung, die bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 3 und 4

- a) ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefert, um die erforderlichen Schutzmaßnahmen für Personal und Anlage bzw. die geplanten Notfallmaßnahmen ergreifen und ihre Wirksamkeit feststellen zu können,
- b) Hinweise auf den Verlauf des Ereignisablaufes gibt und die Dokumentation des Ereignisses ermöglicht,
- c) eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestattet.

3.7 (6) Auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c haben Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Vorrang vor konkurrierenden Aktionen der vorgelagerten Sicherheitsebenen. Eingriffe in Einrichtungen, die auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a Leittechnikfunktionen ausführen, sind erlaubt, wenn Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dies erfordern.

3.7 (7) Die von leittechnischen Einrichtungen auszuführenden Funktionen sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung gemäß der Nummer 2.1 (10) klassifiziert. Die Kriterien für Entwurf, Implementierung, Qualifizierung, Inbetriebsetzung, Betrieb und Modifizierung der Software bzw. an Auslegung, Fertigung, Errichtung und Betrieb der Hardware (Komponenten, Baugruppen und Teilsysteme) für leittechnische Einrichtungen sind entsprechend der sicherheitstechnischen Klassifizierung festgelegt.

3.7 (8) Der unberechtigte Zugriff auf Informations- und Leittechniksysteme der Anlage wird verhindert. Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der hierfür vorgesehenen Maßnahmen entsprechen der sicherheitstechnischen Bedeutung der Informations- und Leittechniksysteme.

3.8 Kriterien für Warten

3.8 (1) Es ist eine Warte vorhanden, von der aus das Kernkraftwerk sicher betrieben werden kann und von der aus bei Störfällen Maßnahmen ergriffen werden können, um das Kernkraftwerk in einem kontrollierten und sicheren Anlagenzustand zu halten bzw. in einen solchen zu überführen.

3.8 (2) Außerhalb der Warte ist eine Notsteuerstelle vorgesehen, mit deren Hilfe bei Ausfall der Warte, einschließlich der in Betracht zu ziehenden Wartennebenräume, wie z. B. Rangierverteiler und Elektronikraum, der Reaktor abgeschaltet und unterkritisch gehalten, die Nachwärme abgeführt und die hierfür wesentlichen Betriebsparameter überwacht werden können.

3.8 (3) Die Warte und die Notsteuerstelle sind so voneinander räumlich getrennt, werden voneinander unabhängig mit Energie versorgt und sind derart gegen Einwirkungen von außen geschützt, dass Warte und Notsteuerstelle nicht gleichzeitig außer Funktion gesetzt werden können.

3.8 (4) Die ergonomische Auslegung der Warte und der Notsteuerstelle unterstützt sicherheitsgerichtetes Verhalten des Personals.

3.9 Kriterien für die elektrische Energieversorgung

3.9 (1) Die elektrische Energieversorgung des Kernkraftwerks ist so ausgelegt, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a die elektrische Versorgung der Verbraucher unter Einhaltung ihrer elektrischen Versorgungsbedingungen sichergestellt ist. Die elektrische Energieversorgung ist so zuverlässig ausgelegt, dass sie die Nichtverfügbarkeit der zu versorgenden Systeme, deren Ausfall zu sicherheitstechnisch nachteiligen Folgen führen kann, nicht bestimmt.

3.9 (2) Hierzu sind mindestens zwei, weitgehend unabhängige Netzanschlüsse für die Energieversorgung des Kernkraftwerks vorhanden. Zusätzlich zur elektrischen Energieversorgung aus den Netzanschlüssen und dem Hauptgenerator sind für die sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen zuverlässige Notstromerzeugungsanlagen vorhanden, die die elektrische Energieversorgung dieser Einrichtungen bei Ausfall der Netzeinspeisung und des Hauptgenerators gewährleisten. Zusätzlich ist eine Möglichkeit der Energieversorgung vorhanden, die unabhängig davon die elektrische Energieversorgung für mindestens eine Nachkühlkette einschließlich der erforderlichen leittechnischen Einrichtungen bei Ausfall der Netzanschlüsse sicherstellt.

3.9 (3) Die notwendige Energieversorgung für die Durchführung der geplanten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ist sichergestellt.

3.10 Kriterien für die Handhabung und Lagerung der Brennelemente

3.10 (1) Die Kontrolle der Reaktivität bei der Brennelementlagerung ist auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a in allen Betriebsphasen sichergestellt.

3.10 (2) Maßnahmen und Einrichtungen zur Handhabung und Lagerung der unbestrahlten und bestrahlten Kernbrennstoffe sind derart vorgesehen, dass ein Kritikalitätsereignis in den Lagereinrichtungen auch unter Störfallbedingungen bzw. bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 4a nicht zu unterstellen ist.

3.10 (3) Die Kühlung der Brennelemente (Wärmeabfuhr aus den Brennelementlagereinrichtungen) ist auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a in allen Betriebsphasen sichergestellt.

3.11 Kriterien für den Strahlenschutz

3.11 (1) Im Kernkraftwerk sind die personellen, organisatorischen, räumlichen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um eine hinreichend genaue und zuverlässige Strahlenschutzüberwachung in der Anlage auf allen Sicherheitsebenen im erforderlichen Umfang gewährleisten zu können.

3.11 (2) Im Kernkraftwerk sind die personellen, organisatorischen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um im jeweils erforderlichen Umfang Art, Menge und Konzentration der mit der Fortluft und dem Abwasser abzuleitenden radioaktiven Stoffe hinreichend genau und zuverlässig zu überwachen, zu registrieren sowie die Ableitung erforderlichenfalls zu begrenzen.

3.11 (3) Es sind die personellen, organisatorischen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um eine Strahlenschutzüberwachung der Umgebung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 im erforderlichen Umfang hinreichend schnell, genau und zuverlässig durchführen zu können.

3.11 (4) Im Kernkraftwerk sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, die eine sichere Handhabung, Einschließung und Lagerung der unbestrahlten und bestrahlten Kernbrennstoffe und sonstiger radioaktiver Stoffe ermöglichen. Diese Maßnahmen sind so konzipiert und diese Einrichtungen sind so beschaffen, angeordnet und abgeschirmt, dass eine unzulässige Strahlenexposition des Personals und in der Umgebung sowie die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung nicht zu unterstellen sind.

3.11 (5) Kernkraftwerke sind so beschaffen, dass sie unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen stillgelegt werden können. Ein Konzept für eine Beseitigung nach der endgültigen Stilllegung unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen ist vorhanden.

4 Zu berücksichtigende Betriebszustände und Ereignisse

4.1 Betriebszustände, Störungen und Störfälle

4.1 (1) Der Auslegung der gemäß der Nummer 2.1 (3) auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 zu verwirklichenden Maßnahmen und Einrichtungen sind jeweils zu Grunde gelegt:

- in der Sicherheitsebene 1 zu erwartende Betriebszustände, einschließlich von Prüfbetriebszuständen,
- in der Sicherheitsebene 2 Ereignisse, deren Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage zu erwarten ist sowie
- in der Sicherheitsebene 3 ein abdeckendes Spektrum an Ereignissen, deren Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage auf Grund der Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der vorhandenen Maßnahmen und Einrichtungen nicht zu erwarten, jedoch dennoch zu unterstellen ist.

4.1 (2) Die Auslegung der jeweiligen Maßnahmen und Einrichtungen erfolgt derart, dass für die zu berücksichtigenden Betriebszustände und Ereignisse unter Berücksichtigung festgelegter Randbedingungen nachgewiesen wird, dass die jeweilig geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien erfüllt werden.

4.1 (3) Die Vollständigkeit und der abdeckende Charakter der zu betrachtenden Ereignisse sind anlagenspezifisch gewährleistet.

H i n w e i s: Die auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a mindestens herangezogenen Ereignisse sowie die jeweilig einzuhaltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien sind in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) dargestellt.

4.1 (4) Alle Einrichtungen, die erforderlich sind, den Kernreaktor sicher abzuschalten und in abgeschaltetem Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen oder eine Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, sind so ausgelegt und befinden sich dauerhaft in einem solchen Zustand, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei den den Sicherheitsebenen 2 und 3 zugeordneten naturbedingten Einwirkungen, soweit sie in Betracht zu ziehen sind, oder sonstigen Einwirkungen von außen erfüllen können.

H i n w e i s: Kriterien für diese Einrichtungen, die im Hinblick auf Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter zu beachten sind, sind nicht Gegenstand der "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke".

4.1 (5) Der Auslegung dieser Einrichtungen sind zu Grunde gelegt:

- a) die jeweils folgeschwersten naturbedingten Einwirkungen oder sonstigen Einwirkungen von außen, die an dem betreffenden Standort berücksichtigt werden müssen;
- b) die Besonderheiten lange andauernder äußerer Einwirkungen;
- c) Kombinationen mehrerer naturbedingter oder sonstiger Einwirkungen von außen (z. B. Erdbeben, Hochwasser, Sturm, Blitz, Brände) oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen (z. B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Rauchentwicklung, Notstromfall); diese Kombinationen werden dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen oder nach dem Stand von Wissenschaft und Technik unterstellt werden muss.

4.1 (6) Die erkennbare zukünftige Entwicklung der Eigenschaften des Standortes im Hinblick auf die zu betrachtenden Einwirkungen von außen ist berücksichtigt.

4.1 (7) Brände und Explosionen in der Anlage werden verhütet. Zudem sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von Bränden vorhanden. Die sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen sind so beschaffen und angeordnet, dass die Erfüllung ihrer Aufgaben durch Brände und Explosionen nicht unzulässig beeinträchtigt wird.

4.1 (8) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, die unzulässige Folgen einer anlageninternen Überflutung ausschließen.

4.1 (9) Die zueinander redundanten Teilsysteme von Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt aufgestellt oder so geschützt, dass bei Einwirkungen von außen bzw. von innen (wie Brand oder Überflutung) ein redundanzübergreifender Funktionsausfall nicht zu unterstellen ist.

H i n w e i s: Die auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a mindestens herangezogenen Ereignisse sowie die jeweilig einzuhaltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien sind in "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse" (Modul 3) dargestellt.

4.2 Notstandsfälle

4.2 (1) Bei der Auslegung der Anlage gegen Einwirkungen von außen sind auch zivilisatorisch bedingte Einwirkungen der Sicherheitsebene 4a (Notstandsfälle) berücksichtigt.

4.2 (2) Die erkennbare zukünftige Entwicklung der Eigenschaften des Standortes im Hinblick auf zu betrachtende Notstandsfälle ist berücksichtigt.

4.2 (3) Kombinationen mehrerer Einwirkungen von außen, die der Sicherheitsebene 4a zugeordnet sind, oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen (z. B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Rauchentwicklung, Notstromfall) werden dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen oder nach dem Stand von Wissenschaft und Technik unterstellt werden muss.

4.3 Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen

4.3 (1) Das der Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zugrunde gelegte anlagentypspezifische Spektrum von Ereignisabläufen umfasst Ereignisse aus den folgenden Ereignisgruppen:

- Transienten,
- Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Sicherheitsbehälters infolge von Lecks am Reaktor-kühlkreislauf mit einer offenen Ausströmfläche von bis zu 0,1F der Querschnittsfläche der Hauptkühlmittleitung,
- Kühlmittelverluststörfälle mit Umgehung des Sicherheitsbehälters.

Unter Zugrundelegung eines Mehrfachversagens von Sicherheitseinrichtungen sind die für die Planung heranzuziehenden repräsentativen Ereignisabläufe bestimmt.

4.4 Unfälle mit schweren Kernschäden

4.4 (1) Für die Planung von mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4c wird ein Ereignisspektrum zu Grunde gelegt, das die für den betreffenden Anlagentyp relevanten Phänomene bei Unfällen mit schweren Kernschäden berücksichtigt.

Dabei werden insbesondere Phänomene betrachtet, die die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden sowie Auswirkungen in Bezug auf die Freisetzung radioaktiver Stoffe und mögliche Freisetzungspfade dieser in die Umgebung haben.

5 Kriterien für Dokumentation, Betriebsreglement und Nachweisführung

5 (1) Der Genehmigungsinhaber ist in der Lage die Sicherheit der Anlage durch Unterlagen nachvollziehbar nachzuweisen.

5 (2) Der Genehmigungsinhaber hält eine systematische, vollständige, qualifizierte und aktuelle Dokumentation des Zustandes des Kernkraftwerks verfügbar.

5 (3) Für den sicheren Betrieb einer Anlage sind schriftliche Anweisungen erstellt, in denen festgelegt sind:

- a) Ein hinreichend vollständiger Satz an Vorgaben, bei deren Einhaltung gewährleistet ist, dass der Betrieb der Anlage den Sicherheitsanforderungen und Bedingungen der Genehmigung entspricht. Die Vorgaben umfassen insbesondere verfahrenstechnische Grenzwerte bzw. einzuhaltende Anlagenzustände, Wirksamkeits-, Verfügbarkeits- und relevante Randbedingungen sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile (Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs).
Die Festlegung der Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs ist auf der Basis der Anlagenauslegung, der Sicherheitsanalysen, der Genehmigungsbedingungen und der Erfahrungen aus Inbetriebnahme und Betrieb vorgenommen. Die Festlegung der Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs umfasst alle Betriebsphasen.
- b) Handlungsanweisungen für den Fall von Abweichungen von Grenzwerten und Bedingungen des sicheren Betriebs.
- c) Die Vorgaben, die einzuhalten, durchzuführen und zu befolgen sind, um Ereignisse der Sicherheitsebenen 2 bis 4a zu vermeiden bzw. zu beherrschen.
- d) Die Notfallstrategien sowie Vorgaben für Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen, die im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes angewendet werden.
- e) Die erforderlichen wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen.
- f) Die für die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs relevanten organisatorischen Regelungen (Aufbau- und Ablauforganisation).
- g) Die Mindestanforderungen an die Anzahl und die Qualifikation des Personals sowie die personellen Mindestverfügbarkeiten in der Anlage zur Sicherstellung eines sicheren Anlagenbetriebs und der Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4. Dabei sind auch auslösende Ereignisse bzw. Folgeereignisse, wie z. B. Brand und / oder Personunfälle, berücksichtigt.

5 (4) Die Unterlagen gemäß der Nummer 5 (3) werden aktuell gehalten. Sie sind dem Personal auf der Warte und Notsteuerstelle unmittelbar zugänglich.

5 (5) Für die Aktualisierung oder Änderung der Unterlagen gemäß der Nummer 5 (3) ist ein geregeltes Verfahren vorgesehen, das den Erfahrungsrückfluss und Fortentwicklungen des Standes von Wissenschaft und Technik berücksichtigt.

5 (6) Entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung sind für alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen Betriebsvorschriften wie Auslegungsvorschriften, Werkstoffvorschriften, Bauvorschriften und Prüfvorschriften sowie Instandhaltungsvorschriften vorhanden.

In den Prüfvorschriften sind Vorprüfungen, Werkstoffprüfungen, Bauprüfungen, Druckprüfungen, Abnahmeprüfungen und Funktionsprüfungen sowie regelmäßig wiederkehrende Prüfungen im Einzelnen festgelegt.

Die Einhaltung dieser Vorschriften wird im Rahmen eines Qualitätsgewährleistungsprogramms überwacht. Das Ergebnis der Qualitätsüberwachung mit den Ergebnissen der Prüfungen wird dokumentiert. Die zur Beurteilung der Qualität notwendigen Unterlagen über Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfungen sowie Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen sind während der gesamten Betriebsdauer der Anlage verfügbar.

5 (7) Zur Nachweisführung der Erfüllung der technischen Sicherheitskriterien werden deterministische sowie probabilistische Methoden herangezogen:

Die deterministischen Methoden umfassen

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

Die deterministischen Methoden bilden die Basis für die Durchführung von Systembewertungen.

5 (8) Als Grundlage für Nachweisführungen liegen vor:

- a) eine aktuelle Zusammenstellung der sicherheitstechnisch wichtigen Informationen über den bestehenden Zustand der betroffenen Maßnahmen und Einrichtungen mit Angabe der auf den jeweiligen Sicherheitsebenen durchzuführenden Aufgaben bzw. zu erfüllenden sicherheitstechnischen Funktionen sowie zu Aufbau, Anordnung und Auslegung sowie
- b) ein dokumentierter Vergleich des bestehenden Zustands der betroffenen sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen mit dem genehmigten bzw. in den Genehmigungsunterlagen beschriebenen Zustand.

5 (9) Bei der Analyse von Ereignisabläufen bzw. Zuständen werden

- a) für den jeweiligen Anwendungsbereich validierte Berechnungsverfahren verwendet sowie
- b) mit der Berechnung verbundene Unsicherheiten quantifiziert bzw. durch geeignete Verfahren abgedeckt.

5 (10) Bei Vorliegen von Erkenntnissen, die die Gültigkeit eines Nachweises in Frage stellen können, erfolgt eine Überprüfung.

5 (11a) Ergänzend zu deterministischen Sicherheitsanalysen wird durch probabilistische Sicherheitsanalysen die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung überprüft, um eventuell vorhandene Schwachstellen zu identifizieren.

5 (11b) In Ergänzung der deterministischen Nachweisführungen werden probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) angewendet, um die sicherheitstechnische Relevanz

- von Änderungen an Maßnahmen, Einrichtungen oder der Betriebsweise der Anlage sowie
- von neuen Erkenntnissen,

bei denen ein nennenswerter Einfluss auf die Ergebnisse der PSA nicht offensichtlich auszuschließen ist, zu bewerten.

5 (12) Eine Messung oder ein Experiment kann als Nachweis herangezogen werden, wenn

- a) die Übertragbarkeit der experimentellen Bedingungen auf die Anlagenzustände des jeweiligen Anwendungszusammenhangs qualifiziert ist und
- b) die mit der Messung verbundenen Unsicherheiten quantifiziert sind.

5 (13) Ingenieurmäßige Bewertungen können bei Nachweisführungen herangezogen werden, wenn hierzu ein Bewertungsmaßstab vorliegt, der auf technisch-wissenschaftlich nachvollziehbaren Grundlagen beruht.

B

MODUL 2

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns"**

Inhaltsübersicht

1 Zielsetzung

2 Geltungsbereich

3 Kriterien für die nukleare Auslegung

(inhärente Sicherheit, Leistung und Leistungsdichte, Reaktivitätsänderungen)

3.1 Sicherheitsebene 1

3.2 Sicherheitsebene 2

3.3 Sicherheitsebene 3

3.4 Sicherheitsebene 4

4 Kriterien für die thermohydraulische Auslegung

4.1 Sicherheitsebene 1

4.2 Sicherheitsebene 2

4.3 Sicherheitsebene 3

4.4 Sicherheitsebene 4

5 Kriterien für die mechanische Auslegung

5.1 Sicherheitsebene 1

5.2 Sicherheitsebene 2

5.3 Sicherheitsebene 3

5.4 Sicherheitsebene 4

6 Kriterien für die Auslegung der Überwachungs-, Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltanlagen

6.1 Sicherheitsebene 1

6.2 Sicherheitsebene 2

6.3 Sicherheitsebene 3

6.4 Sicherheitsebene 4

7 Kriterien für die Auslegung der Einbauten des Reaktordruckbehälters

7.1 Sicherheitsebene 1

7.2 Sicherheitsebene 2

7.3 Sicherheitsebene 3

7.4 Sicherheitsebene 4

Anhang 1

Anhang 2

Anhang 3

1 Zielsetzung

Dieser Regeltext enthält sicherheitstechnische Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns in Kernkraftwerken.

H i n w e i s: Der Regeltext ist nach den Auslegungsbereichen der nuklearen, der thermohydraulischen und der mechanischen Auslegung gegliedert. Zusätzlich werden Kriterien für die Auslegung der Überwachungs-, Regelungs-, Begrenzungs- und Abschalteinrichtungen sowie Kriterien für die Einbauten des Reaktordruckbehälters im Hinblick auf die Sicherstellung der Abschaltbarkeit und Kühlbarkeit des Reaktorkerns dargestellt. Die Kriterien werden den Sicherheitsebenen gemäß „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Kriterien“ (Modul 1) Abschnitt 2.1 zugeordnet.

2 Geltungsbereich

Die Kriterien gelten für die Auslegung und den Betrieb der folgenden Bauteile von Reaktorkernen in Kernkraftwerken:

- a) Brennstäbe,
- b) Brennelemente,
- c) Einrichtungen zur Überwachung, Regelung, Begrenzung und Abschaltung.

Auslegung und Betrieb der sonstigen Kernbauteile sind derart gestaltet, dass die Einhaltung der im Folgenden dargestellten Kriterien nicht beeinträchtigt wird.

H i n w e i s: Die im Zuge der Kernauslegung einzuhaltenden Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebene 1 sind in den folgenden Abschnitten aufgeführt.

Eine Zusammenstellung der bei der Kernauslegung zu berücksichtigenden Ereignisse auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a sowie der dabei jeweilig einzuhaltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien ist in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) enthalten.

Kriterien bezüglich der Handhabung und Lagerung von Kernbauteilen, einschließlich des Brennelementwechsels, sind in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Handhabung und Lagerung der Brennelemente“ (Modul 11) zusammengestellt.

3 Kriterien für die nukleare Auslegung

(inhärente Sicherheit, Leistung und Leistungsdichte, Reaktivitätsänderungen)

3.1 Sicherheitsebene 1

3.1 (1) Bei der nuklearen Kernauslegung sind alle Parameter berücksichtigt, die die Reaktivität bzw. Leistung des Kerns oder die Leistungsdichte beeinflussen, soweit dies zur Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien auf den einzelnen Sicherheitsebenen erforderlich ist.

Die Abhängigkeiten dieser Parameter vom Zyklusverlauf sowie die Bandbreiten der im bestimmungsgemäßen Betrieb zulässigen Änderungen und Schwankungen in den Betriebsparametern sind berücksichtigt.

3.1 (2) Der Reaktorkern ist so ausgelegt, dass auf Grund inhärenter reaktorphysikalischer Rückkopplungseigenschaften im Normalbetrieb und bei den auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a betrachteten Ereignissen

- a) schnelle Reaktivitätsanstiege so weit abgefangen werden, dass im Zusammenwirken mit den sonstigen inhärenten Eigenschaften der Anlage und den Abschalteinrichtungen die auf den Sicherheitsebenen jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden;

H i n w e i s: Siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), in der Nummer 3.2 (3).

- b) eine Erhöhung der Brennstofftemperatur im Reaktorkern eine negative Reaktivitätsrückwirkung hat;
- c) eine Zunahme des Dampfblasengehalts im Reaktorkern eine negative Reaktivitätsrückwirkung hat;
- d) eine Erhöhung der Kühlmitteltemperatur u n d / o d e r eine Abnahme der Kühlmitteldichte im Reaktorkern eine negative Reaktivitätsrückwirkung haben,
 - beim DWR spätestens bei Erreichen des Nenn- bzw. Teillastbetriebs mit Xenon-Gleichgewicht zu Zyklusbeginn und
 - beim SWR spätestens bei Erreichen der Betriebstemperatur.

3.1 (3a) Eine positive Reaktivitätsrückwirkung bei Erhöhung der Kühlmitteltemperatur bzw. Abnahme der Kühlmitteldichte (ohne bzw. mit vernachlässigbarer Dampfblasenbildung) vor Erreichen der in der Nummer 3.1 (2) Buchstabe d 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. Bei der Analyse von Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (Sicherheitsebene 4a) ist in der Nummer 3.2.5 (2) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6) beachtet.

3.1 (3b) Die sicherheitstechnische Bedeutung lokaler Dampfblasenzunahmen oder lokaler Kühlmitteltemperaturerhöhungen bzw. -dichteabnahmen mit positiven Rückwirkungen auf die Reaktivität ist bewertet.

3.1 (4) Der Reaktorkern ist so ausgelegt und wird so betrieben, dass

- a) die Leistung und Leistungsdichte sowie alle Sicherheitsvariablen, die für die Reaktivität, die Leistung oder die Leistungsdichte hinsichtlich der Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien auf den einzelnen Sicherheitsebenen wesentlich sind, im erforderlichen Umfang zeitlich und räumlich zuverlässig überwacht werden können;
Hinweis: Zur Definition von „Überwachung“ siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Begriffsbestimmungen“.
- b) Leistung und Leistungsdichteverteilung innerhalb zulässiger Grenzen stabil gehalten werden können, auch im Hinblick auf die Auswirkungen von Xenon-Umverteilungen;
- c) Änderungen in der Reaktivität, Leistung oder Leistungsdichte kontrolliert erfolgen;
- d) die reaktorphysikalischen Randbedingungen eingehalten werden, die der thermohydraulischen und mechanischen Kernausslegung, der Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltvorrichtungen sowie der Auslegung des Reaktordruckbehälters und seiner Einbauten zu Grunde gelegt sind.

3.1 (5) Beim SWR ist durch die nukleare und thermohydraulische Auslegung des Kerns Vorsorge dafür getroffen, dass im Normalbetrieb ein ausreichender Abstand zu dem Bereich, in dem ungedämpfte Leistungsdichteschwängungen auftreten können, vorhanden ist (siehe auch in der Nummer 4.1 (3)).

3.1 (6) Die Auslegungsrechnungen zu den reaktorphysikalischen Sicherheitsvariablen des Kerns werden von zyklusspezifischen Messprogrammen bzw. anhand von anfallenden Kernüberwachungsdaten überprüft.

Es ist festgelegt, wie im Falle signifikanter Abweichungen zwischen Rechnung und Messung zu verfahren ist.

3.2 Sicherheitsebene 2

3.2 (1) Bei den auf der Sicherheitsebene 2 betrachteten Ereignissen werden im Zusammenwirken mit den Kühlsystemen und den Maßnahmen bzw. Einrichtungen zur Begrenzung oder Absenkung der Leistung oder Leistungsdichte die Kriterien für die Auslegung der Kernbauteile gemäß der Nummer 5.2 (1) sowie die für die Sicherheitsebene 2 geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten.

3.3 Sicherheitsebene 3

3.3 (1) Bei den auf der Sicherheitsebene 3 betrachteten Ereignissen werden die für diese Sicherheitsebene geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten.

3.4 Sicherheitsebene 4

3.4 (1) Der Reaktorkern ist so ausgelegt, dass bei Ereignissen mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (Sicherheitsebene 4a) durch eine ausreichend negative Reaktivitätsrückwirkung im Zusammenwirken mit den ansonsten als wirksam unterstellten Maßnahmen und Einrichtungen der Anlage die Leistung begrenzt bzw. ausreichend schnell abgesenkt wird, so dass die sicherheitstechnischen Nachweisziele

- a) Erhaltung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns sowie
 - b) Erhaltung der Integrität der Druckführenden Umschließung
- und die für diese Ereignisse geltenden Nachweiskriterien eingehalten werden.

Durch die weiteren Abschaltseinrichtungen wird der für die dauerhafte Unterkritikalität geforderte Betrag der Abschaltreaktivität erreicht (siehe auch in der Nummer 6.4 (1)).

4 Kriterien für die thermohydraulische Auslegung

4.1 Sicherheitsebene 1

4.1 (1) Bei der thermohydraulischen Kernausslegung sind alle Parameter berücksichtigt, die für die Kühlung der Brennelemente wesentlich sind, soweit dies zur Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien auf den einzelnen Sicherheitsebenen erforderlich ist.

Die Abhängigkeiten dieser Parameter vom Zyklusverlauf sowie die Bandbreiten der im bestimmungsgemäßen Betrieb zulässigen Änderungen und Schwankungen in den Betriebsparametern sind berücksichtigt.

4.1 (2) Der Reaktorkern ist so ausgelegt und wird so betrieben, dass

- a) alle Sicherheitsvariablen, die für die Kühlung der Brennelemente hinsichtlich der Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien auf den einzelnen Sicherheitsebenen wesentlich sind, im erforderlichen Umfang zeitlich und räumlich zuverlässig überwacht werden können;
- b) ein kritischer Siedezustand nicht auftritt;
- c) die thermohydraulischen Randbedingungen eingehalten werden, die der nuklearen und mechanischen Kernausslegung, der Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltseinrichtungen, sowie der Auslegung des Reaktordruckbehälters und seiner Einbauten zu Grunde gelegt sind.

4.1 (3) Beim SWR ist durch die nukleare und thermohydraulische Auslegung des Kerns Vorsorge dafür getroffen, dass im Normalbetrieb ein ausreichender Abstand zu dem Bereich, in dem ungedämpfte Leistungsdichteschwankungen auftreten können, vorhanden ist (siehe auch in der Nummer 3.1 (5)).

4.1 (4) Die Auslegungsrechnungen zu den thermohydraulischen Sicherheitsvariablen des Kerns werden anhand von zyklusspezifischen Messprogrammen bzw. anhand von anfallenden Kernüberwachungsdaten überprüft.

Es wird festgelegt, wie im Falle signifikanter Abweichungen zwischen Rechnung und Messung zu verfahren ist.

4.2 Sicherheitsebene 2

4.2 (1) Bei den auf der Sicherheitsebene 2 betrachteten Ereignissen werden im Zusammenwirken mit den Kühlsystemen und den Maßnahmen bzw. Einrichtungen zur Begrenzung oder Absenkung der Leistung oder Leistungsdichte die Kriterien für die Auslegung der Kernbauteile gemäß der Nummer 5.2 (1) sowie die für Sicherheitsebene 2 geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten.

4.3 Sicherheitsebene 3

4.3 (1) Bei den auf der Sicherheitsebene 3 betrachteten Ereignissen werden die für diese Sicherheitsebene geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten.

4.4 Sicherheitsebene 4

4.4 (1) Für die Sicherheitsebene 4 bestehen keine Kriterien für die thermohydraulische Auslegung des Reaktorkerns, die über die in Abschnitt 3.4 genannten Kriterien hinausgehen.

5 Kriterien für die mechanische Auslegung

5.1 Sicherheitsebene 1

5.1 (1) Bei der mechanischen Auslegung der Kernbauteile sind alle mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen auf die Kernbauteile berücksichtigt, die hinsichtlich der Einhaltung der Kriterien gemäß Anhang 1 bis Anhang 3 sowie der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien wesentlich sind. Die Abhängigkeiten dieser Einwirkungen vom Zyklusverlauf sind berücksichtigt.

5.1 (2) Die Kernbauteile und die aus diesen Bauteilen jeweils aufgebauten Reaktorkerne sind so ausgelegt und werden so betrieben, dass die anforderungsgerechte Funktionsfähigkeit der Kernbauteile bis zum Ende ihrer Einsatzzeit auslegungsgemäß gegeben ist.

Die Kompatibilität der Kernbauteile untereinander ist gegeben.

Insbesondere ist sichergestellt, dass keine Verformungen an den Brennstäben, der Brennelement-Struktur, den Steuerelementen (DWR) bzw. Steuerstäben (SWR) entstehen, die die mechanische Abschaltbarkeit und die Kühlbarkeit des Kerns gefährden.

5.1 (3a) Für die Brennstäbe sind zu den in Anhang 1 aufgeführten Kriterien der Buchstaben a bis j Auslegungsgrenzen, die brennstoff- bzw. werkstoffspezifisch sein können, festgelegt.

5.1 (3b) Alternativ zu den in der Nummer 5.1 (3a) genannten Auslegungsgrenzen können für in Anhang 1 aufgeführte Kriterien experimentell abgesicherte Defektwahrscheinlichkeiten bestimmt sein.

5.1 (4) Für die Brennelement-Struktur sind zu den in Anhang 2 aufgeführten Kriterien Auslegungsgrenzen, die konstruktions- und werkstoffspezifisch sein können, festgelegt und eingehalten.

5.1 (5) Für die Steuerelemente bzw. Steuerstäbe sind zu den in Anhang 3 aufgeführten Kriterien Auslegungsgrenzen, die konstruktions- und werkstoffspezifisch sein können, festgelegt und eingehalten.

5.1 (6) Die Auslegungsgrenzen gemäß der Nummer 5.1 (3a), 5.1 (4) und 5.1 (5) sind unter Berücksichtigung der Unsicherheiten in der experimentellen Datenbasis so festgelegt, dass bei Einhaltung der Auslegungsgrenze Defekte an den Brennstäben, Brennelement-Strukturen oder Steuerelementen bzw. Steuerstäben sowie der zugehörigen Strukturteile nicht zu unterstellen sind.

5.1 (7) Bei Nachweisführungen für die Brennstabintegrität ist gezeigt, dass die in Anhang 1 aufgeführten Auslegungskriterien eingehalten werden. Es ist gezeigt, dass,

- a) sofern Nachweise mittels deterministischer Methoden geführt werden, kein Brennstab die Auslegungsgrenzen gemäß der Nummer 5.1 (3a) während seiner Einsatzzeit überschreitet.
- b) sofern Nachweise mittels statistischer Methoden geführt werden, die Wahrscheinlichkeit dafür, dass höchstens ein Brennstab pro Zyklus die Auslegungsgrenzen gemäß der Nummer 5.1 (3a) überschreitet, mindestens 95 % beträgt, bei einer statistischen Sicherheit von mindestens 95 %.

Bei Verwendung von Defektwahrscheinlichkeiten gemäß der Nummer 5.1 (3b) ist gezeigt, dass die Wahrscheinlichkeit dafür, dass kein Brennstab pro Zyklus defekt wird, mindestens 95 % beträgt, bei einer statistischen Sicherheit von mindestens 95 %.

H i n w e i s: Siehe hierzu auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6) in der Nummer 3.3 (4).

5.1 (8) Die Brennelemente sind so ausgelegt, dass Inspektionen an Brennstäben und der Brennelement-Struktur hinsichtlich des anforderungsgerechten Betriebsverhaltens möglich sind.

5.1 (9) Es werden Prüfungen der Brennelemente sowie der Steuerelemente bzw. Steuerstäbe im Hinblick auf ihr anforderungsgerechtes Betriebsverhalten durchgeführt.

5.1 (10) Die im Reaktorkern eingesetzten Werkstoffe sind kompatibel mit der Wasserchemie des Reaktorkühlmittels, so dass unzulässige Veränderungen der Oberflächen im Reaktorkern infolge Korrosion und Ablagerungen vermieden werden.

5.2 Sicherheitsebene 2

5.2 (1) Bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 2 bleibt die uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit und Handhabbarkeit der Brennelemente sowie der Steuerelemente (DWR) bzw. Steuerstäbe (SWR) erhalten. Die Auslegungsgrenzen gemäß der Nummer 5.1 (4) und 5.1 (5) sowie die Kriterien der Nummer 5.1 (7) werden eingehalten.

Insbesondere ist sichergestellt, dass infolge von Ereignissen der Sicherheitsebene 2 keine Verformungen an den Brennstäben, der Brennelement-Struktur, den Steuerelementen bzw. Steuerstäben entstehen, die die mechanische Abschaltbarkeit u n d / o d e r die Kühlbarkeit des Kerns gefährden.

5.3 Sicherheitsebene 3

5.3 (1) Bei den auf der Sicherheitsebene 3 betrachteten Ereignissen werden die für diese Sicherheitsebene geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten.

Insbesondere ist sichergestellt, dass infolge von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 keine Verformungen an den Brennstäben, der Brennelement-Struktur, den Steuerelementen bzw. Steuerstäben entstehen, die

- die mechanische Abschaltbarkeit (beim großen Leckstörfall beim DWR die dauerhafte Abschaltbarkeit) u n d / o d e r
- die Kühlbarkeit des Kerns gefährden.

5.3 (2) Die Auswirkungen der im Laufe des bestimmungsgemäßen Betriebs auftretenden Eigenschaftsänderungen der Brennstäbe und der Brennelementstruktur sowie der Steuerelemente bzw. Steuerstäbe auf das Störfallverhalten sind berücksichtigt.

5.4 Sicherheitsebene 4

5.4 (1) Für die Sicherheitsebene 4 bestehen keine Kriterien für die mechanische Auslegung des Reaktorkerns, die über die in Abschnitt 3.4 genannten Kriterien hinausgehen.

6 Kriterien für die Auslegung der Überwachungs-, Regelungs-, Begrenzungs- und Abschaltseinrichtungen

6.1 Sicherheitsebene 1

6.1 (1) Der Betrieb des Reaktorkerns wird wie folgt überwacht:

- a) Die Leistung und die Leistungsdichte sowie alle Sicherheitsvariablen, die für die Reaktivität, die Reaktorleistung, die Leistungsdichte und die Kühlung der Brennelemente hinsichtlich der Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien wesentlich sind, werden im erforderlichen Umfang zeitlich und räumlich zuverlässig überwacht.

- b) Die räumliche Auflösung der Überwachung, sowie die Empfindlichkeit und konstruktive Ausführung der Überwachungseinrichtungen gewährleisten bei jedem Betriebszustand der Anlage sowie bei den Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a die jeweils erforderlichen Funktionen der Regelungs-, Begrenzungs- und Sicherheitseinrichtungen.
- c) Es ist sichergestellt, dass alle Einstellwerte der Regelungs-, Begrenzungs- und Sicherheitseinrichtungen unter Berücksichtigung des jeweiligen Betriebszustands und der Kernauslegung festgelegt und eingestellt werden, so dass die auslegungsgemäße Funktion der Regelungs-, Begrenzungs- und Sicherheitseinrichtungen zuverlässig gegeben ist.
- d) Es ist sichergestellt, dass mittels der direkt gemessenen Prozessvariablen auch die abgeleiteten Sicherheitsvariablen zuverlässig bestimmt werden können.
- e) Es ist sichergestellt, dass diejenigen Sicherheitsvariablen des Reaktorkerns, die Einfluss auf die Nachweisführungen auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a haben, innerhalb der Bandbreiten gehalten werden, für die die Beherrschung der Ereignisse dieser Sicherheitsebenen nachgewiesen ist.

6.1 (2) Leistung und Leistungsdichte werden innerhalb zulässiger Grenzen gehalten, so dass auch unter Berücksichtigung der im Normalbetrieb möglichen Änderungen in den reaktivitätswirksamen Parametern die nuklearen, thermohydraulischen und mechanischen Auslegungskriterien (gemäß Abschnitt 3.1, 4.1 und 5.1) erfüllt werden.

6.1 (3) Bei der Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschalteinrichtungen sind alle mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen berücksichtigt, die während des Betriebs der Anlage bzw. bei Regelungs-, Begrenzungs- und Abschalteinrichtungen, deren Funktion zur Ereignisbeherrschung auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a erforderlich ist, auch unter den jeweiligen Ereignisbedingungen auftreten können.

6.1 (4) Bei der Auslegung der Regelungs-, Begrenzungs- und Abschalteinrichtungen sind alle Parameter berücksichtigt, die die Wirksamkeit dieser Einrichtungen beeinflussen.

6.1 (5) Das Schnellabschaltsystem gemäß der Nummer 3.2 (5) bzw. 3.2 (6) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1)

- a) wird von Anregungen automatisch ausgelöst, die aus verschiedenen Prozessvariablen gemäß den Kriterien für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung“ [Modul 5] in der Nummer 5 (2)) gebildet werden;
- b) wird auch für den Fall, dass es gemeinsame Komponenten mit den Regelungs- bzw. Begrenzungseinrichtungen hat, durch Funktion der Regelungs- bzw. Begrenzungseinrichtungen in seiner bestimmungsgemäßen Funktion nicht ungünstig beeinflusst (auch nicht infolge einer durch Fehler in diesen Einrichtungen erzeugten Funktion);
- c) kann auch manuell ausgelöst werden.

6.1 (6) Die Abschalteinrichtungen gemäß der Nummer 3.2 (7) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) stellen sicher, dass der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität erreicht und beliebig lange aufrecht erhalten werden kann.

Die Einrichtungen zur Einbringung löslicher Neutronenabsorber in das Kühlmittel liefern beim SWR in den Betriebsphasen A bis C einen Betrag der Abschaltreaktivität von 5 %.

6.1 (7) Die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der für die Abschaltung relevanten Systeme und Komponenten sind durch Auslegung und regelmäßige Prüfungen sowie durch geeignete Instandhaltungsmaßnahmen über die gesamte Dauer der Einsatzzeit sichergestellt. Hierbei gilt insbesondere:

- a) In regelmäßigen Zeitabständen werden alle Steuerelemente bzw. Steuerstäbe auf ordnungsgemäße Verfahrbarkeit überprüft.
- b) Die ordnungsgemäße Funktion des Schnellabschaltsystems wird am Ende und vor Beginn eines Zyklus sowie nach jeder Reaktorschnellabschaltung gezeigt. Zudem wird nach jeder Instandhaltungsmaßnahme, welche eine Beeinträchtigung der Funktionsfähigkeit der Schnellabschaltung zur Folge haben kann, eine Überprüfung der ordnungsgemäßen Funktion der betroffenen Komponenten vorgenommen.

- c) Lässt sich ein Steuerelement bzw. Steuerstab nicht mehr oder nur schwergängig verfahren oder werden verzögerte Einfall- bzw. Einschusszeiten festgestellt, wird der Sachverhalt unverzüglich sicherheitstechnisch bewertet (Sicherstellung der erforderlichen Begrenzungs- und Abschaltfunktionen, Erhalt der Abschaltreaktivität, Möglichkeit eines systematischen Fehlers). Ist ein sicherer Weiterbetrieb nicht mehr zweifelsfrei sichergestellt, wird der Reaktor unterkritisch gemacht. Sind Schäden an Steuerelementen bzw. Steuerstäben Ursache der Schwergängigkeit, so werden diese Komponenten ausgetauscht oder ertüchtigt.
- d) Die Antriebe der Steuerelemente bzw. Steuerstäbe, einschließlich aller dazugehörigen Hilfsysteme, haben nur insoweit gemeinsame Komponenten, als sichergestellt ist, dass ein Einzelfehler die zuverlässige und wirksame Abschaltung des Reaktors nicht beeinträchtigt.
- e) Gegen das unkontrollierte Ausfahren von Steuerelementen bzw. Steuerstäben sind Maßnahmen bzw. Einrichtungen vorhanden.
- f) Beim SWR ist sichergestellt, dass nach einem Stillstand aller Zwangsumwälzpumpen ein Start von Zwangsumwälzpumpen bei gezogenen Steuerstäben nicht erfolgt.
- g) Für mit Boreinspeisung arbeitende Abschaltanlagen ist eine periodische sowie anlassbezogene Überwachung der Borkonzentration und des Füllstandes in den für die Sicherheit wichtigen Vorratsbehältern derart vorgesehen, dass eine anforderungsgerechte Einspeisung des Bors sichergestellt ist.
- h) Auch beim Eintreten mehrerer voneinander nicht unabhängiger Ereignisse (z. B. Brand, Wassereintritt) ist die Abschaltung des Reaktors sichergestellt.

6.2 Sicherheitsebene 2

6.2 (1) Es sind automatisch wirkende Einrichtungen zur Begrenzung oder Absenkung der Leistung und Leistungsdichte vorhanden, die, im Zusammenwirken mit der nuklearen, thermo-hydraulischen und mechanischen Auslegung des Reaktorkerns, sicherstellen, dass

- eine mögliche Reaktivitätszufuhr und eine dadurch bedingte Erhöhung der Reaktorleistung oder der Leistungsdichte sowie
- eine Verschlechterung der Kühlung der Brennelemente

infolge von Ereignissen der Sicherheitsebene 2 so beschränkt bleiben, dass die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien dieser Sicherheitsebene eingehalten werden.

6.2 (2) Bei Transienten, mit deren Eintreten während der Reaktorlebensdauer zu rechnen ist und in deren Ablauf so große Änderungen der Betriebsparameter erzeugt werden, dass eine Reaktorschnellabschaltung erfolgt, stellt das Schnellabschaltsystem sicher, dass der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität so schnell unter Erfüllung der Kriterien der Nummer 3.2 (6) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) erreicht wird, dass auf der Sicherheitsebene 2 geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.

6.2 (3) Durch die Schnellabschaltung wird der Reaktor bei den betrachteten Ereignissen so lange unterkritisch gehalten, bis die dauerhafte Aufrechterhaltung der Unterkritikalität sichergestellt ist.

6.2 (4) Die Abschaltanlagen gemäß der Nummer 3.2 (7) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) stellen sicher, dass bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 2 der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität erreicht und beliebig lange aufrecht erhalten werden kann.

6.2 (5) Die Wirksamkeit und Fahrgeschwindigkeit sowohl von einzeln als auch von gemeinsam fahrenden Steuerelementen bzw. Steuerstäben sowie anderer reaktivitätswirksamer Einrichtungen sind so begrenzt, dass bei fehlerhaftem Fahrbefehl die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebene 2 eingehalten werden.

6.2 (6) Sofern ein lokaler Anstieg der Leistungsdichte durch Umverteilungen des Neutronenflusses infolge einer Störung nicht ausgeschlossen werden kann, sind Maßnahmen bzw. Einrichtungen zur wirksamen Begrenzung des Anstiegs vorgesehen.

6.2 (7) Beim SWR ist durch wirksame und zuverlässige automatische Einrichtungen sichergestellt, dass bei einem störungsbedingtem Verlassen des bezüglich Leistungsdichteschwingungen stabilen Bereichs des Betriebskennfeldes das Auftreten von ungedämpften Schwingungen verhindert wird bzw. diese so rechtzeitig beendet werden, dass die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebene 2 eingehalten werden.

6.3 Sicherheitsebene 3

6.3 (1) Bei den betroffenen Ereignissen der Sicherheitsebene 3 stellt das Schnellabschaltssystem sicher, dass der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität unter Erfüllung der Kriterien der Nummer 3.1 (8) und 3.2 (6) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) so schnell erreicht wird, dass im Zusammenwirken mit anderen Sicherheitseinrichtungen die auf der Sicherheitsebene 3 geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.

6.3 (2) Durch die Schnellabschaltung wird der Reaktor bei den betrachteten Ereignissen der Sicherheitsebene 3 so lange unterkritisch gehalten, bis die dauerhafte Aufrechterhaltung der Unterkritikalität sichergestellt ist.

6.3 (3) Beim DWR ist abweichend von der Nummer 6.3 (2) bei Störfällen mit hoher Abkühlgeschwindigkeit des Reaktorkerns (Unterkühlungstransienten, siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ [Modul 3]) ein kurzes Wiederkritischwerden zulässig, sofern die Einhaltung der ansonsten geltenden Nachweiskriterien sichergestellt ist.

6.3 (4) Die Abschaltseinrichtungen gemäß der Nummer 3.2 (7) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) stellen sicher, dass bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 3 der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität erreicht und beliebig lange aufrecht erhalten werden kann.

6.3 (5) Die zum Abfahren der Zwangsumwälzpumpen beim SWR notwendigen Einrichtungen sind als leittechnische Einrichtungen für die Ausführung von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A gemäß „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung“ (Modul 5) ausgelegt.

6.3 (6) Gegen den vollständigen Auswurf eines Steuerelements bzw. Steuerstabs sowie das vollständige Herausfallen eines Steuerstabs (SWR) sind außer der sicheren Auslegung und der sorgfältigen Fertigungskontrolle sowie Verriegelungen (SWR) davon unabhängige Maßnahmen bzw. Einrichtungen vorgesehen, es sei denn, es ist nachgewiesen, dass beim Auswurf des Steuerelements bzw. Steuerstabs bzw. Herausfallen des Steuerstabs mit dem größten Reaktivitätswert die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.

6.3 (7) Die Wirksamkeit und Fahrgeschwindigkeit sowohl von einzeln als auch von gemeinsam fahrenden Steuerelementen bzw. Steuerstäben sowie anderer reaktivitätswirksamer Einrichtungen sind so begrenzt, dass bei Störfällen infolge von Fehlaktivierungen dieser Einrichtungen die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien der Sicherheitsebene 3 eingehalten werden.

6.4 Sicherheitsebene 4

6.4 (1) Bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 4a wird der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität durch die jeweilig verfügbaren Abschaltseinrichtungen unter Erfüllung der Kriterien der obigen Nummer 3.4 (1) sowie der Nummer 3.2 (6) bzw. 3.2 (7) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) erreicht und beliebig lange aufrecht erhalten.

7 Kriterien für die Auslegung der Einbauten des Reaktordruckbehälters

H i n w e i s: 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.

7.1 Sicherheitsebene 1

7.1 (1) Bei der Auslegung der Einbauten des Reaktordruckbehälters sind alle mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen berücksichtigt, die während des Betriebs der Anlage sowie bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a auftreten können.

7.1 (2) Die Einbauten im Reaktordruckbehälter halten allen während des Normalbetriebs auftretenden Beanspruchungen während ihrer gesamten Einsatzdauer derart stand, dass die Einhaltung der Normalbetriebsbedingungen des Reaktorkerns sichergestellt ist.

7.1 (3) Es sind geeignete Maßnahmen bzw. Einrichtungen vorgesehen, um zu verhindern, dass die Kontrolle der Reaktivität oder die Kühlung der Brennelemente durch Verunreinigungen oder lose Teile im Kühlmittel beeinträchtigt wird.

7.1 (4) Das Schwingungsverhalten der Einbauten im Reaktordruckbehälter wird durch Messungen während der Inbetriebnahme der Anlage untersucht. Maßnahmen und Einrichtungen für eine betriebliche Überwachung sind in sicherheitstechnisch begründetem Umfang vorgesehen.

7.1 (5) Es sind Prüfungen der Einbauten im Reaktordruckbehälter im Hinblick auf das Auftreten von Schäden und die Einhaltung der anforderungsgerechten Funktionsfähigkeit der Einbauten vorgesehen.

7.2 Sicherheitsebene 2

7.2 (1) Die Einbauten im Reaktordruckbehälter sind so ausgelegt, dass bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 2 und den sich daraus ergebenden Einwirkungen auf die Einbauten die Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien dieser Sicherheitsebene sichergestellt ist.

7.3 Sicherheitsebene 3

7.3 (1) Die Einbauten im Reaktordruckbehälter sind so ausgelegt, dass bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 3 und den sich daraus ergebenden Einwirkungen auf die Einbauten die Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien dieser Sicherheitsebene sichergestellt ist.

Insbesondere ist sichergestellt, dass infolge von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 die mechanische Abschaltbarkeit (beim großen Leckstörfall beim DWR die dauerhafte Abschaltbarkeit) und die Kühlbarkeit des Kerns erhalten bleibt.

H i n w e i s: Zum Nachweisumfang bei Lecks größer 0,1F siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) Anhang 2.

7.4 Sicherheitsebene 4

7.4 (1) Die Einbauten im Reaktordruckbehälter sind so ausgelegt, dass bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 4a und den sich daraus ergebenden Einwirkungen auf die Einbauten die Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien dieser Sicherheitsebene gegeben ist.

Auslegungskriterien für die Brennstäbe

Für die Brennstäbe gelten folgende Auslegungskriterien:

- a) Vermeidung von Brennstoffschmelzen,
- b) Begrenzung der tangentialen Hüllrohr-Gesamtdehnung infolge schneller positiver Leistungsänderung,
- c) Begrenzung der Wechsellastspannung bei dynamischer Beanspruchung,
- d) Begrenzung der Druckdifferenz über das Hüllrohr als Folge äußeren Überdrucks,
- e) Begrenzung der Spannungen im freistehenden Hüllrohr,
- f) Begrenzung des Brennstab-Innendrucks zur Vermeidung einer unzulässigen thermischen Rückkopplung,
- g) Begrenzung der plastischen Hüllrohr-Vergleichsdehnung im Zugbereich,
- h) Begrenzung der Hüllrohr-Oxidschichtdicke,
- i) Begrenzung der Wasserstoff-Aufnahme ins Hüllrohr (unter Beachtung der Verteilung des aufgenommenen Wasserstoffs im Hüllrohr),
- j) Begrenzung der Tangentialspannung im Hüllrohr (unter Beachtung der Hydrid-Ausrichtung),
- k) Begrenzung von Abrieb (Fretting),
- l) Brennstabschäden infolge mechanisch-chemischer Wechselwirkungen zwischen Brennstoff und Hüllrohr (PCI/SCC) werden durch die Brennstabauslegung und durch einen geeigneten Betrieb des Reaktorkerns vermieden.

Die o. g. Auslegungskriterien gelten für die derzeit üblichen Auslegungskonzepte. Sofern andere Auslegungen zum Einsatz kommen, werden erforderlichenfalls andere Auslegungskriterien herangezogen, deren gleichwertige Eignung zur Sicherstellung der Einhaltung der übergeordneten sicherheitstechnischen Kriterien bestätigt ist.

Auslegungskriterien für die Brennelement-Struktur

Für die Brennelement-Struktur gelten folgende Auslegungskriterien:

- a) Vermeidung des Abhebens des Brennelements vom unteren Rost durch ausreichende Niederhaltekraft am Brennelement bzw. durch Begrenzung der Auftriebskraft auf zulässige Werte,
- b) Begrenzung der Steuerelement-Führungsrohr-Spannungen zur Vermeidung unzulässiger Verformungen (DWR),
- c) Begrenzung der Steuerelement-Führungsrohr-Druckspannungen zur Vermeidung von Knicken (DWR),
- d) Begrenzung der Vergleichsspannungen in den Brennelement-Strukturteilen,
- e) Begrenzung der Wechsellastspannung an der Brennelement-Struktur zur Vermeidung von Ermüdung,
- f) Begrenzung des Abriebs an Kontaktpunkten der Brennelement-Struktur mit beweglichen Konstruktionsteilen (Fretting),
- g) Begrenzung der Druckspannungen, die durch Reibkräfte vom Abstandshalter auf den Brennstab ausgehen,
- h) Vermeidung bzw. Begrenzung von Druckspannungen, die durch Brennstab-Längenwachstum bei Ausfüllung des Brennstab-Freiraums entstehen (DWR: Vermeidung durch ausreichenden axialen Freiraum, SWR: Vermeidung des Drückens der axialen Feder auf Block),
- i) Vermeidung von Brennelement-Druckspannungen, die durch Brennelement-Längenwachstum bei Ausfüllung des Brennelement-Freiraums entstehen (Vermeidung durch ausreichenden axialen Freiraum),
- j) Begrenzung der Duktilitätsminderung durch Wasserstoff-Aufnahme in die Brennelement-Struktur,
- k) Begrenzung der Federrelaxation,
- l) Begrenzung des differentiellen Wachstums der verschiedenen Brennelementteile,
- m) Begrenzung der Spannungen in der wasserführenden Struktur der Brennelemente (z. B. Brennelementkastenwand, Wasserkanal) (SWR),
- n) Begrenzung der Verformungen der wasserführenden Struktur der Brennelemente (SWR).

Die o. g. Auslegungskriterien gelten für die derzeit üblichen Auslegungskonzepte. Sofern andere Auslegungen zum Einsatz kommen, werden erforderlichenfalls andere Auslegungskriterien herangezogen, deren gleichwertige Eignung zur Sicherstellung der Einhaltung der übergeordneten sicherheitstechnischen Kriterien bestätigt ist.

Anhang 3

Auslegungskriterien für die Steuerelemente bzw. Steuerstäbe

Für die Steuerelemente bzw. Steuerstäbe gelten folgende Auslegungskriterien:

- a) Begrenzung der maximalen Druckbelastung,
- b) Begrenzung der (Vergleichs-) Spannungen in der Absorber-Umschließung sowie in den sonstigen Strukturteilen,
- c) Begrenzung der Temperatur des Absorber-Materials,
- d) Begrenzung der Ermüdung der Absorber-Umschließung sowie in sonstigen Strukturteilen bei Lastwechsel,
- e) Begrenzung der plastischen Vergleichsdehnung der Absorber-Umschließung sowie in den sonstigen Strukturteilen,
- f) Bereitstellung ausreichender Absorptionswirkung für die vorgesehene Einsatzzeit.

Die o. g. Auslegungskriterien gelten für die derzeit üblichen Auslegungskonzepte. Sofern andere Auslegungen zum Einsatz kommen, werden erforderlichenfalls andere Auslegungskriterien herangezogen, deren gleichwertige Eignung zur Sicherstellung der Einhaltung der übergeordneten sicherheitstechnischen Kriterien bestätigt ist.

C

MODUL 3

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse"**

Inhaltsübersicht

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

1 Zielsetzung und Geltungsbereich

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

H i n w e i s: In den Ereignislisten sind den Ereignissen die jeweils betroffenen Schutzziele

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

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

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

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

Für definierte Ereignisse können optional Nachweise geführt werden, dass durch Vorsorgemaßnahmen der Eintritt dieser Ereignisse so unwahrscheinlich ist, dass er nicht mehr unterstellt zu werden braucht. Diese sind in den Ereignislisten mit VM gekennzeichnet. Übergeordnete und ggf. ereignisspezifische Kriterien für diese Vorsorgemaßnahmen sind in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, Abschnitt 4 (Modul 10) enthalten.

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

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

H i n w e i s: Die Abgrenzungen (Beginn und Ende) der o. g. Betriebsphasen sind in den Tabellen 4.1 bis 4.3 für DWR und SWR dargestellt.

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

1 (3) Bei Ereignissen, deren Eintreten bei Vorhandensein spezieller Maßnahmen und Einrichtungen – im Folgenden Vorsorgemaßnahmen genannt – nicht unterstellt zu werden braucht, ist die Nachweisführung auf die Einhaltung der Kriterien für die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der hierzu realisierten Vorsorgemaßnahmen bezogen.

2 Übergeordnete Kriterien

2 (1) Sofern anlagenspezifische Gegebenheiten Abweichungen gegenüber den in den Ereignislisten angegebenen Randbedingungen bei der analytischen Nachweisführung erfordern, sind die Abweichungen begründet dargelegt und nachvollziehbar dokumentiert.

2 (2) Sind bei der Nachweisführung nur Teilaspekte der jeweiligen Ereignisliste von Bedeutung, kann die Nachweisführung auf die betroffenen Teilaspekte beschränkt sein.

2 (3) Die Nachweisführung erstreckt sich vom Eintritt eines Ereignisses bis zum Erreichen eines kontrollierten Anlagenzustandes; bei der Ermittlung eines Quellterms für radiologische Nachweise bis zur Beendigung der Freisetzung.

2 (4) Bei der anlagenspezifischen Anwendung der Ereignislisten ist für die Sicherheitsebenen 2 bis 4a die Vollständigkeit und der repräsentative Charakter der in den Ereignislisten genannten Ereignisse für alle relevanten Betriebszustände überprüft.

Hierzu sind grundsätzlich folgende Arbeitsschritte erfolgt:

- a) Abgleich der im Zusammenhang mit Errichtungs-, Betriebs- und Änderungsgenehmigungen sowie Sicherheitsüberprüfungen gemäß §19a AtG untersuchten Ereignisse mit den in den Ereignislisten (Tabellen 5.1 bis 5.3) zusammengestellten Ereignissen.
- b) Überprüfung des repräsentativen Charakters der Ereignislisten und
– falls erforderlich – anlagenspezifische Ergänzung bzw. Anpassung der Listen.
- c) Soweit für Sicherheitsebene 2 zweckmäßig, eine Kondensierung der gemäß Buchstabe b erstellten Ereignislisten unter dem Gesichtspunkt des repräsentativen Charakters einzelner Ereignisse. Eine Kondensierung wird detailliert und nachvollziehbar begründet.
- d) Nachweis der Einhaltung der relevanten Nachweiskriterien sowie der übergeordneten Kriterien für alle Ereignisse der unter Berücksichtigung der Buchstaben b und c erzeugten anlagenspezifischen Ereignislisten.

2 (5) Die Nachweise zur Einhaltung der Nachweiskriterien berücksichtigen die in Anhang 1 dargelegte Zuordnung von Beanspruchungsstufen der druckführenden Umschließung, der äußeren Systeme und des Sicherheitsbehälters zu den in den Ereignislisten aufgeführten Ereignissen.

3 Nachweisziele und Nachweiskriterien

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

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

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

^{b)} Nachweiskriterien für die Wirksamkeit der Reaktorschnellabschaltung (nur Betriebsphase A sowie beim SWR auch zeitweise in der Betriebsphase E während des Brennelementwechsels) und der dauerhaften Abschaltung (alle Betriebsphasen). Die in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), der Nummer 3.2 (6) und 3.2 (7), sowie den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“ (Modul 2), der Nummer 6.2 (2), 6.2 (4), 6.3 (1) und 6.3 (4) genannten Randbedingungen sind eingehalten. Beim Brennelementwechsel (Betriebsphase E, SWR) ist das Nichteinschießen des wirksamsten Steuerstabs nicht unterstellt.

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

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

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

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

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

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

e) Durch Einhaltung der Nachweiskriterien wird gewährleistet:

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

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

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

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

Sicherheitsebene:	2					3					4a			
Betriebsphase:	A	B	C	D	E	A	B	C	D	E	A – B	C	D – E	
Schutzziel:	Einschluss der radioaktiven Stoffe (B)													
Nachweisziel:	Erhalt der Barrierenintegrität													
Nachweiskriterien	Siehe unter „Kühlung der Brennelemente“													
	Brennstabhüllrohr:	PCI ^{a)}	-				Leckstörfall > 0,1 F: Brennstabschadensumfang ≤ 10 %			-		-		
	Druckführende Umschließung:	Siehe Anhang 1					Siehe Anhang 1					Siehe Anhang 1		
	Äußere Systeme	Siehe Anhang 1					Siehe Anhang 1					Siehe Anhang 1		
	Sicherheitsbehälter (SHB):	Druckanstieg im SHB < Ansprechkriterien Reaktorschutz		-			$P_{SHB} \leq P_{SHB-A}$ ^{b)}			-		$P_{SHB} \leq P_{SHB-A}$ ^{c)}		-
	SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer		-			SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer Begrenzung der -Zirkon-Wasser- Reaktion auf < 1 % des gesamten im Reaktorkern enthaltenen Zirkoniums -max. lokalen H ₂ -Konzentration im SHB auf Werte unterhalb der Zündgrenze			-		SWR: Einhaltung spezifizierter Temperaturen in der Kondensationskammer		-	
	Siehe Anhang 1					Siehe Anhang 1					Siehe Anhang 1			
Nachweisziel:	Aufrechterhaltung der Rückhaltefunktion von Einrichtungen													
Nachweiskriterien:	siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“ ^{d)}					siehe unter „Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele“					-			

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

b) Zur Bestimmung des Auslegungsdrucks des Sicherheitsbehälters siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für Nachweisführungen und Dokumentation“ (Modul 6), Anhang 2.

c) Kriterium für ATWS Ereignisse.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

4 Definitionen und Abgrenzungen der Betriebsphasen für DWR und SWR

Tabelle 4.1: Definition der Betriebsphasen für DWR und SWR

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

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

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

H i n w e i s: Die Betriebsphasen A-E kommen in der obigen Tabelle jeweils zweimal vor, d.h. vor und nach dem Brennelement-Wechsel.

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

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

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

H i n w e i s: Die Betriebsphasen A-D kommen in der obigen Tabelle jeweils zweimal vor, d.h. vor und nach dem Brennelement-Wechsel.

5 Ereignislisten

Hinweis: Erläuterungen zu den Ereignislisten

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

Für die nachfolgend aufgelisteten Ereignisse

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

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

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

Die Ereignislisten sind innerhalb der einzelnen Sicherheitsebenen in Ereigniskategorien unterteilt.

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

Für den DWR gelten:

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

Für den SWR gelten:

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

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

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

Der Spaltenaufbau der Ereignislisten beginnt mit der Nummerierung (Ey-x; y steht für die Sicherheitsebene und x stellt die fortlaufende Nummerierung der Ereignisse in der jeweiligen Ebene dar) und der Beschreibung der Ereignisse. Es folgen Spalten für die betroffenen Schutzziele, die relevanten Betriebsphasen, zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien sowie ggf. Detailangaben zu ergänzenden Randbedingungen bzw. ereignisspezifische Hinweise.

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

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

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

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

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

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

Für Lecks und Brüche ist der untersuchte maximale Ausströmquerschnitt davon abhängig, ob für den zu betrachtenden Leitungsabschnitt der Bruchausschluss nachgewiesen ist oder nicht. Die Vorgaben für die grundsätzlich unterstellten Leckquerschnitte und Brüche sind in Anhang 2 beschrieben.

Tabelle 5.1: Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb DWR

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

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

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E2-17	Kurzzeitiges Fehlöffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils oder Druckhalter-Abblaseventils	K, B	A-C		Ergänzende Randbedingung: - Kurzfristig, so dass die Berstscheiben des Abblasebehälters intakt bleiben. - Für das Druckhalter-Sicherheitsventil sind nur die Betriebsphasen B und C berücksichtigt.
E2-18	Leckagen an Dampferzeugerheizrohren	S	A-C		Hinweis: Ereignis dient der Bestimmung der maximal zulässigen Aktivitätskonzentration im Sekundärkreislauf bei Heizrohrleckagen
E2-19	Fehler im Volumenregelsystem, die zu einer Verkleinerung des Kühlmittelinventars führen	K	A-C		
E2-20	Füllstandsabfall bei Mitte-Loop-Betrieb	K, B	C-D		
E2-21	Leckagen am Primärkreislauf und an Anschlussleitungen	B, S	A-E		
E2-22	Leckagen in Kühlern, die mit Primärkühlmittel beaufschlagt sind	B, S	A-E		
Ausfall der Nachwärmeabfuhr					
E2-23	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K, B	C-E		Ergänzende Randbedingung: Ein Einzelfehler ist nicht unterstellt.
E2-24	Abschaltung aller Nachkühlstränge durch fehlerhaft ausgelöste Schutzsignale	K, B	C-E		
Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung					
E2-25	Störung in der Reaktorleistungsregelung	R, K	A		
E2-26	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen	R, K	A		
E2-27	Fehleinfall bzw. Fehleinfahren eines oder mehrerer Steuerelemente	R, K	A		
E2-28	Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel	R	A-E		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	führt (Externe Deborierung; homogen und heterogen)				
E2-29	Ungünstigste Fehlbeladung eines reaktiven Brennelementes	R, K	E, A	Schutzziel R (Unterkritikalität) in Betriebsphase E Schutzziel K in Betriebsphase A	Ergänzende Randbedingung: Die Inbetriebnahme des Reaktors mit dem fehlbeladenen Brennelement ist bezüglich Schutzziel K in Betriebsphase A untersucht.
E2-30	Nichteinhaltung der Zuschaltbedingungen bei der Inbetriebnahme einer Hauptkühlmittelpumpe	R, K	A		
E2-31	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus einem anschließenden System (z. B. Umgehung des Rekuperativ-Wärmetauschers des Volumenregelsystems)	R	A-B		
Störung oder Leckage in nuklearen Hilfssystemen					
E2-32	Störung oder Leckage im Abgas- und Abwasseraufbereitungssystem oder in anderen nuklearen Hilfssystemen mit radiologischen Auswirkungen	S	A-F		
E2-33	Fehlerhafter Spül- bzw. Evakuierungsbetrieb	S	C		
Ausfall in der Energieversorgung					
E2-34	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	R, K, B, S	A-E		Ergänzende Randbedingung: Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.
Einwirkung von innen					
E2-35	Lüftungs-/Kühlungsausfall	---	A-E	Präzisierung der Nachweisziele: Sicherer Einschuss von Aktivitäten im Kontrollbereich (Unterdruckhaltung). Einhaltung spezifizierter Um-	Ergänzende Randbedingung: Für Lüftungs-/Kühlungseinrichtungen ist die Einhaltung der spezifizierten Umgebungsbedingungen für Elektrotechnik und Leittechnik sowie ihre Funktionsfähigkeit nachgewiesen. Für den Kontrollbereich ist zusätzlich die

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
				gebungsbedingungen von Elektrotechnik- und Leittechnik-Komponenten.	Einhaltung der Bedingungen für die Systemfunktionen (Temperatur max./min.) und die radiologischen Überwachungsfunktionen z. B. (Druckstaffelung etc.) nachgewiesen.
Sicherheitsebene 3					
Veränderung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr					
E3-01	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckabsenkung im Dampferzeuger bzw. im Primärkreislauf führt.	R, B, S	A-C		<p>Ergänzende Randbedingung: Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind berücksichtigt.</p> <p>Hinweis: z. B. vollständiges Fehlöffnen Frischdampf-Umleitstation, Fehlöffnen von Frischdampf-Sicherheits- und Frischdampf-Abblaseregelventilen.</p> <p>Anforderungsrelevant hinsichtlich Radiologie (da keine N16-Erkennung) in Phase B bzw. in Phase A bei niedriger Leistung. Fehlöffnen in Phase B wahrscheinlicher als in Phase A wegen Durchführung von Prüfungen.</p>
E3-02	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckerhöhung im Dampferzeuger bzw. im Primärkreislauf führt.	K, B	A-B		Ergänzende Randbedingung: Betrachtete Fälle: z. B. zwei bis alle Frischdampf-Absperrarmaturen.
E3-03	Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung	K	A-B		
E3-04	Fehlfunktion in der Speisewasserversorgung, die zu einem unzulässigen Füllstandsanstieg im Dampferzeuger bzw. zur Überflutung der Frischdampf-Leitung führt	K	A-B		
Sekundärseitige Wärmeabfuhr – Leckstörfälle					

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-05	Sekundärseitiges Leck bzw. sekundärseitiger Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters	R, K, B	A-C		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang 2. - Bei niedrigen Sekundärkreisdrücken ist die Wirksamkeit des Ansprechens von dp/dt und / o d e r Druckdifferenz Sicherheitsbehälter beim zu betrachtenden Leckspektrum beachtet.
E3-06	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohrleitungen im Ringraum und in der Armaturenkammer	R, K, B, S VM	A-B	<p>Kriterien für mögliche Vorsorge-maßnahmen: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.4 (Modul 10).</p>	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch im Frischdampf- bzw. Speisewassersystem berücksichtigt. - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang 2. <p>Betrachtet sind insbesondere auch:</p> <ul style="list-style-type: none"> - die Integrität des Sicherheitsbehälters, - redundanzübergreifende Auswirkungen infolge Feuchte, Druckaufbau, Differenzdrücken, Temperatur, Strahl- und Reaktionskräften etc. sowie - die Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Strukturen des Reaktorgebäudes und der Armaturenkammer.
E3-07	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem außerhalb Reaktorgebäude (bis incl. 1. Absperrarmatur bzw. Festpunkt)	R, K, B, S	A-C		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind beim Leck/Bruch der Frischdampf-Leitung berücksichtigt. - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang 2.
E3-08	Frischdampfleitungsbruch nach der ersten Absperrung mit maximalem 2F-Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres	R, K, B, S	A-B		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang 2.</p>
E3-09	Fehlöffnen eines Frischdampf-	R, K, B, S	A-B		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	Sicherheitsventils mit 2F-Folgebruch eines Dampferzeuger-Heizrohres				
Zunahme Reaktorkühlmittelinventar					
E3-10	Fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder von Sicherheitssystemen bei Unwirksamkeit vorgesehener Begrenzungsmaßnahmen	K, B	A-C		
Abnahme Reaktorkühlmittelinventar					
E3-11	Fehlerhafter Füllstandsabfall bei Mitte-Loop-Betrieb mit Folgeausfall der Nachkühlpumpen	R, K, B	C-D	Schutzziel R betroffen wegen Reflux-Condenser-Mode in Phase C. Schutzziel B ist relevant für Betriebsphase C (Primärkreislauf geschlossen)	
Ausfall der Nachwärmeabfuhr					
E3-12	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K, B	C-E		Ergänzende Randbedingung: Im Gegensatz zum Ereignis E2-23 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlers gemäß "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10).
Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung					
E3-13	Fehlerhaftes Ausfahren des wirksamsten Steuerelements bzw. Steuerelementgruppe mit Ausfall der Begrenzungseinrichtungen	R, K	A		
E3-14	Auswurf des wirksamsten Steuerelements	R, K	A		Hinweis: Siehe auch "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns" (Modul 2), in der Nummer 6.3 (6).
E3-15	Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelement	R VM	E	Kriterien für mögliche Vorsorge-	

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
				Maßnahmen: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.3 (Modul 10).	
E3-16	Absturz eines Brennelements auf den Reaktorkern	R	E		Ergänzende Randbedingung: Unterkritikalitätsnachweis bei auf dem Kern liegendem Brennelement
E3-17	Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt, mit Ausfall der Begrenzungen bzw. vorgelagerter Maßnahmen (Externe Deborierung; homogen und heterogen)	R, K VM	A-E	Kriterien für mögliche Vorsorge- Maßnahmen: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.1 (Modul 10).	Ergänzende Randbedingung: Dabei sind berücksichtigt: - Fehlerhaftes Befüllen von Behältern, - Eintrag aus anschließenden Systemen über Wärmetauscher-Rohre, Dichtungen und/oder Armaturensitzleckagen und - Fehleinspeisen in den Primärkreislauf - Speisewassereintrag während des Abfahrens unter Notstrombedingungen nach Dampferzeugerheizrohr-Bruch. Es ist nachgewiesen, dass Änderungen der Reaktivität infolge von Deionateintrag in den Reaktorkühlkreislauf auf solche Werte begrenzt bleiben, bei denen - bei einem anfänglich kritischen Reaktor das sicherheitstechnische Nachweisziel für den Reaktivitätsstörfall gemäß Tabelle 3.1b und - bei einem anfänglich unterkritischen Reaktor der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität gemäß Tabelle 3.1a eingehalten werden.

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-18	Bildung unterborierter Bereiche im Primärkreislauf (Interne Deborierung)	R, K VM	A-C	<p>Kriterien für mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.1 (Modul 10).</p>	<p>Ergänzende Randbedingung: Mögliche Quellen der Bildung von unterborierten Bereichen sind untersucht. Ursachen können z. B. sein:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Reflux-Condenser-Betrieb nach kleinem Leckstörfall unter Berücksichtigung der eingefahrenen Steuerelemente (unter Beachtung von Modul 1, in der Nummer 3.7 (6)) und der zeitabhängigen Xenonkonzentration sowie - Abfahren mit 3 Kreisläufen und sekundärseitig isoliertem Dampferzeuger sowie Einspeisung des nicht aufborierten Kreislaufs nach Wiedereinsetzen des Naturumlaufs. - VM nur hinsichtlich der Unterbindung der Zuschaltung von Hauptkühlmittelpumpen während bzw. nach Reflux-Condenser-Betrieb. - Es ist nachgewiesen, dass Änderungen der Reaktivität infolge von Deionateintrag in den Reaktorkühlkreislauf auf solche Werte begrenzt bleiben, bei denen bei einem anfänglich unterkritischen Reaktor der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität gemäß Tabelle 3.1a eingehalten wird.
E3-19	Unterkühlungstransienten durch Frischdampf-/Speisewasserleck/-bruch	R, K	A	<p>Präzisierung der Nachweiskriterien: Wiederkritisch werden bei Lecks in der Frischdampfleitung $\geq 0,1F$ zulässig, sofern die Kriterien für die Kühlung der Brennelemente eingehalten werden.</p>	

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters					
E3-20	Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters	R, K, B, S	A-B		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Reflux-Condenser-Mode ist berücksichtigt (siehe E3-18). - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang 2. - Nachweis umfasst auch: "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10). <p>Hinweis: Charakteristisches Merkmal: Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung notwendig.</p>
E3-21	Mittleres Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $\leq 0,1F$)	R, K, B, S	A-B		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Zu den Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und den erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang 2. - Nachweis umfasst auch: "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10). <p>Hinweis: Charakteristisches Merkmal für das mittlere Leck: Wärmeabfuhr über Leck ausreichend => Sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung nicht generell notwendig.</p>

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-22	Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt > 0,1F)	R, K, B, S	A-B	Präzisierung der Nachweiskriterien: Unterkritikalität kurzfristig ohne Kreditnahme der Steuerelemente, sofern der Nachweis der Wirksamkeit der Steuerelemente nicht geführt ist, und langfristig ohne Kreditnahme der Steuerelemente.	<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruchannahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang 2. - Der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittelleitung („2F-Bruch“) bestimmt die Dimensionierung des Not- und Nachkühlsystems, die Druckauslegung des Sicherheitsbehälters, die Auslegung der Pumpenschwungräder gegen Versagen infolge Überdrehzahl und die Störfallfestigkeit aller zur Störfallbeherrschung erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten im Sicherheitsbehälter. - Nachweis umfasst auch: „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).
E3-23	Leck am Anschlussstutzen der Hauptkühlmittelleitung am Reaktordruckbehälter	K	A-B		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Es ist nachgewiesen, dass unzulässige Auswirkungen auf die baulichen Strukturen der Reaktorgrube sowie auf die Verankerungen des Reaktordruckbehälters ausgeschlossen sind. - Ferner sind die Folgen des Ereignisses hinsichtlich einer ausreichenden Kühlmittelüberdeckung der Sumpfansaugeleitungen bei berücksichtigtem Totraumvolumen der Reaktorgrube berücksichtigt.
E3-24	„20 cm ² “-Leck am Reaktordruckbehälter unterhalb der Kernoberkante	R, K, B, S	A-B		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>Die Leckfläche von 20 cm² ist auslegungsrelevant für die Abströmungsbedingungen am biologischen Schild und dem Erhalt seiner sicherheitstechnischen Funktion.</p>
E3-25	Leck im Reaktordruckbehälter Deckelbereich	R, K, B, S	A-B		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Bei der Beherrschung des Ereignisses ist

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					insbesondere auch nachgewiesen, dass der ausreichende Abfluss des Kühlmittels in den Sicherheitsbehältersumpf auch unter Berücksichtigung der routinemäßigen Betriebsvorgänge im und nach Anlagenstillständen gewährleistet ist. -- Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang 2.
E3-26	Leck durch Instandhaltungs- oder Schaltungsfehler am Primärkreislauf	K, B, S	C-E		Ergänzende Randbedingung: - Die Leckgröße ist bestimmt durch den größten freien Querschnitt in den Systemanschlussleitungen an den Primärkreislauf bzw. seiner Komponenten (z. B. Mannlöcher etc.). - In der Analyse ist berücksichtigt, dass bei Eintritt des Störfalls ein Brennelement in der ungünstigsten Position transportiert wird. Nachweiskriterium ist dabei die Erhaltung der Integrität des Hüllrohres. - Anforderung an die Notkühlwirksamkeit; die eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen (z. B. Reaktorschutz) ist berücksichtigt.
E3-27	Fehlöffnen u n d / o d e r Offenbleiben eines Druckhalter-Sicherheitsventils oder Druckhalter-Abblaseventils z. B. bei Funktionsprüfungen	K, B	B-C		Ergänzende Randbedingung: Die eingeschränkte Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen (z. B. Reaktorschutz) ist berücksichtigt.
E3-28	Versagen eines Dampferzeuger-Heizrohres (größer als betrieblich zulässige Leckagen und bis maximal 2F)	K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingung: Das Ereignis wird mit und ohne Anregung des Reaktorschutz-Grenzwertes der Frischdampf-Aktivität untersucht. Ohne Anregung z. B. bei kleiner thermischer Leistung, Nulllast oder 3- bzw. 2-Loop-Betrieb.
Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters					
E3-29	Leck im Nachkühlsystem im Ringraum während des Nachwärmeabfuhrbetriebs	K, B, S	C-E		Ergänzende Randbedingung: Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.

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

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Ausfall in der Energieversorgung					
E3-37	Notstromfall länger als 2 Stunden	R, K, S	A-E		Ergänzende Randbedingung: Betrieblich zulässige Dampferzeuger-Heizrohrleckagen sind berücksichtigt.
Einwirkung von innen					
E3-38	Anlageninterner Brand mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.1 (Modul 10).
E3-39	Anlageninterner Brand einschließlich Filterbrand sowie Explosion	S	A-F		Ergänzende Randbedingung: Untersucht sind Brände bzw. Explosionen an Komponenten bzw. in Systembereichen mit hohem Aktivitäts-Freisetzungspotential.
E3-40	Anlageninterne Überflutung	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.2 (Modul 10).
E3-41	Absturz und Anprall von Lasten mit potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-42	Bruch eines Steuerelementstutzens bzw. Steuerelementauswurf	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingung: Es ist zusätzlich zur Beherrschung des dadurch ausgelösten Leckstörfalls nachgewiesen, dass beim Auswurf eines Steuerelements der Sicherheitsbehälter nicht unzulässig beschädigt wird. Ferner ist nachgewiesen, dass an benachbarten Antrieben keine Folgeschäden auftreten, die die Funktionssicherheit anderer Steuerelemente beeinträchtigen. Wenn ein Folgeschaden nicht ausgeschlossen werden kann, ist nachgewiesen, dass auch dann die Nachweiskriterien eingehalten werden.
E3-43	Komponentenversagen mit potentiellen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruchannahmen und zur Nachweisführung bei druckführenden Komponenten enthält Anhang 2. - siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.3 (Modul 10).
E3-44	Elektromagnetische Einwirkungen von innen (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.5 (Modul 10).
E3-45	Kollision von Fahrzeugen mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, Strukturen und Komponenten auf dem Anlagengelände	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.6 (Modul 10).

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-46	Anlageninterne Explosionen, einschließlich Radiolysegasexplosionen in Systemen und Komponenten	Auslegungsforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8 (Modul 10).
Einwirkung von außen					
E3-47	Erdbeben (einschließlich Folgewirkungen)	S, Auslegungsforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: - Unterstellt wird das Versagen des Behälters, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert. - siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3.2 (Modul 10).
E3-48	Extreme standortabhängige Einwirkungen, wie hohe/niedrige Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und andere ggf. standortspezifische Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, Schlammlawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen im Kühlwasser (bspw. Muschelbewuchs, Quallen)	Auslegungsforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3 (Modul 10).
E3-49	Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut, Schiffsunfälle	Auslegungsforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.1 (Modul 10).

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-50	Elektromagnetische äußere Einwirkungen (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.2 (Modul 10).
Sicherheitsebene 4					
Sicherheitsebene 4a					
Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)					
E4a-01	Ausfall der Hauptwärmesenke, z. B. durch Verlust des Kondensatorvakuum oder Schließen der Frischdampfschieber, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung.	R, K, B	A		
E4a-02	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A		
E4a-03	Maximaler Anstieg der Dampfentnahme, z. B. durch Öffnen der Umleitstation oder der Frischdampfsicherheitsventile	R, K, B	A		
E4a-04	Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	R, K, B	A		
E4a-05	Maximale Reduzierung des Kühlmitteldurchsatzes	R, K, B	A		
E4a-06	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Vollast und „heiß unterkritisch“	R, K, B	A		
E4a-07	Druckentlastung durch unbeabsichtigtes Öffnen eines Druckhaltersicherheitsventils	R, K, B	A		
E4a-08	Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung.	R, K, B	A		

Nr.	Ereignisse DWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Zusätzliche Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Einwirkung von außen					
E4a-09	Funktionsausfall der Warte	R, K, B	A-F		
E4a-10	Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder von benachbarten Anlagen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.7 (Modul 10).
E4a-11	Flugzeugabsturz	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.1 (Modul 10).
E4a-12	Anlagenexterne Explosion, anlagenexterner Brand	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.2 und 3.2.1.3 (Modul 10).
E4a-13	Eindringen gefährlicher Stoffe	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.4 (Modul 10).

Tabelle 5.2: Ereignisliste Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb SWR

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

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

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

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					Minstdrehzahl mit maximalem Drehzahlgradienten.
Störung oder Leckage in nuklearen Hilfssystemen					
E2-27	Störung oder Leckage im Abgas- und Abwasseraufbereitungssystem oder in anderen nuklearen Hilfssystemen mit radiologischen Auswirkungen	S	A-F		
E2-28	Fehlerhafter Spül- bzw. Evakuierungsbetrieb	S	C		
Ausfall in der Energieversorgung					
E2-29	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	R, K, B, S	A-E		
Einwirkung von innen					
E2-30	Lüftungs-/Kühlungsausfall	---	A-E	<p>Präzisierung des Nachweiszieses: Sicherer Einschluss von Aktivitäten im Kontrollbereich (Unterdruckhaltung). Einhaltung spezifizierter Umgebungsbedingungen von Elektrotechnik- und Leittechnik-Komponenten.</p>	<p>Ergänzende Randbedingung: - Für Lüftungs-/Kühlungseinrichtungen ist die Einhaltung der spezifizierten Umgebungsbedingungen für Elektrotechnik und Leittechnik sowie ihre Funktionsfähigkeit nachgewiesen. - Für den Kontrollbereich ist zusätzlich die Einhaltung der Bedingungen für die Systemfunktionen (Temperatur max./min.) und die radiologischen Überwachungsfunktionen z. B. (Druckstaffelung etc.) nachgewiesen.</p>
Sicherheitsebene 3					
Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr					
E3-01	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversor-	R, K	A-B		Hinweis: z. B. vollständiges Fehlöfnen Frischdampf-

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	ungung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem führt.				Umleitstation, Fehlöffnen von Sicherheits- und Entlastungsventilen.
E3-02	Größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer ungeplanten Temperatur- bzw. Druckerhöhung im Reaktorkühlsystem führt.	R, K, B	A-B		Hinweis: z. B. fehlerhaftes Schließen aller Frischdampf-Absperrarmaturen.
E3-03	Ausfall eines Hochdruck-Einspeisestranges nach Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen	R, K	A		
Zunahme Reaktorkühlmittelinventar					
E3-04	Fehlfunktion mit Anstieg des Füllstands im Reaktordruckbehälter oder fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder durch Sicherheitssysteme und Unverfügbarkeit von Begrenzungseinrichtungen	R, B	A-C		
Abnahme Reaktorkühlmittelinventar					
E3-05	Fehlerhafter Abfall des Füllstands im Reaktordruckbehälter mit Folge des Abschaltens der Nachkühlpumpen	K	C-D		
Ausfall der Nachwärmeabfuhr					
E3-06	Ausfall eines in Betrieb befindlichen bzw. erforderlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems inklusive Kühlkette	K, B	C-E		Ergänzende Randbedingung: Im Gegensatz zum Ereignis E2-18 hier mit Berücksichtigung des Einzelfehlers gemäß "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10).
Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung					
E3-07	Unbeabsichtigte Reaktivitätszufuhr durch	R, K	A		

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
	Ausfall der Hochdruck-Vorwärmer und Nichtverfügbarkeit von Begrenzungen				
E3-08	Ausfahren des wirksamsten Steuerstabs bzw. der wirksamsten Steuerstabgruppe mit Ausfall der Begrenzungen	R, K	A		
E3-09	Auswurf des wirksamsten Steuerstabs	R, K	A		Hinweis: Siehe auch "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns" (Modul 2), in der Nummer 6.3 (6).
E3-10	Herausfallen des wirksamsten Steuerstabs	R, K	A		Ergänzende Randbedingung: Herausfallen über die Länge eines Klinkenabstands.
E3-11	Absturz eines Brennelements in den Reaktorkern während des Brennelementwechsels (SWR)	R, K VM	E	Kriterien für mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegungen und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.2 (Modul 10).	
E3-12	Absturz eines Brennelements auf den Reaktorkern	R	E		Ergänzende Randbedingung: Unterkritikalitätsnachweis bei auf dem Kern liegendem Brennelement.

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-13	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens	R, K VM	E	Kriterien für mögliche Vorsorge-maßnahmen: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.2 (Modul 10).	
E3-14	Fehlerhaftes Ausfahren eines Steuerstabs beim Abschaltsicherheitstest	R, K	E		
E3-15	Fehlbeladung des Reaktorkerns mit mehr als einem Brennelement	R VM	E	Kriterien für mögliche Vorsorge-maßnahmen: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.3 (Modul 10).	
E3-16	Nuklear-thermohydraulische Instabilität	R, K	A		Ergänzende Randbedingung: - Gleich- und gegenphasige Schwingungen sind analysiert. - Die Randbedingungen der möglichen einleitenden Ereignisse sind berücksichtigt.
E3-17	Fehlerhaftes Hochlaufen der Zwangsumwälzpumpen	R, K	A		Ergänzende Randbedingung: Hochlaufen der Pumpen von Mindestdrehzahl mit maximalem Drehzahlgradienten ohne Berücksichtigung von Begrenzungen

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters, nicht absperrbar					
E3-18	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt $\leq 0,1F$ der Frischdampf-Leitung)	R, K, B, S	A-B		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Betrachtet sind neben FD- und Speisewasserleitungen auch alle anderen Kühlmittel führenden Systeme. - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruchannahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang 2. - Nachweis umfasst auch: "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-19	Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt > 0,1F der Frischdampf-Leitung)	R, K, B, S	A-B		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang 2. - Der doppelendige Bruch der Frischdampfleitung („2F-Bruch“) bestimmt die Dimensionierung des Druckabbausystems, der für Abschaltung und Kernkühlung notwendigen Reaktordruckbehälter-Einbauten und des Not- und Nachkühlsystems sowie die Druckauslegung des Sicherheitsbehälters und die Störfallfestigkeit aller zur Ereignisbeherrschung erforderlichen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen und Komponenten. - Nachweis umfasst auch: „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, Abschnitt 2.2.8.3 (Modul 10).
E3-20	„80 cm ² “-Leck am Reaktordruckbehälter-Boden	R, K, B, S	A-B		
E3-21	Leck durch Instandhaltungs- oder Schaltungsfehler am Reaktorkühlsystem	K	C-E		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Angenommen wird ein maximales Leck infolge von Instandhaltungs-/ Schaltungsarbeiten. Die Leckgröße wird bestimmt durch den größten freien Querschnitt in den System-Anschlussleitungen an das Reaktorkühlsystem. - In der Analyse ist berücksichtigt, dass bei Eintritt des Störfalls ein Brennelement in der ungünstigsten Position transportiert wird. Nachweiskriterium ist dabei die Integrität des Hüllrohres.

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					Hinweis: Hieraus können sich ggf. Anforderungen an die Sumpffunktion des Sicherheitsbehälters ergeben (Schleusen geschlossen)
E3-22	Leck am Flutkompensator	K, S	D-E		Ergänzende Randbedingung: - Angenommen wird der konstruktiv freilegbare Leckquerschnitt bei Dichtungsversagen. - Relevant für die Herstellung der Sumpffunktion und Prozeduren.
E3-23	Leck am Boden des Reaktordruckbehälters - durch fehlerhaftes Ziehen einer Pumpenwelle oder - durch Arbeiten an Steuerstabantrieben oder Messlanzen	K, S	E		Hinweis: Ggf. temporäre Anforderung an die Sumpffunktion des Sicherheitsbehälters bis die zuverlässige Funktion der Absperreinrichtung festgestellt ist (Schleusen geschlossen).
E3-24	Dichtheitsverlust zwischen Druck- und Kondensationskammer	R, K, B, S VM	A-B	Kriterien für mögliche Vorsorgemaßnahmen: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.5 (Modul 10).	

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters					
E3-25	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohrleitungen zwischen Sicherheitsbehälter und erster Absperrmöglichkeit außerhalb des Sicherheitsbehälters	R, K, B, S VM	A-B	Kriterien für mögliche Vorsorge-maßnahmen: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.4 (Modul 10).	Ergänzende Randbedingung: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung enthält Anhang 2. Betrachtet sind insbesondere auch: - die Integrität des Sicherheitsbehälters, - redundanzübergreifende Auswirkungen infolge Feuchte, Druckaufbau, Differenzdrücken, Temperatur, Strahl- und Reaktionskräften etc. sowie - die Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Strukturen des Reaktorgebäudes.
E3-26	Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb des Maschinenhauses	R, K, B, S	A-B		Ergänzende Randbedingung: Zu den Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und der erforderlichen Nachweisführungen siehe Anhang 2.
E3-27	Leck/Bruch an einer Reaktorkühlmittel führenden Messleitung im Reaktorgebäude	S	A-C		Ergänzende Randbedingung: - 2F-Bruch einer 30 min lang nicht absperbaren Messleitung im Reaktorgebäude. - Die ungünstigste Betriebsphase ist hinsichtlich der Radiologie untersucht (Spiking-Effekt).
E3-28	Leck/Bruch im Reaktorwasserreinigungssystem im Reaktorgebäude	S	A-E		Ergänzende Randbedingung: Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-29	Leck/Bruch in mit Reaktorkühlmittel beaufschlagten Kühlern bei Anforderung	B, S	A-E		
E3-30	Leck aus der Kondensationskammer	K, B	A-B		Ergänzende Randbedingung: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung ent-

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					hält Anhang 2. - Das Ereignis ist relevant für den Übergang auf geschlossenes Nachkühlen sowie Überflutung des Reaktorgebäudes.
E3-31	Leck im Druckentlastungsrohr der Kondensationskammer	K, B, S	A-B		
E3-32	Leck/Bruch im Schnellabschaltsystem im Reaktorgebäude	R, B	A		Hinweis: Relevant für die Auslegung des Schnellabschaltsystems.
E3-33	Leck im Nachkühlsystem im Reaktorgebäude während des Nachwärmeabfuhrbetriebs	K, B, S	C-E		Ergänzende Randbedingung: Der Spiking-Effekt ist berücksichtigt.
E3-34	Kühlmittelverlust aus dem Sicherheitsbehälter über die an die druckführende Umschließung angeschlossenen Systeme	B, S	A-C		
Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen					
E3-35	Leck/Bruch in einer Rohrleitung oder Bruch eines Filters des Abgas- bzw. Gasaufbereitungssystems	S	A-F		
E3-36	Leck eines Behälters mit aktivem Medium	S	A-F		Hinweis: Der Behälter mit dem größten radiologischen Gefährdungspotential ist identifiziert.
Ausfall in der Energieversorgung					
E3-37	Notstromfall länger als 2 Stunden	R, K, S	A-E		
Einwirkung von innen					
E3-38	Anlageninterner Brand mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen,

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

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-43	Komponentenversagen mit potentiellen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen	Auslegungsanforderung	A-F		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruch-Annahmen und zur Nachweisführung bei druckführenden Komponenten enthält Anhang 2. - siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.3 (Modul 10).
E3-44	Elektromagnetische Einwirkungen von innen (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.5 (Modul 10).</p>
E3-45	Kollision von Fahrzeugen mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, Strukturen und Komponenten auf dem Anlagengelände	Auslegungsanforderung	A-F		<p>Ergänzende Randbedingung:</p> <p>siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.6 (Modul 10).</p>

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-46	Anlageninterne Explosionen, einschließlich Radiolysegasexplosionen in Systemen und Komponenten	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8 (Modul 10).
Einwirkung von außen					
E3-47	Erdbeben (einschließlich Folgewirkungen)	S, Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: - Unterstellt wird das Versagen des Behälters, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert. - siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3.2 (Modul 10).
E3-48	Extreme standortabhängige Einwirkungen, wie hohe/niedrige Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und andere ggf. standortspezifische Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, Schlamm Lawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen im Kühlwasser (bspw. Muschelbewuchs, Quallen)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3 (Modul 10).

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-49	Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut, Schiffsunfälle	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.1 (Modul 10).
E3-50	Elektromagnetische äußere Einwirkung (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.2 (Modul 10).
Sicherheitsebene 4					
Sicherheitsebene 4a					
Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)					
E4a-01	Ausfall der Hauptwärmesenke, z. B. durch Verlust des Kondensatorvakuums oder Schließen der Frischdampf-Umleitstation, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung.	R, K, B	A		Hinweis: Für ATWS Ereignisse wird angenommen, dass der Mutternachlauf für die Steuerstäbe wirksam ist.
E4a-02	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A		
E4a-03	Maximaler Anstieg der Dampfentnahme, z. B. durch Öffnen der Umleitstation oder der Sicherheits- und Entlastungsventile	R, K, B	A		
E4a-04	Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	R, K, B	A		

Nr.	Ereignisse SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E4a-05	Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerstäben oder Steuerstabgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Vollast und heißer Bereitschaftszustand	R, K, B	A		
E4a-06	Maximaler Abfall der Speisewassertemperatur.	R, K, B	A		
E4a-07	Durchdringungsabschluss bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A		
E4a-08	Durchdringungsabschluss bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	R, K, B	A		
E4a-09	Maximaler Anstieg des Speisewasserdurchsatzes	R, K, B	A		
E4a-10	Hochfahren der Umwälzpumpen mit maximaler Stellgeschwindigkeit	R, K, B	A		
Einwirkung von außen					
E4a-11	Funktionsausfall der Warte	R, K, B	A-F		
E4a-12	Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder von benachbarten Anlagen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.7 (Modul 10).
E4a-13	Flugzeugabsturz	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.1 (Modul 10).

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

Tabelle 5.3: Ereignisliste Brennelement-Lagerbecken DWR und SWR

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Sicherheitsebene 2					
Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken					
E2-01	Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges bzw. ungeplante kurzzeitige (max. 30 min) Unterbrechung der gesamten Wärmeabfuhr	K	A-F		
Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken					
E2-02	Leckage aus dem Brennelement-Lagerbecken oder an seinen Kühl- und Reinigungssystemen	K	A-F		
Ausfall in der Energieversorgung					
E2-03	Notstromfall kürzer als 2 Stunden	K	A-F		
Reaktivitätsänderungen im Brennelement-Lagerbecken					
E2-04	Störungen in der Borkonzentration (nur DWR)	R	A-F		Hinweis: Nur relevant bei Borkredit in der Lagerauslegung.
E2-05	Ungünstigste Fehlbelegung des Brennelement-Lagerbeckens bzw. des Transport- und Lagerbehälters mit einem reaktivsten Brennelement	R	A-F		

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Sicherheitsebene 3					
Verringerte Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken					
E3-01	Längerfristiger Ausfall (> 30 min.) zweier Stränge der Brennelement- Lagerbecken- kühlung	K	A-F		Ergänzende Randbedingung: Bei der Nachweisführung wird von Karenzzeiten und Instandsetzungsmöglichkeiten Kredit genommen.
Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken					
E3-02	Leck am Brennelement-Lagerbecken oder an einer Anschlussleitung (Leckquerschnitt ≤ DN 50)	K, B	A-F		
E3-03	Leck am Reaktorbecken bei geöffnetem Beckenschütz	K, B	E		
E3-04	Absturz und Anprall von Lasten mit potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).
E3-05	Internes Leck in Kühlmittel führenden Wärmetauschern des Brennelement- Lagerbeckens	K, B, S	A-F		
Ausfall in der Energieversorgung					
E3-06	Notstromfall länger als 2 Stunden	K, S	A-F		
Reaktivitätsänderungen im Brennelement-Lagerbecken					

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-07	Wasser-/Dampfeinbruch im Brennelement-Trockenlager	R, B	A-F	Präzisierung der Nachweiskriterien: $k_{\text{eff}} < 0,98$	
E3-08	Geometrieänderungen durch Erdbeben (Brennelement-Lagerbecken, Brennelement-Trockenlager)	R, K, B	A-F		
E3-09	Absturz eines Brennelements in das Brennelement-Lagerbecken	R	A-F		Ergänzende Randbedingung: Ein abgestürztes Brennelement liegt auf den Lagerstellen bzw. steht direkt neben einem Lagergestell.
E3-10	Fehlbelegung des Brennelementlagerbeckens bzw. des Transport- und Lagerbehälters mit mehr als einem Brennelement	R VM	A-F	Kriterien für mögliche Vorsorge-maßnahmen: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 4.2.3 (Modul 10).	
E3-11	Borverdünnung im Brennelement-Lagerbecken (nur DWR)	R	A-F		Hinweis: Nur relevant bei Inanspruchnahme des Bor-kredits in der Beckenauslegung.
Ereignisse bei Handhabung und Lagerung von Brennelementen und schweren Lasten					
E3-12	Brennelementbeschädigung bei der Handhabung	S	A-F		Ergänzende Randbedingung: Angenommen wird die Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelementes. Hinweis: Die Analyse dient dem Nachweis, dass bei Freisetzung von Radionukliden im Sicherheitsbehälter ohne Kühlmittelverlust die resultierende Freisetzung in die Umgebung hinreichend begrenzt ist.

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
E3-13	Absturz des Brennelement-Transportbehälters	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).
E3-14	Absturz schwerer Lasten einschließlich Brennelement-Transportbehälter auf das Brennelement-Lagerbecken	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).
Einwirkung von innen					
E3-15	Anlageninterner Brand mit redundanzübergreifenden Auswirkungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.1 (Modul 10).
E3-16	Anlageninterner Brand einschließlich Filterbrand sowie Explosionen	S	A-F		Ergänzende Randbedingung: Untersucht sind Brände an Komponenten bzw. in Systembereichen mit hohem Aktivitäts-Freisetzungspotential.
E3-17	Anlageninterne Überflutung	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.2 (Modul 10).
E3-18	Komponentenversagen mit potentiellen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: - Einzelheiten zu den Leck- bzw. Bruchannahmen und zur Nachweisführung bei druckführenden Komponenten enthält Anhang 2.

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					- siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.3 (Modul 10).
E3-19	Elektromagnetische innere Einwirkung (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.5 (Modul 10).
E3-20	Kollision von Fahrzeugen mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, Strukturen und Komponenten auf dem Anlagengelände	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.6 (Modul 10).
E3-21	Anlageninterne Explosionen, einschließlich Radiolysegasexplosionen in Systemen und Komponenten	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.8 (Modul 10).
Einwirkung von außen					
E3-22	Erdbeben (einschließlich Folgewirkungen)	S Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: - Unterstellt wird das Versagen des Behälters, der alle anderen in radiologischer Hinsicht repräsentiert. - siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Ab-

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
					schnitt 3.2.3.2 (Modul 10).
E3-23	Extreme standortabhängige Einwirkungen, wie hohe/niedrige Umgebungs- und Kühlwassertemperaturen, Hochwasser, Sturm, Schnee, Eis, Blitz, äußerer Brand und andere ggf. standortspezifische Einwirkungen wie Bergschäden, Bodensetzungen, Schlamm-lawinen, Erdbeben, biologische Einwirkungen im Kühlwasser (bspw. Muschelbewuchs, Quallen)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.3 (Modul 10).
E3-24	Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut, Schiffsunfälle	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.1 (Modul 10).
E3-25	Elektromagnetische äußere Einwirkungen (außer Blitz)	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.2.2 (Modul 10).

Nr.	Ereignisse Brennelement-Handhabung und -Lagerung für DWR und SWR	betroffene Schutzziele	Betriebsphase	Erläuterungen zu den Nachweiskriterien	Zusätzlich berücksichtigte Randbedingungen und Hinweise
Sicherheitsebene 4					
Sicherheitsebene 4a					
Einwirkung von außen					
E4a-01	Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder von benachbarten Anlagen	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 2.2.7 (Modul 10).
E4a-02	Flugzeugabsturz	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.1 (Modul 10).
E4a-03	Anlagenexterne Explosion, anlagenexterner Brand	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.2 und 3.2.1.3 (Modul 10).
E4a-04	Eindringen gefährlicher Stoffe	Auslegungsanforderung	A-F		Ergänzende Randbedingung: siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten", Abschnitt 3.2.1.4 (Modul 10).

Prinzipielle Zuordnung von Beanspruchungsstufen zu Sicherheitsebenen

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

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

		Beanspruchungsstufen		
		DfU ¹⁾	Äußere Systeme ²⁾	Sicherheitsbehälter ³⁾
Sicherheits- ebene	Auslegungs- stufe	0	0	0
	1	A/P	A/P	1/2
	2	B ⁸⁾	B ⁸⁾	1/2
	3	C ^{4) 9) 11)/D⁵⁾}	C ^{9) 11)/B^{10)/D⁵⁾}}	1/2/3
4	a	D/C ⁶⁾	D ¹²⁾	3 ¹³⁾
	b	7)	7)	3
	c	7)		

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

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

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

4) Ausgenommen ist das große Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters.

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

6) Für Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems.

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

8) Einschließlich Ermüdungsabsicherung für Prüffälle an Sicherheitseinrichtungen.

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

Bei Erdbeben wird die Zuordnung der Beanspruchungsstufen standortspezifisch im Zusammenhang mit der Stärke des Bemessungserdbebens überprüft.

10) Für Beanspruchungen aus dem Betrieb des Sicherheitssystems.

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

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

13) Für die Lastfälle „Flugzeugabsturz“ und „Explosionsdruckwelle“ ist der Integritätsnachweis für die ungestörten Bereiche des Sicherheitsbehälters geführt.

**Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung (DfU)
sowie in den äußeren Systemen und an Komponenten**

1 Grundsätze und Voraussetzungen

2 Druckführende Umschließung von DWR

2.1 Hauptkühlmittelleitung einschließlich Anschlussleitungen DN > 200

2.2 Reaktordruckbehälter

2.3 Dampferzeuger-Heizrohre

3 Druckführende Umschließung von SWR

4 Äußere Systeme

4.1 Frischdampf- und Speisewasserleitung von DWR

4.2 Sonstige Äußere Systeme von DWR und SWR

5 Behälter, Armaturen- und Pumpengehäuse

1 Grundsätze und Voraussetzungen

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

Hinweis: Die Kriterien in dem Abschnitt 2.1 und 3 sind hinsichtlich folgender Nachweisziele gegliedert:

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

Für die Erfüllung dieser Nachweisziele gelten neben den in diesen Abschnitten aufgeführten Kriterien weitere Kriterien, siehe insbesondere in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“ (Modul 2) und in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3).

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

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

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

2 Druckführende Umschließung von DWR

2.1 Hauptkühlmittelleitung einschließlich Anschlussleitungen DN > 200

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

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

Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns

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

Vermeidung der Schadensausweitung

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

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

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

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

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

mit

p = Betriebsdruck bei Vollastbetrieb

F = offene Querschnittfläche

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht.

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

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

H i n w e i s: Beim Dampferzeuger ist die Standsicherheit in gleicher Weise für den Anschluss des Sekundärkreislaufs gewährleistet. Dies wird unter den Leckpostulaten der Frischdampf- bzw. Speisewasserleitung behandelt.

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

Erhaltung der Barrierenintegrität des Sicherheitsbehälters

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

2.2 Reaktordruckbehälter

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

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

2.3 Dampferzeuger-Heizrohre

2.3 (1) Die Belastungen, die bei einem zu unterstellenden Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungsbruch oder Offenbleiben eines sekundärseitigen Sicherheitsventils auf die Dampferzeugerheizrohre durch die statische und transiente Beanspruchung (Druckwelle, Strömungskräfte, statische Druckdifferenzen über die Dampferzeugerheizrohre) auftreten, sind bestimmt. Es ist nachgewiesen, dass die Dampferzeugerheizrohre diesen Belastungen standhalten.

2.3 (2) Jedoch ist bei der Störfallanalyse für den Frischdampfleitungsbruch grundsätzlich das Versagen einiger weniger Dampferzeugerheizrohre als zufälliger, nicht als Folge des Frischdampfleitungsbruchs auftretender zusätzlicher Fehler unterstellt, der einhüllend durch die Annahme des vollständigen Bruchs ($2F$) eines Dampferzeugerheizrohres im betroffenen Dampferzeuger berücksichtigt ist. Ein Einzelfehler an anderer Stelle ist bei dieser Störfallanalyse dann nicht unterstellt.

2.3 (3) Beim Frischdampfleitungsbruch außerhalb der äußeren Absperrarmatur mit zusätzlich unterstelltem „Nichtschließen der Absperrarmatur“ ist ein Dampferzeugerheizrohrversagen nicht angenommen, wenn der oben genannte Belastungsnachweis nach der Nummer 2.3 (1) positiv geführt worden ist.

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

2.3 (5) Bei Unterstellung von unterkritischen Rissen oder Abriss einer Kleinleitung ist kein zusätzliches Dampferzeugerheizrohrversagen überlagert.

3 Druckführende Umschließung von SWR

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

3 (1) Bei der Analyse der Kernnotkühlwirksamkeit und der Auslegung der Notkühlsysteme sind folgende Leckquerschnitte zugrunde gelegt:

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

Sicherstellung einer abschalt- und kühlbaren Geometrie des Reaktorkerns

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

Vermeidung der Schadensausweitung

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

3 (4) Zur Beherrschung der Auswirkungen (Druckaufbau im Luftraum der Kondensationskammer) eines unterstellten Lecks im Druckentlastungsrohr mit dem Querschnitt 0,1F zwischen Kondensationskammerdecke und dem Ausströmbereich des Druckentlastungsrohres im Wasserbereich sind - soweit notwendig - Vorkehrungen getroffen, z. B. Schutzrohr um das Druckentlastungsrohr.

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

3 (6) Für den Nachweis der Standsicherheit des Reaktordruckbehälters sind folgende Annahmen getroffen:
Die Standsicherheit der Komponenten ist gewährleistet für die statische Ersatzkraft P_{ax} überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente:

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

mit

p = Betriebsdruck bei Vollastbetrieb

F = offene Querschnittfläche

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der Stutzenrundnaht.

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

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

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

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

Erhaltung der Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters

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

4 Äußere Systeme

4.1 Frischdampf- und Speisewasserleitung von DWR

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

Für diese bruchmechanisch ermittelten Leckquerschnitte sind folgende grundsätzliche Nachweisschritte beachtet:

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

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

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

4.1 (4) Für den Nachweis der Standsicherheit des Dampferzeugers sind im Hinblick auf den Anschluss des Sekundärkreises folgende Annahmen getroffen:
Die Standsicherheit des Dampferzeugers ist gewährleistet für die statische Ersatzkraft P_{ax} überlagert mit dem Eigengewicht der Komponente:

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

mit

p = Betriebsdruck bei Vollastbetrieb

F = offene Querschnittfläche

Angriffspunkt: Mittelpunkt des Rohrquerschnitts im Bereich der ersten Anschlussschweißnaht.

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

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

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

4.2 Sonstige Äußere Systeme von DWR und SWR

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

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

a)1. Betriebsdruck¹⁾ ≥ 20 bar o d e r

a)2. Betriebstemperatur¹⁾ $\geq 100^\circ\text{C}$

und zusätzlich die beiden folgenden Kriterien erfüllt sind:

b) Benutzungszeit größer 2 % und

c) Betriebsnennspannung größer 50 N/mm^2 .

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

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

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

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

¹⁾ In Beanspruchungsstufe A, siehe Anhang 1.

5 Behälter, Armaturen- und Pumpengehäuse

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

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

D

MODUL 4

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden
Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses"**

Inhaltsübersicht

1 Zielsetzung und Geltungsbereich

2 Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels

2.1 Geltungsbereich

2.2 Grundsätze der Basissicherheit bei Auslegung und Herstellung

2.3 Auslegung

2.3.1 Grundsätze

2.3.2 Werkstoffauswahl

2.3.3 Konstruktion und Gestaltung

2.3.4 Festigkeitsmäßige Auslegung

2.4 Herstellung

2.4.1 Grundsätze

2.4.2 Begleitende zerstörende Prüfungen

2.4.3 Begleitende zerstörungsfreie Prüfungen

2.5 Betrieb

2.5.1 Grundsätze

2.5.2 Wiederkehrende Dichtheits- und Druckprüfungen

2.5.3 Zerstörungsfreie wiederkehrende Prüfungen

3 Drucktragende Wandung von Komponenten der Äußeren Systeme

3.1 Geltungsbereich

3.2 Grundsätze der Basissicherheit bei Auslegung und Herstellung

3.3 Auslegung

3.3.1 Grundsätze

3.3.2 Werkstoffauswahl

3.3.3 Konstruktion und Gestaltung

3.3.4 Festigkeitsmäßige Auslegung

3.4 Herstellung

3.4.1 Grundsätze

3.4.2 Begleitende zerstörende Prüfungen

3.4.3 Begleitende zerstörungsfreie Prüfungen

3.5 Betrieb

3.5.1 Grundsätze

3.5.2 Wiederkehrende Dichtheits- und Druckprüfungen

3.5.3 Zerstörungsfreie wiederkehrende Prüfungen

4 Zusätzliche Kriterien für Komponenten und Systeme zur Einschränkung von Bruchannahmen

4.1 Grundsätze

4.2 Bruchsicherheitsnachweis für den Reaktordruckbehälter

4.3 Bruchausschluss für Rohrleitungen

- 4.4 Bruchsicherheitsnachweis für Behälter
- 4.5 Bruchsicherheitsnachweis für Gehäuse
- 4.6 Vorsorgemaßnahmen zum Lecksicherheitsnachweis

5 Rohrleitungen kleiner Nennweiten

- 5.1 Geltungsbereich
- 5.2 Auslegung
- 5.3 Werkstoffwahl und Herstellung
- 5.4 Betrieb

6 Schutzrohre (Doppelrohre)

7 Sicherheitseinschluss

- 7.1 Geltungsbereich
- 7.2 Allgemeine Kriterien für den Sicherheitseinschluss
- 7.3 Auslegung des Sicherheitsbehälters
 - 7.3.1 Grundsätze
 - 7.3.2 Konstruktion und Gestaltung
 - 7.3.3 Festigkeitsmäßige Auslegung
- 7.4 Werkstoffauswahl und Herstellung des Sicherheitsbehälters
 - 7.4.1 Grundsätze
 - 7.4.2 Begleitende zerstörende Prüfungen
 - 7.4.3 Begleitende zerstörungsfreie Prüfungen, Druck- und Leckratenprüfungen
- 7.5 Betrieb des Sicherheitsbehälters
 - 7.5.1 Grundsätze
 - 7.5.2 Zerstörungsfreie wiederkehrende Prüfungen, Leckraten- und Dichtheitsprüfungen

8 Umgang mit Befunden an Komponenten und Rohrleitungen

1 Zielsetzung und Geltungsbereich

Dieser Regeltext enthält die sicherheitstechnischen Kriterien für die Auslegung, die Herstellung und den Betrieb der Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels, der drucktragenden Wandung von Komponenten der Äußeren Systeme und des Sicherheitseinschlusses. Des Weiteren sind Kriterien für Schutzrohre für Rohrleitungen enthalten.

H i n w e i s: Kriterien im Hinblick auf die Funktion der hier angesprochenen Komponenten finden sich in den "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10, in dem Abschnitt 5.2).

2 Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels

2.1 Geltungsbereich

2.1 (1) Die folgenden Kriterien werden angewendet auf die Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels (DfU) von Leichtwasserreaktoren aus metallischen Werkstoffen.

2.1 (2) Zur Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels gehören beim Druckwasserreaktor die folgenden Komponenten. Deren Einbauten sind nur dann als Teil der DfU zu betrachten, wenn sie drucktragend sind und ihr Versagen zu einer Beeinträchtigung der Barrierenintegrität der DfU führen kann.

- a) Reaktordruckbehälter,
- b) Primärseite der Dampferzeuger, einschließlich der Dampferzeuger-Heizrohre,
- c) Druckhalter,
- d) Hauptkühlmittelpumpen,
- e) verbindende Rohrleitungen zwischen den vorgenannten Komponenten einschließlich der zum gleichen Druckraum gehörenden Teile der Armaturen aller Art,
- f) von den vorgenannten Komponenten und den sie verbindenden Rohrleitungen abgehende Rohrleitungen einschließlich der zum gleichen Druckraum gehörenden Teile der Armaturen bis einschließlich der ersten Absperrarmatur,
- g) drucktragende Wandungen der Steuerelementantriebe und der Kerninstrumentierung,
- h) integrale Bereiche von Komponentenstützkonstruktionen und Anschweißteile.

2.1 (3) Der Sekundärmantel der Dampferzeuger einschließlich der Speisewassereintritts- und Frischdampfaustrittsstutzen bis zu den Rohrleitungsanschlussnähten, jedoch ohne die kleineren Stutzen und Nippel, wird hinsichtlich der Werkstoffwahl, der Auslegungsgrundsätze, der Qualitätssicherung, der Fertigungskontrolle und der wiederkehrenden Prüfungen ebenso wie die DfU behandelt.

2.1 (4) Zur Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels gehören beim Siedewasserreaktor die folgenden Komponenten. Deren Einbauten sind nur dann als Teil der DfU zu betrachten, wenn sie drucktragend sind und ihr Versagen zu einer Beeinträchtigung der Barrierenintegrität der DfU führen kann.

- a) Reaktordruckbehälter,
- b) die zum gleichen Druckraum wie der Reaktordruckbehälter gehörenden Rohrleitungen einschließlich der in ihnen enthaltenen Teile von Armaturen bis einschließlich der ersten Absperrarmatur; wenn diese Rohrleitungen den Sicherheitsbehälter durchdringen, bis einschließlich der ersten außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordneten Absperrarmatur,
- c) drucktragende Wandungen der Steuerstabantriebe, der Kerninstrumentierung und der Zwangsumwälzpumpen,
- d) integrale Bereiche von Komponentenstützkonstruktionen und Anschweißteile.

2.1 (5) Teile von Absperrarmaturen, die für die Abschließung des Druckraumes erforderlich sind, werden als Teil der DfU betrachtet.

2.1 (6) Die nachfolgenden Kriterien gelten nicht für Reaktorkühlmittel führende Rohrleitungen und Komponenten kleiner oder gleich DN 50. Für solche Rohrleitungen und Komponenten kleiner Nennweiten sind Kriterien in dem Abschnitt 5 festgelegt.

2.2 Grundsätze der Basissicherheit bei Auslegung und Herstellung

2.2 (1) Die Basissicherheit der Druckführenden Umschließung, welche ein katastrophales, aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen eines Anlagenteils ausschließt, ist durch die Einhaltung nachfolgender Kriterien unter Berücksichtigung des Betriebsmediums sichergestellt:

- 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.

H i n w e i s: Siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien" (Modul 1, Nummer 3.4 (5)).

2.2 (2) Weiterhin sind alle Komponenten konstruktiv so gestaltet, dass die Kriterien 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

2.3.1 Grundsätze

2.3.1 (1) Zur Sicherstellung der Integrität der Komponenten ist ein Auslegungskonzept aufgestellt, welches die in diesem Abschnitt aufgestellten Grundsätze berücksichtigt.

2.3.1 (2) Die Integritätsnachweise als Bestandteil der Auslegung sind so geführt, dass für alle Einwirkungen des bestimmungsgemäßen Betriebs sowie aus Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a über die gesamte vorgesehene Betriebsdauer die erforderlichen Sicherheitsabstände ausgewiesen werden. Mögliche alterungsbedingte Schädigungsmechanismen und Veränderungen der Werkstoffeigenschaften durch Einwirkungen wie z. B. Temperatur und Bestrahlung, die während des Betriebs auftreten können, sind mit einbezogen. Wesentliche alterungsbedingte Schädigungsmechanismen sind Ermüdung, Relaxation, Verschleiß und verschiedene Arten der Korrosion. Außerdem sind Synergismen verschiedener Mechanismen berücksichtigt.

2.3.1 (3) Der Auslegung der Komponenten sind, ausgehend von den Einwirkungen, Lastfälle zu Grunde gelegt. Die Lastfälle leiten sich insbesondere aus dem spezifizierten Betrieb der Anlage, aus der Betriebserfahrung und aus den unterstellten Ereignissen gemäß den "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse" (Modul 3) ab und decken die daraus resultierenden Einwirkungen ab. Die Lastfälle und deren Kombinationen sind spezifiziert und entsprechend ihrer Charakteristik und Häufigkeit vollständig beschrieben. Lastfallkombinationen sind dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse u n d / o d e r Betriebsphasen in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen unterstellt werden muss. Die sich aus diesen Lastfällen ergebenden Einwirkungen sind komponentenbezogen unter Berücksichtigung der Systemtechnik auch angrenzender Systeme beschrieben. Einwirkungen von Einbauteilen sind beim Integritätsnachweis berücksichtigt (z. B. im Hinblick auf Eigengewicht, Standsicherheit, mechanische Einwirkungen, thermohydraulische Bedingungen), soweit sie die Integrität der drucktragenden Wandungen beeinflussen können.

2.3.1 (4) Zur Vermeidung der Überschreitung des auf der jeweiligen Sicherheitsebene zulässigen Druckes sind zuverlässige Einrichtungen vorgesehen. Die dafür erforderlichen Einrichtungen zur Druck-Begrenzung und -Absicherung können auf allen Sicherheitsebenen die zu betrachtenden Medien sicher abführen.

2.3.2 Werkstoffauswahl

2.3.2 (1) Durch die Werkstoffauswahl und sachgerechte Formgebung, Schweißung und Wärmebehandlung wird für die Druckführende Umschließung sichergestellt, dass während der vorgesehenen Betriebsdauer der Anlage ein ausreichend fester und zäher Werkstoffzustand derart erhalten bleibt, dass die im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a auftretenden Belastungen sicher abgetragen werden können.

Zum Nachweis der spezifizierten Festigkeit und Zähigkeit ist für alle Werkstoffe die spezifikationsgemäße Fertigung durch Zeugnisse belegt.

Für ferritische Stähle ist ein ausreichend hohes Niveau der Zähigkeit im Bereich der Hochlage gegeben. Bei Belastungen aus stationären Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2 liegt die niedrigste Beanspruchungstemperatur soweit oberhalb der Sprödbruch-Übergangstemperatur, dass eine definierte Mindest-Zähigkeit sichergestellt ist. Dies gilt für Grundwerkstoff, Schweißgut und Wärmeeinflusszone.

2.3.2 (2) Die eingesetzten Werkstoffe besitzen in Verbindung mit der gewählten Konstruktion und den zum Einsatz kommenden Verarbeitungstechniken unter den Betriebsbedingungen eine ausreichende Beständigkeit gegen Korrosion und andere Alterungseffekte. Die für die Korrosionsbeständigkeit erforderlichen Wasserqualitäten im bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2) sind spezifiziert. Die Wasserqualität wird überwacht und Abweichungen von den spezifizierten Kenngrößen werden rechtzeitig erkannt, so dass nachteilige Auswirkungen auf die Komponenten vermieden werden.

2.3.2 (3) Unter Beachtung der übrigen Kriterien für die Werkstoffe (siehe in dem Abschnitt 2.2 und 2.3) erfolgt die Auswahl der Werkstoffe so, dass eine Aktivierung der Werkstoffe und ihrer Korrosionsprodukte möglichst gering bleibt.

2.3.2 (4) Bauteile mit Dicht- u n d / o d e r Gleitfunktion weisen unter den Bedingungen des bestimmungsgemäßen Betriebes (Sicherheitsebenen 1 und 2) eine hinreichend hohe chemische, mechanische und physikalische Beständigkeit auf. Nicht vermeidbare Korrosions- und Abriebprodukte sowie ausgelöste Stoffe sind

- aufgrund ihrer chemischen Zusammensetzung oder
- getroffener Maßnahmen bzw. vorhandener Einrichtungen gegen den Eintrag in das Reaktorkühlmittel oder gegen lokale Anreicherungen

radiologisch nicht relevant und verursachen keine Schädigung der Komponenten durch Korrosion.

2.3.3 Konstruktion und Gestaltung

2.3.3 (1) Die Komponenten der Druckführenden Umschließung sind so angeordnet und verankert, dass bei an ihnen auftretenden Ereignissen der Sicherheitsebene 3 und 4a keine Folgeschäden an anderen sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen verursacht werden können, die die Erfüllung der Sicherheitsfunktion dieser Anlagenteile gefährden.

H i n w e i s: Für die dabei zu berücksichtigenden Einwirkungen siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10, Abschnitt 2).

2.3.3 (2) Für alle Teile der Druckführenden Umschließung sind ausreichende Möglichkeiten für Inspektionen und wiederkehrende Prüfungen vorhanden. In Bereichen erhöhten Strahlenpegels sind an den zu inspizierenden Teilen Wärmeisolierungen so ausgeführt, dass sie erforderlichenfalls schnell abgenommen und wieder montiert werden können. Zur besseren Reproduzierbarkeit der Prüfparameter und der Randbedingungen der Prüfung und zur besseren Vergleichbarkeit der Prüfergebnisse sowie zur Begrenzung der Strahlenexposition des Personals wird eine Mechanisierung der Prüfungen ermöglicht.

2.3.3 (3) Dichtverbindungen sind so ausgeführt, dass die erforderliche Dichtheit zuverlässig erreicht wird. Ihre Ausführung ist qualifiziert bzw. ihre Eignung auf Grund technischer Erfahrung nachgewiesen. Sie werden auf geeignete Weise überwacht, so dass gegebenenfalls auftretende Undichtheiten so rechtzeitig erkannt werden, dass unzulässige Folgen vermieden werden.

2.3.3 (4) Bei abgehenden Rohrleitungen ist die Absperrarmatur möglichst nahe der Abzweigstelle angeordnet.

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

2.3.3 (6) Die Rohrleitungsverlegung und die Anordnung der Armaturen stellt sicher, dass Ansammlungen von Kondensat in dampfführenden Anlagenteilen durch Entwässerung vermieden werden.

2.3.4 Festigkeitsmäßige Auslegung

2.3.4 (1) Mit dem Integritätsnachweis ist die Einhaltung von Abständen gegenüber dem Auftreten anzunehmender Versagensarten nachgewiesen. Die von den mechanischen und thermischen Einwirkungen in den Komponenten hervorgerufenen Beanspruchungen sind so begrenzt, dass für die jeweiligen Sicherheitsebenen gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) ein Sicherheitsabstand gegenüber dem Auftreten anzunehmender Versagensarten gegeben ist. Bestehen zu Schädigungsmechanismen Unsicherheiten im Kenntnisstand, sind diese durch entsprechende Sicherheitszuschläge oder eine konservative Nachweisführung berücksichtigt. Für die Komponenten ist Vorsorge gegen Versagen durch folgende Mechanismen getroffen:

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

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

- a) Die Beanspruchungsgrenzen der Sicherheitsebenen 1 und 2 stellen sicher, dass die Beanspruchungen das Gleichgewicht zu den Einwirkungen, einschließlich der gemäß den "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien" (Modul 1, in der Nummer 3.1 (2)) angesetzten Sicherheitszuschläge, 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 gewählt, dass bei Beanspruchungen aus Innendruck, Gewicht, Fluidodynamik 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 festgelegt, dass darüber hinaus auch ein Versagen infolge fortschreitender Deformation und Ermüdung nicht zu unterstellen ist.
- b) Die Beanspruchungsgrenzen der Sicherheitsebenen 3 und 4a stellen sicher, dass die Beanspruchungen das Gleichgewicht zu den Einwirkungen einschließlich der anzusetzenden Sicherheitszuschläge (siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien" [Modul 1], in der Nummer 3.1 (2)) so herstellen, dass ein Versagen durch plastische oder elastische Instabilität oder infolge instabiler Rissausbreitung ausgeschlossen ist. Die Sicherheitsabstände sind dabei so gewählt, dass bei Beanspruchungen aus Innendruck, Gewicht, Fluidodynamik und weiteren, in ihrer Charakteristik gleichartigen Zusatzlasten infolge äußerer Einwirkungen, die plastischen Verformungen begrenzt bleiben. Der Nachweis zum Ausschluss des Versagens infolge instabiler Rissausbreitung enthält zusätzlich die Einwirkungen aus den Temperaturzwängungen.
- c) Bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sind die plastischen Verformungen auf Bereiche geometrischer Diskontinuitäten beschränkt. Für geometrisch einfache Bauteile (z. B. Rohrleitungen) sind bei dynamischen Belastungen plastische Verformungen des gesamten Querschnitts zulässig; die dabei auftretenden Dehnungen verbleiben jedoch unter Beachtung des Einflusses der Mehrachsigkeit, die zu einer Einschränkung der Verformbarkeit führen kann, und anderer Effekte, die die auftretenden Dehnungen erhöhen können, deutlich unter der Gleichmaßdehnung des Werkstoffs.

Nach Auftreten von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a werden Bereiche mit rechnerisch ausgewiesenen plastischen Verformungen durch eine qualifizierte Inspektion überprüft. Für die Inspektion sind nachvollziehbare Bewertungsmerkmale festgelegt.

2.3.4 (3) Für Ereignisse der Sicherheitsebene 3 (z. B. das Bemessungserdbeben) und 4a, zu deren Beherrschung die Funktion von Teilen der DfU erforderlich ist, sind für die hierbei in Anspruch genommenen Komponenten die Beanspruchungsgrenzen so festgelegt, dass die Funktionsfähigkeit dieser Komponenten sichergestellt bleibt.

2.3.4 (4) Der Integritätsnachweis ist experimentell oder rechnerisch oder in Kombination dieser Methoden geführt. Es ist ein Nachweisziel spezifiziert und dessen Einhaltung mit validierten Methoden aufgezeigt. Die Übertragbarkeit der Randbedingungen der rechnerischen Methode bzw. des Experiments auf die Randbedingungen der nachzuweisenden Komponente bzw. des nachzuweisenden Systems ist gezeigt. Die Einhaltung des o. g. Sicherheitsabstandes zwischen Nachweisziel und dem Versagen bzw. dem Einsetzen eines zu vermeidenden Zustandes wird ausgewiesen.

H i n w e i s: Zu Kriterien für experimentelle Nachweise und die Validierung von Methoden siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6).

2.4 Herstellung

2.4.1 Grundsätze

2.4.1 (1) Die zur Sicherstellung der Integrität einzuhaltenden Qualitätsmerkmale sind festgelegt und bei der Planung des Fertigungsablaufs berücksichtigt.

2.4.1 (2) Für die Herstellung sind qualifizierte Verfahren und Hersteller eingesetzt.

2.4.1 (3) Der Fertigungsablauf wird so überwacht und dokumentiert, 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 dokumentiert.

2.4.1 (4) Für die Schweißzusätze und -hilfsstoffe sind Zulassungsprüfungen oder Eignungsprüfungen durchgeführt. Der Hersteller weist über entsprechende Verfahrensprüfungen nach, dass er die vorgesehenen Schweißverfahren sicher beherrscht.

2.4.1 (5) Schweißplattierungen an ferritischen Bauteilen sind so ausgeführt, dass der Trägerwerkstoff von zumindest zwei Oberflächen aus mit Ultraschallverfahren geprüft werden kann.

2.4.2 Begleitende zerstörende Prüfungen

2.4.2 (1) Durch Prüfungen an Erzeugnisformen ist nachgewiesen, dass die über die Wanddicke spezifizierten Eigenschaften der chemischen Zusammensetzung, der Zähigkeit, Festigkeit, des Gefüges und der Korrosionsbeständigkeit vorliegen.

2.4.2 (2) Es sind die mechanisch-technologischen Eigenschaften für jede Erzeugnisform (Stück- oder Losprüfung) nachgewiesen. Erfasst sind dabei:

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

2.4.2 (3) Zum Nachweis der Güteeigenschaften von Bauteilschweißungen sind Arbeitsprüfungen durchgeführt. Es ist zulässig, die Durchführung von Arbeitsprüfungen mit Verfahrensprüfungen zu kombinieren.

2.4.2 (4) Bei schweißplattierten Erzeugnisformen ist der Nachweis der Freiheit von Unterplattierungsrissen erbracht. In begründeten Fällen kann dies auch zerstörungsfrei am Bauteil erfolgen.

2.4.3 Begleitende zerstörungsfreie Prüfungen

2.4.3 (1) Bei allen für die Druckführende Umschließung vorgesehenen Erzeugnisformen und Schweißverbindungen einschließlich Pufferungen sind das Volumen und die Oberflächen mit ausreichender Fehlererkennbarkeit zerstörungsfrei geprüft.

Schweißplattierungen sind auf Haftung, Unterplattierungsrisse sowie auf Fehlerfreiheit der Oberfläche geprüft. Der Prüfumfang hinsichtlich Unterplattierungsrisse ist unter Berücksichtigung von der Nummer 2.4.2 (4) festgelegt.

Die Prüftechniken und Prüfparameter für die Volumenprüfung sind so ausgewählt, dass alle sicherheitstechnisch bedeutsamen Fehler gefunden werden. Dies erfordert, dass die Prüfungen mit Prüfempfindlichkeiten durchgeführt werden, die eine Erkennung von Anzeigen mit Größenausdehnungen deutlich unterhalb der Größe von sicherheitstechnisch bedeutsamen Fehlern erlauben. Dabei sind Fehler mit Orientierungen senkrecht zu den Hauptspannungsrichtungen (Betriebsbeanspruchung) durch die Wahl von qualifizierten Prüftechniken und Prüfparametern (wie z. B. Einschallrichtungen) berücksichtigt.

Bei der Festlegung von Zulässigkeitsgrenzen für Anzeigen im Volumen wird grundsätzlich so verfahren, dass technisch relevante Veränderungen der Anzeigenausdehnung durch Einwirkungen aus dem Betrieb nicht zu erwarten sind.

Die Oberflächenprüfung erfasst alle Fehlerorientierungen in der Prüfebene. Rissartige Anzeigen an den Oberflächen werden nicht belassen. Verfahren zur Beseitigung von Oberflächenanzeigen sind hinsichtlich der im Betrieb in Betracht zu ziehenden Schädigungsmechanismen qualifiziert. Die spezifikationsgemäße Anwendung wird überwacht bzw. durch Prüfungen bestätigt.

2.4.3 (2) Art, Zeitpunkt und Umfang der zerstörungsfreien Prüfungen werden erzeugnisform- und komponentenbezogen festgelegt. Die zur Beurteilung des maßgeblichen Qualitätszustandes der Erzeugnisformen und Komponenten durchzuführenden Prüfungen erfolgen nach der letzten Wärmebehandlung.

2.4.3 (3) Alle Komponenten der Druckführenden Umschließung werden zum Abschluss der Herstellung einer Druckprüfung mit einem definierten Prüfdruck oberhalb des Auslegungsdrucks unterzogen (Erstdruckprüfung).

2.4.3 (4) Im Rahmen spezifizierter Dichtheitsanforderungen werden Dichtheitsprüfungen durchgeführt (z. B. Gesamtsystem, Dampfzeuger-Heizrohre).

2.5 Betrieb

2.5.1 Grundsätze

2.5.1 (1) Für die Erhaltung der Barrierenfunktion ist ein Überwachungs- und Prüfkonzept aufgestellt mit dem

- die Einhaltung der Auslegungsrandbedingungen und -voraussetzungen überprüft und
- die Rückführung der Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und deren Nutzung im Alterungsmanagement sichergestellt

wird. Die bei der Auslegung der Komponenten zugrunde gelegten Randbedingungen hinsichtlich der räumlichen Anordnung, Verankerung, Funktion von Unterstützungen, Armaturen, Pumpen und Einbauten sind dokumentiert (z. B. freie Weglängen, Verschiebungen, Auslenkungen, Spiele). Bei der Inbetriebnahme und soweit erforderlich nach Eingriffen (z. B. Instandhaltungsmaßnahmen) wird die Einhaltung dieser Randbedingungen überprüft. Unzulässige Abweichungen von diesen Randbedingungen werden vermieden bzw. so rechtzeitig erkannt, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der drucktragenden Wandungen erfolgen.

2.5.1 (2) Betriebsparameter, die für die Integrität der Komponenten von Bedeutung sind, werden überwacht (z. B. mechanische und thermische Einwirkungen, Wasserqualität) und auf Plausibilität unter Berücksichtigung des unterstellten zugehörigen Systemzustandes bewertet.

Darüber hinaus ist eine Überwachung auf Leckagen vorhanden, die die Erkennung und hinreichend genaue Lokalisierung von Leckagen sicherstellt.

2.5.1 (3) Die Betriebszustände in den Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebs (Betriebsphasen B-F) und bei Funktionsprüfungen sind im Hinblick auf die die Integrität der Komponenten beeinflussenden Einwirkungen spezifiziert. Die Einhaltung dieser Vorgaben wird durch die betrieblichen Regelungen sichergestellt (z. B. Temperatur, Wasserchemie). Abweichungen von diesen Vorgaben werden vermieden bzw. so rechtzeitig erkannt, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der drucktragenden Wandungen erfolgen.

2.5.1 (4) Komponenten oder Bereiche von Komponenten, für die aus Analysen oder aus der Betriebserfahrung hinsichtlich alterungsbedingter Schädigungsmechanismen relevante Beanspruchungen erwartet werden können, sind in ein Überwachungs- und Prüfkonzept einbezogen.

2.5.1 (5) Es ist sichergestellt, dass in den Sicherheitsebenen 1 und 2 die Mengen von Wasserstoff (Radiolysegase, Dosiergase), die aus den Kreisläufen in eine nicht inertisierte Atmosphäre des Sicherheitsbehälters übertreten können, soweit begrenzt bleiben, dass eine zündfähige Ansammlung mit Folgeschadenspotenzial ausgeschlossen ist.

H i n w e i s: Siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10, in dem Abschnitt 2.2.8.2).

2.5.1 (6) Ansammlungen von nicht kondensierbaren Gasen

a) in Hochpunkten des Kühlkreislaufs,

b) in nicht oder nur gering durchströmten Anlagenteilen

werden im Hinblick auf mögliche thermische Einwirkungen auf die drucktragende Wand und mögliche Funktionsstörungen des Systems erfasst. Sie werden bezüglich ihrer sicherheitstechnischen Auswirkungen bewertet.

2.5.1 (7) Werden bei Prüfungen Befunde festgestellt, so wird nach dem Abschnitt 8 vorgegangen.

2.5.1 (8) Zur systematischen Erkennung, Verfolgung bzw. Vermeidung von Alterungseinflüssen auf die Integrität der Komponenten der Druckführenden Umschließung ist ein Alterungsmanagementsystem installiert.

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

2.5.1 (10) Mit ausreichendem zeitlichem Abstand vom geplanten Betriebsende wird das Prüfkonzept bis zum Betriebsende hin angepasst. Geplante Prüfungen werden zeitlich so gelegt, dass sich ein sicherheitstechnischer Nutzen ergibt.

2.5.2 Wiederkehrende Dichtheits- und Druckprüfungen

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

2.5.2 (2) Wiederkehrende Druckprüfungen ermöglichen eine vergleichbare sicherheitstechnische Aussage, wie bei der Druckprüfung der Errichtung. Druckprüfungen des Reaktordruckbehälters werden ohne Reaktorkern durchgeführt.

2.5.2 (3) Im Anschluss an die wiederkehrende Druckprüfung wird eine zerstörungsfreie Prüfung, z. B. mit Ultraschall, an repräsentativen Stellen des Reaktordruckbehälters und anderer Komponenten der Druckführenden Umschließung durchgeführt.

2.5.3 Zerstörungsfreie wiederkehrende Prüfungen

2.5.3 (1) Die zerstörungsfreien wiederkehrenden Prüfungen werden hinsichtlich möglicher Schädigungsmechanismen in repräsentativer Art und Weise mit qualifizierten Verfahren durchgeführt, wobei alle Arten von Schweißverbindungen und Grundwerkstoff-Bereiche mit einbezogen werden. Die Auswahl und Eignung der Prüfverfahren und -techniken wird unter Berücksichtigung des technischen Fortschritts begründet.

Die Prüfintervalle sind festgelegt. Sie orientieren sich an der allgemeinen technischen Erfahrung und berücksichtigen die Betriebserfahrung der betreffenden und vergleichbaren Anlagen.

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

2.5.3 (3) Prüfverfahren und -techniken für die Dampferzeuger-Heizrohre sind so ausgewählt, dass

- a) Fehler an der Innen- und Außenseite,
 - b) lokale Wanddickenschwächungen
- über die gesamte Länge erfasst werden können.

2.5.3 (4) Für jedes Prüfverfahren sind Bewertungsgrenzen für die Feststellung von Befunden spezifiziert.

3 Drucktragende Wandung von Komponenten der Äußeren Systeme

H i n w e i s: Für Komponenten (Behälter, Wärmetauscher, Rohrleitungen, Armaturen, Pumpen), für die wegen des Einschlusses radioaktiven Inventars spezifische Kriterien gelten und die nicht dem hier genannten Geltungsbereich zugeordnet sind, gelten die Kriterien aus den "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Anlagen, Systemen und Komponenten" (Modul 10, Abschnitt 5.2). Dort finden sich auch Kriterien im Hinblick auf die Funktion der hier angesprochenen Komponenten.

3.1 Geltungsbereich

3.1 (1) Die folgenden Kriterien werden angewendet auf die drucktragenden Wandungen von nicht zur Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels gehörenden druckführenden und aktivitätsführenden Systemen und Komponenten von Leichtwasserreaktoren aus metallischen Werkstoffen, die eine sicherheitstechnische Bedeutung besitzen. Diese ist gegeben, wenn eines der nachfolgenden Kriterien erfüllt ist:

- a) Das Anlagenteil ist bei der Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a notwendig hinsichtlich Abschaltung, Aufrechterhaltung langfristiger Unterkritikalität und hinsichtlich unmittelbarer Nachwärmeabfuhr. Kriterien für Komponenten in Systemen, die nur mittelbar zur Nachwärmeabfuhr dienen - dies sind die nicht aktivitätsführenden Zwischenkühlwassersysteme und Nebenkühlwassersysteme - sind anlagenspezifisch unter Berücksichtigung der grundsätzlichen Kriterien im Hinblick auf Redundanz und Diversität festgelegt, siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1, in der Nummer 3.1 (2)).
- b) Bei Versagen des Anlagenteils werden große Energien freigesetzt und die Funktionen von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen sind nicht vor Einwirkungen eines unterstellten Versagens dieser Anlagenteile geschützt (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ [Modul 10, Abschnitt 2.2.3]).
- c) Das Versagen des Anlagenteils kann unmittelbar oder in einer Kette von anzunehmenden Folgeereignissen zu einem Ereignis der Sicherheitsebene 3 oder darüber hinaus führen.

3.1 (2) Zum Geltungsbereich gehören folgende Komponenten:

- a) Druckbehälter,
 - b) Rohrleitungen und Rohrleitungsteile (einschließlich Druckentlastungsrohre und Ausstrahlröhren für SWR),
 - c) Pumpen und
 - d) Armaturen,
- einschließlich der integralen Bereiche der Komponentenstützkonstruktionen.

3.1 (3) Zum Geltungsbereich gehören nicht:

- a) Rohrleitungen und Armaturen kleiner oder gleich DN 50. Für Rohrleitungen und Armaturen dieses Abmessungsbereiches gelten die Kriterien nach dem Abschnitt 5,
- b) Einbauteile der Komponenten (die nicht Bestandteil der drucktragenden Wandung sind) und Zubehör,
- c) Anlagenteile, die Hilfsfunktionen für die hier behandelten Systeme ausführen,
- d) Systemteile, deren Systemdruck allein durch die geodätische Druckhöhe im Saugbereich bestimmt wird,
- e) Teile zur Kraft- und Leistungsübertragung
 - in Pumpen und Armaturen sowie
 - für Prüfungen zum Funktionsfähigkeitsnachweis,
- f) Kleinteile.

3.1 (4) Werden Komponenten aus nicht-metallischen Werkstoffen eingesetzt, so sind Kriterien festgelegt, die eine gleichwertige Zuverlässigkeit sicherstellen.

3.2 Grundsätze der Basissicherheit bei Auslegung und Herstellung

3.2 (1) Die Basissicherheit der drucktragenden Wandung von Komponenten, welche ein katastrophales, aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen eines Anlagenteils ausschließt, ist durch die Einhaltung nachfolgender Kriterien unter Berücksichtigung des Betriebsmediums sichergestellt:

- 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.

3.2 (2) Weiterhin sind alle Komponenten konstruktiv so gestaltet, dass die Kriterien 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.

3.3 Auslegung

3.3.1 Grundsätze

3.3.1 (1) Zur Sicherstellung der Integrität der Komponenten ist ein Auslegungskonzept aufgestellt, welches die in diesem Abschnitt aufgestellten Grundsätze berücksichtigt.

3.3.1 (2) Die Integritätsnachweise als Bestandteil der Auslegung sind so geführt, dass für alle Einwirkungen des bestimmungsgemäßen Betriebs sowie aus Ereignissen der Sicherheitsbeurteilung 3 und 4a über die gesamte vorgesehene Betriebsdauer die erforderlichen Sicherheitsabstände ausgewiesen werden. Mögliche alterungsbedingte Schädigungsmechanismen und Veränderungen der Werkstoffeigenschaften durch Einwirkungen wie z. B. Temperatur und Bestrahlung, die während des Betriebs auftreten können, sind mit einbezogen. Wesentliche alterungsbedingte Schädigungsmechanismen sind Ermüdung, Relaxation, Verschleiß und verschiedene Arten der Korrosion. Außerdem sind Synergismen verschiedener Mechanismen berücksichtigt.

3.3.1 (3) Der Auslegung der Komponenten sind, ausgehend von den Einwirkungen, Lastfälle zu Grunde gelegt. Die Lastfälle leiten sich insbesondere aus dem spezifizierten Betrieb der Anlage, aus der Betriebserfahrung und aus den unterstellten Ereignissen gemäß den "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse" (Modul 3) ab und decken die daraus resultierenden Einwirkungen ab. Die Lastfälle und deren Kombinationen sind spezifiziert und entsprechend ihrer Charakteristik und Häufigkeit

vollständig beschrieben. Lastfallkombinationen sind dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse u n d / o d e r Betriebsphasen in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen unterstellt werden muss. Die sich aus diesen Lastfällen ergebenden Einwirkungen sind komponentenbezogen unter Berücksichtigung der Systemtechnik auch angrenzender Systeme beschrieben. Einwirkungen von Einbauteilen sind beim Integritätsnachweis berücksichtigt (z. B. im Hinblick auf Eigengewicht, Standsicherheit, mechanische Einwirkungen, thermohydraulische Bedingungen), soweit sie die Integrität der drucktragenden Wandungen beeinflussen können.

3.3.1 (4) Zur Vermeidung der Überschreitung des auf der jeweiligen Sicherheitsebene zulässigen Druckes oder Unterdruckes sind zuverlässige Einrichtungen vorgesehen. Die dafür erforderlichen Einrichtungen zur Druck-Begrenzung und -Absicherung können auf allen Sicherheitsebenen die zu betrachtenden Medien sicher abführen.

3.3.1 (5) Werden zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a an die DfU angrenzende Komponenten der Äußeren Systeme in Betrieb genommen, so sind die in diesen Systemen auftretenden Beanspruchungen so begrenzt, dass die erforderliche Zuverlässigkeit der Systeme für die spezifizierte Betriebszeit und Einsatzhäufigkeit sichergestellt ist.

3.3.1 (6) Für die im Geltungsbereich angesprochenen Systeme und Komponenten ist unter Berücksichtigung unterschiedlicher Funktionsanforderungen die Wahl der Werkstoffe, Fertigungsverfahren und Nachweismethoden so aufeinander abgestimmt, dass eine gleichwertige Zuverlässigkeit der Komponenten erreicht wird. Hinsichtlich der Vielfalt der Komponenten werden Maßnahmen festgelegt, die eine zuverlässige Qualitätssicherung sicherstellen.

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

Diese Prüfgruppen für Bauteile und Komponenten der äußeren Systeme enthalten 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.

3.3.2 Werkstoffauswahl

3.3.2 (1) Durch die Werkstoffauswahl und sachgerechte Formgebung, Schweißung und Wärmebehandlung wird für die drucktragende Wandung von Komponenten sichergestellt, dass während der vorgesehenen Betriebsdauer der Anlage ein ausreichend fester und zäher Werkstoffzustand derart erhalten bleibt, dass die im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a auftretenden Belastungen sicher abgetragen werden können.

Zum Nachweis der spezifizierten Festigkeit und Zähigkeit ist für alle Werkstoffe die spezifikationsgemäße Fertigung durch Zeugnisse belegt. Für ferritische Stähle ist ein ausreichend hohes Niveau der Zähigkeit im Bereich der Hochlage gegeben. Bei Belastungen aus stationären Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2 liegt die niedrigste Beanspruchungstemperatur oberhalb der Sprödbruch-Übergangstemperatur, wodurch auch eine definierte Mindest-Zähigkeit sichergestellt ist. Dies gilt für Grundwerkstoff, Schweißgut und Wärmeeinflusszone von Komponenten mit vergleichsweise hohen Spannungsgrenzen.

3.3.2 (2) Die eingesetzten Werkstoffe besitzen in Verbindung mit der gewählten Konstruktion und den zum Einsatz kommenden Verarbeitungstechniken unter den Betriebsbedingungen eine ausreichende Beständigkeit gegen Korrosion und andere Alterungseffekte. Die für die Korrosionsbeständigkeit erforderlichen Wasserqualitäten im bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2) sind spezifiziert. Die Wasserqualität wird überwacht und Abweichungen von den spezifizierten Kenngrößen werden rechtzeitig erkannt, so dass nachteilige Auswirkungen auf die Komponenten vermieden werden.

3.3.2 (3) Die für den jeweiligen Anwendungsfall auszuwählenden Werkstoffe einschließlich Schweißzusatzwerkstoffe genügen den der Auslegung zugrunde gelegten und den beim Betrieb auftretenden Beanspruchungen (z. B. mechanischer, thermischer, chemischer Art). Sie sind schweißgeeignet und besitzen eine dem Auslegungskonzept nach dem Abschnitt 3.3.1 und 3.3.4 genügende Werkstoffzähigkeit sowie ein ausgeprägtes Verfestigungsverhalten.

H i n w e i s: Dies 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.

3.3.2 (4) Bauteile mit Dicht- u n d / o d e r Gleitfunktion weisen unter den vorliegenden Bedingungen des bestimmungsgemäßen Betriebes eine hinreichend hohe chemische, mechanische und physikalische Beständigkeit auf. Nicht vermeidbare Korrosions- und Abriebprodukte sowie ausgelöste Stoffe sind

- aufgrund ihrer chemischen Zusammensetzung oder
- getroffener Maßnahmen bzw. vorhandener Einrichtungen gegen den Eintrag in das Kühlmittel oder gegen lokale Anreicherungen

radiologisch nicht relevant und verursachen keine Schädigung der Komponenten durch Korrosion.

3.3.3 Konstruktion und Gestaltung

3.3.3 (1) Die Komponenten gemäß dem Abschnitt 3.1 sind so angeordnet und verankert, dass bei an ihnen auftretenden Ereignissen der Sicherheitsebene 3 und 4a keine Folgeschäden an anderen sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen verursacht werden können, die die Erfüllung der Sicherheitsfunktion gefährden.

H i n w e i s: Für die dabei zu berücksichtigenden Einwirkungen siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10, Abschnitt 2 und 2.2.8).

3.3.3 (2) Für alle Teile der drucktragenden Wandungen der Äußeren Systeme sind ausreichende Möglichkeiten für Inspektionen und wiederkehrende Prüfungen vorhanden. In Bereichen erhöhten Strahlenpegels sind an den zu inspizierenden Teilen Wärmeisolierungen so ausgeführt, dass sie erforderlichenfalls schnell abgenommen und wieder montiert werden können. Zur besseren Reproduzierbarkeit der Prüfparameter und Prüfrandbedingungen und zur besseren Vergleichbarkeit der Prüfergebnisse sowie zur Begrenzung der Strahlenexposition des Personals wird eine Mechanisierung der Prüfungen ermöglicht.

3.3.3 (3) Rohrleitungen, die an die Absperrreinrichtungen der Druckführenden Umschließung anschließen und den Sicherheitsbehälter nicht durchdringen, weisen innerhalb des Sicherheitsbehälters eine weitere Absperrreinrichtung auf, sofern aus sicherheitstechnischen Gründen nicht eine Druckentlastung in geschlossene Behältnisse (z. B. Kondensationskammer, Abblasebehälter) vorgesehen ist.

3.3.3 (4) Komponenten, die durch Annahme eines Einzelfehlers an der Absperrreinrichtung der angrenzenden Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels mit höherem Druck oder höherer Temperatur beaufschlagt werden können, sind so ausgeführt, dass ihre Integrität auch bei solchen Lastfällen sichergestellt ist.

3.3.3 (5) Dichtverbindungen sind so ausgeführt, dass die erforderliche Dichtheit zuverlässig erreicht wird. Ihre Ausführung ist qualifiziert bzw. ihre Eignung auf Grund technischer Erfahrung nachgewiesen. Sie werden überwacht, so dass gegebenenfalls auftretende Undichtigkeiten so rechtzeitig erkannt werden, dass unzulässige Folgen vermieden werden.

3.3.3 (6) Bei abgehenden Rohrleitungen ist die Absperrarmatur möglichst nahe der Abzweigstelle angeordnet.

3.3.3 (7) Einbauteile von Absperrreinrichtungen sind so ausgeführt, dass sie das zur Sicherstellung der Dichtfunktion erforderliche Tragvermögen aufweisen.

3.3.3 (8) Die Rohrleitungsverlegung und die Anordnung der Armaturen stellt sicher, dass Ansammlungen von Kondensat durch Entwässerung vermieden werden.

3.3.3 (9) Durch geeignete Einrichtungen ist sichergestellt, dass eine Überschreitung der dem Integritätsnachweis zugrunde liegenden Belastungen

- a) der Frischdampfleitung (Überspeisungsabsicherung),
- b) der Komponenten aufgrund von Kondensationsschlägen,
- c) der Komponenten aufgrund der Reaktion von Radiolysegasen,
- d) der Komponenten von an Hochdrucksystemen anschließenden Niederdrucksystemen aufgrund von Leckagen an Absperranlagen des Systems mit höherem Druck

für die Sicherheitsebenen 1 bis 3 zuverlässig vermieden wird. Die Wirksamkeit der Maßnahmen wird überwacht.

3.3.3 (10) Druckentlastungsrohre und Ausstrahldüsen im SWR sind hinsichtlich der ausströmenden Dampfmenigen für alle Ereignisse der Sicherheitsebenen 2 und 3 so bemessen, dass eine zuverlässige Ausströmung des Mediums (Dampf, Dampf/Wasser-Gemisch) in die Kondensationskammer unter Einhaltung der Auslegungswerte sichergestellt ist.

Es wird sichergestellt, 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 begrenzt, dass keine reaktionsfähigen Gemische entstehen können.

H i n w e i s: Zu Vorsorgemaßnahmen siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10, Abschnitt 2.2.8).

3.3.4 Festigkeitsmäßige Auslegung

3.3.4 (1) Mit dem Integritätsnachweis ist die Einhaltung von Abständen gegenüber dem Auftreten anzunehmender Versagensarten nachgewiesen. Die von den mechanischen und thermischen Einwirkungen in den Komponenten hervorgerufenen Beanspruchungen sind so begrenzt, dass für die jeweiligen Sicherheitsebenen gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) ein Sicherheitsabstand gegenüber dem Auftreten anzunehmender Versagensarten gegeben ist. Bestehen zu Schädigungsmechanismen Unsicherheiten im Kenntnisstand, sind diese durch entsprechende Sicherheitszuschläge oder eine konservative Nachweisführung berücksichtigt. Für die Komponenten ist Vorsorge gegen Versagen durch folgende Mechanismen getroffen:

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

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

- a) Die Beanspruchungsgrenzen der Sicherheitsebenen 1 und 2 stellen sicher, dass die Beanspruchungen das Gleichgewicht zu den Einwirkungen, einschließlich der gemäß den "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien" (Modul 1, in der Nummer 3.1 (2)) angesetzten Sicherheitszuschläge, 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 gewählt, dass bei Beanspruchungen aus Innendruck, Gewicht, Fluidynamik 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 festgelegt, dass darüber hinaus auch ein Versagen infolge fortschreitender Deformation und Ermüdung nicht zu unterstellen ist.
- b) Die Beanspruchungsgrenzen der Sicherheitsebenen 3 und 4a stellen sicher, dass die Beanspruchungen das Gleichgewicht zu den Einwirkungen einschließlich der anzusetzenden Sicherheitszuschläge (siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien" (Modul 1, in der Nummer 3.1 (2)) so herstellen, dass ein Versagen durch plastische oder elastische Instabilität oder infolge instabiler Rissausbreitung ausgeschlossen ist.

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

- c) Bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sind die plastischen Verformungen auf Bereiche geometrischer Diskontinuitäten beschränkt. Für geometrisch einfache Bauteile (z. B. Rohrleitungen) sind bei dynamischen Belastungen plastische Verformungen des gesamten Querschnitts zulässig; die dabei auftretenden Dehnungen verbleiben jedoch unter Beachtung des Einflusses der Mehrachsigkeit, die zu einer Einschränkung der Verformbarkeit führen kann, und anderer Effekte, die die auftretenden Dehnungen erhöhen können, deutlich unter der Gleichmaßdehnung des Werkstoffs.

Nach Auftreten von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a werden Bereiche mit rechnerisch ausgewiesenen plastischen Verformungen durch eine qualifizierte Inspektion überprüft. Für die Inspektion sind nachvollziehbare Bewertungsmerkmale festgelegt.

3.3.4 (3) Für Ereignisse der Sicherheitsebene 3 (z. B. das Bemessungserdbeben) und 4a, zu deren Beherrschung die Funktion von Äußeren Systemen erforderlich ist, sind für die hierbei in Anspruch genommenen Komponenten sowie die zu ihrer Funktion benötigten weiteren Systeme (z. B. Versorgungs- und Kühleinrichtungen) die Beanspruchungsgrenzen so festgelegt, dass die Funktionsfähigkeit dieser Komponenten sichergestellt bleibt.

3.3.4 (4) Der Integritätsnachweis ist experimentell oder rechnerisch oder in Kombination dieser Methoden geführt. Es ist ein Nachweisziel spezifiziert und dessen Einhaltung mit validierten Methoden aufgezeigt. Die Übertragbarkeit der Randbedingungen der rechnerischen Methode bzw. des Experiments auf die Randbedingungen der nachzuweisenden Komponente bzw. des nachzuweisenden Systems ist gezeigt. Die Einhaltung des o. g. Sicherheitsabstandes zwischen Nachweisziel und dem Versagen bzw. dem Einsetzen eines zu vermeidenden Zustandes ist ausgewiesen.

H i n w e i s: Zu Kriterien für experimentelle Nachweise und die Validierung von Methoden siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6).

3.4 Herstellung

3.4.1 Grundsätze

3.4.1 (1) Die zur Sicherstellung der Integrität einzuhaltenden Qualitätsmerkmale sind festgelegt und bei der Planung des Fertigungsablaufs berücksichtigt.

3.4.1 (2) Für die Herstellung werden qualifizierte Verfahren und Hersteller eingesetzt.

3.4.1 (3) Der Fertigungsablauf wird so überwacht und dokumentiert, dass Abweichungen von den vorgegebenen Qualitätsmerkmalen zuverlässig erkannt werden und eine eindeutige Rückverfolgbarkeit hinsichtlich ihrer Ursache möglich ist. Zusätzlich vorgenommene Maßnahmen zur Erreichung der Qualitätsmerkmale sind dokumentiert.

3.4.1 (4) Für die Schweißzusätze und -hilfsstoffe sind geeignete Zulassungsprüfungen oder Eignungsprüfungen durchgeführt. Der Hersteller weist über entsprechende Verfahrensprüfungen nach, dass er die vorgesehenen Schweißverfahren sicher beherrscht.

3.4.1 (5) Schweißplattierungen an ferritischen Bauteilen sind so ausgeführt, dass der Trägerwerkstoff von zumindest zwei Oberflächen aus mit Ultraschallverfahren geprüft werden kann.

3.4.2 Begleitende zerstörende Prüfungen

3.4.2 (1) Durch Prüfungen an Erzeugnisformen ist nachgewiesen, dass die über die Wanddicke spezifizierten Eigenschaften der chemischen Zusammensetzung, der Zähigkeit, Festigkeit, des Gefüges und der Korrosionsbeständigkeit vorliegen.

3.4.2 (2) Es sind die mechanisch-technologischen Eigenschaften in der Regel an jeder Erzeugnisform (Stück- oder Losprüfung) nachgewiesen. Erfasst werden dabei:
a) repräsentativ die verschiedenen Verformungsrichtungen an mehreren Probenahmestellen,
b) alle während des Fertigungsprozesses stattfindenden Umform- und Wärmebehandlungen.

3.4.2 (3) Zum Nachweis der Güteeigenschaften von Bauteilschweißungen werden Arbeitsprüfungen durchgeführt. Es ist zulässig, die Durchführung von Arbeitsprüfungen mit Verfahrensprüfungen zu kombinieren.

3.4.2 (4) Bei schweißplattierten Erzeugnisformen ist nachgewiesen, dass Unterplattierungsrisse nicht vorhanden sind. In begründeten Fällen kann dies auch zerstörungsfrei am Bauteil erfolgen.

3.4.3 Begleitende zerstörungsfreie Prüfungen

3.4.3 (1) Bei allen für die Drucktragende Wandung vorgesehenen Erzeugnisformen und Schweißverbindungen einschließlich Pufferungen sind das Volumen und die Oberflächen mit ausreichender Fehlererkennbarkeit zerstörungsfrei geprüft. Schweißplattierungen sind auf Haftung sowie auf Fehlerfreiheit der Oberfläche geprüft.

Die Prüftechniken und Prüfparameter für die Volumenprüfung sind so ausgewählt, dass alle sicherheitstechnisch bedeutsamen Fehler gefunden werden. Dies erfordert, dass die Prüfungen mit Prüfempfindlichkeiten durchgeführt werden, die eine Erkennung von Anzeigen mit Größenausdehnungen deutlich unterhalb der Größe von sicherheitstechnisch bedeutsamen Fehlern erlauben. Dabei sind Fehler mit Orientierungen senkrecht zu den Hauptspannungsrichtungen (Betriebsbeanspruchung) durch die Wahl von qualifizierten Prüftechniken und Prüfparametern (wie z. B. Einschallrichtungen) berücksichtigt.

Bei der Festlegung von Zulässigkeitsgrenzen für Anzeigen im Volumen ist grundsätzlich so zu verfahren, dass technisch relevante Veränderungen der Anzeigenausdehnung durch Einwirkungen aus dem Betrieb nicht zu erwarten sind.

Die Oberflächenprüfung erfasst alle Fehlerorientierungen in der Prüfebene. Rissartige Anzeigen an den Oberflächen werden nicht belassen. Verfahren zur Beseitigung von Oberflächenanzeigen sind hinsichtlich der im Betrieb in Betracht zu ziehenden Schädigungsmechanismen qualifiziert. Die spezifikationsgemäße Anwendung wird überwacht bzw. durch Prüfungen bestätigt.

3.4.3 (2) Art, Zeitpunkt und Umfang der zerstörungsfreien Prüfungen sind entsprechend der Einstufung in Prüf- und Werkstoffgruppen nach der Nummer 3.3.1 (6) erzeugnisform- und komponentenbezogen festgelegt. Die zur Beurteilung des maßgeblichen Qualitätszustandes der Erzeugnisformen und Komponenten durchzuführenden Prüfungen erfolgen nach der letzten Wärmebehandlung.

3.4.3 (3) Alle druckführenden Komponenten der Äußeren Systeme werden zum Abschluss der Herstellung einer Druckprüfung mit einem definierten Prüfdruck oberhalb des Auslegungsdrucks unterzogen (Erstdruckprüfung). Nach der Druckprüfung werden zerstörungsfreie Prüfungen in repräsentativem Umfang durchgeführt.

3.5 Betrieb

3.5.1 Grundsätze

3.5.1 (1) Für den Erhalt der Barrierenfunktion ist ein Überwachungs- und Prüfkonzept aufgestellt mit dem

- die Einhaltung der Auslegungsrandbedingungen und -voraussetzungen überprüft und
- die Rückführung der Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und deren Nutzung im Alterungsmanagement sichergestellt

wird. Die bei der Auslegung der Komponenten und Systeme zugrunde gelegten Randbedingungen hinsichtlich der räumlichen Anordnung, Verankerung, Funktion von Unterstützungen, Armaturen, Pumpen und Einbauten sind dokumentiert (z. B. bei warmgehenden Systemen freie

Weglängen, Verschiebungen, Auslenkungen, Spiele). Bei der Inbetriebnahme und soweit erforderlich nach Eingriffen (z. B. Instandhaltungsmaßnahmen) wird die Einhaltung dieser Randbedingungen überprüft. Unzulässige Abweichungen von diesen Randbedingungen werden vermieden bzw. so rechtzeitig erkannt, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der drucktragenden Wandungen erfolgen.

3.5.1 (2) Betriebsparameter, die für die Integrität der Komponenten von Bedeutung sind, werden überwacht (z. B. mechanische und thermische Einwirkungen, Wasserqualität) und auf Plausibilität unter Berücksichtigung des unterstellten zugehörigen Systemzustandes bewertet. Darüber hinaus ist eine Überwachung auf Leckagen vorhanden, die die Erkennung und hinreichend genaue Lokalisierung von Leckagen sicherstellt.

3.5.1 (3) Die Betriebszustände in den Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebs (Betriebsphasen B-F) und bei Funktionsprüfungen sind im Hinblick auf die die Integrität der Komponenten beeinflussenden Einwirkungen spezifiziert. Die Einhaltung dieser Vorgaben wird durch die betrieblichen Regelungen sichergestellt (z. B. Temperatur, Wasserchemie). Abweichungen von diesen Vorgaben werden vermieden bzw. so rechtzeitig erkannt, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der drucktragenden Wandungen erfolgen.

3.5.1 (4) Komponenten oder Bereiche von Komponenten, für die aus Analysen oder aus der Betriebserfahrung hinsichtlich alterungsbedingter Schädigungsmechanismen relevante Beanspruchungen zu erwarten sind, sind in ein Überwachungs- und Prüfkonzept einbezogen.

3.5.1 (5) Durch regelmäßige Begehungen wird der Allgemeinzustand der Systeme und Komponenten überwacht. Die Ergebnisse werden dokumentiert.

3.5.1 (6) Es ist sichergestellt, dass in den Sicherheitsebenen 1 und 2 die Mengen von Wasserstoff (Radiolyse-, Dosiergase), die aus den Kreisläufen in eine nicht inertisierte Atmosphäre des Sicherheitsbehälters übertreten können, soweit begrenzt bleiben, dass eine zündfähige Ansammlung mit Folgeschadenspotenzial ausgeschlossen werden kann.

H i n w e i s: Siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10, Abschnitt 2.2.8.2).

3.5.1 (7) Ansammlungen von nicht kondensierbaren Gasen

a) in Hochpunkten des Kühlkreislaufs,

b) in nicht oder nur gering durchströmten Anlagenteilen

werden im Hinblick auf mögliche thermische Belastungen der drucktragenden Wand und mögliche Funktionsstörungen des Systems erfasst. Sie werden bezüglich ihrer sicherheitstechnischen Auswirkungen bewertet.

3.5.1 (8) Werden bei Prüfungen Befunde festgestellt, so wird nach dem Abschnitt 8 vorgegangen.

3.5.1 (9) Zur systematischen Erkennung, Verfolgung bzw. Vermeidung von Alterungseinflüssen auf die Integrität der drucktragenden Wandung der Komponenten ist ein Alterungsmanagementsystem installiert.

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

3.5.1 (11) Mit ausreichendem zeitlichem Abstand vom geplanten Betriebsende wird das Prüfkonzept bis zum Betriebsende hin angepasst. Geplante Prüfungen werden zeitlich so gelegt, dass sich ein sicherheitstechnischer Nutzen ergibt.

3.5.2 Wiederkehrende Dichtheits- und Druckprüfungen

3.5.2 (1) Nach jedem Wiederverschließen eines druckführenden Systems wird bei einem definierten Referenzzustand eine integrale Prüfung auf Dichtheit durchgeführt.

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

3.5.2 (3) Im Anschluss an die wiederkehrende Druckprüfung wird eine zerstörungsfreie Prüfung, z. B. mit Ultraschall, an repräsentativen Stellen der drucktragenden Wandung der verschiedenen Komponenten durchgeführt.

3.5.3 Zerstörungsfreie wiederkehrende Prüfungen

3.5.3 (1) Zerstörungsfreie wiederkehrende Prüfungen werden hinsichtlich möglicher Schädigungsmechanismen in repräsentativer Art und Weise mit qualifizierten Verfahren durchgeführt, wobei alle Arten von Schweißverbindungen und Grundwerkstoff-Bereiche mit einbezogen werden. Die Auswahl und Eignung der Prüfverfahren und -techniken ist unter Berücksichtigung des technischen Fortschritts begründet.

Die Prüfintervalle sind festgelegt. Sie orientieren sich an der allgemeinen technischen Erfahrung und berücksichtigen die Betriebserfahrung der betreffenden und vergleichbaren Anlagen.

3.5.3 (2) Prüfverfahren und -techniken werden dabei so ausgewählt, dass betriebsbedingte Fehler (z. B. infolge Ermüdung, Korrosion) mit ihren möglichen Orientierungen erfasst und dokumentiert werden können. Aus der Herstellung dokumentierte und belassene Anzeigen werden erfasst und, soweit erforderlich, verfolgt.

3.5.3 (3) Für jedes Prüfverfahren sind Bewertungsgrenzen für die Feststellung von Befunden spezifiziert.

4 Zusätzliche Kriterien für Komponenten und Systeme zur Einschränkung von Bruchannahmen

4.1 Grundsätze

4.1 (1) Werden für Rohrleitungssysteme und Komponenten der Druckführenden Umschließung nach dem Abschnitt 2.1 bzw. der Äußeren Systeme nach dem Abschnitt 3.1 entsprechend Anhang 2 der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) im Rahmen des Auslegungskonzeptes eingeschränkte Leck- und Bruchannahmen in Anspruch genommen, so sind diese gegen Einwirkungen von Außen aus Ereignissen der Sicherheitsebene 4a durch bauliche Einrichtungen oder Entkopplung so geschützt und, unter Berücksichtigung der durch diese Ereignisse induzierten Erschütterungen, derart ausgelegt, dass deren Integrität erhalten bleibt. Außerdem ist zusätzlich zu den Kriterien nach dem Abschnitt 2 bzw. 3 eine Analyse durchgeführt, die alle möglichen Einwirkungen aus den Sicherheitsebenen 1 bis 3 unter Berücksichtigung des Antwortverhaltens des Systems einschließt. Mit daraus ermittelten abdeckenden Lastannahmen ist unter der Annahme von Fehlern nachgewiesen, dass diese Fehler nicht zu einem Leck oder Bruch der Komponenten führen können, die die in Anspruch genommenen Leck- und Bruchannahmen in Frage stellen. Die Fehler sind dabei so gewählt, 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.

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

H i n w e i s: Spezifische Annahmen und Vorgehensweisen für verschiedene Komponentengruppen werden in den folgenden Nummern des Abschnitts 4 angegeben.

4.1 (3) Die Kriterien nach dem Abschnitt 2 bzw. 3 für die betroffenen Komponenten sind erfüllt. Dadurch werden die Voraussetzungen für die Inanspruchnahme eingeschränkter Leck- und Bruchannahmen gewährleistet, d.h.

- Schädigungsmechanismen wie Korrosions- und Erosionsvorgänge, Ermüdung durch Schwingungen bzw. dynamische Belastungen sowie betriebliche Werkstoffveränderungen sind so begrenzt und feststellbar, dass sie nicht zu relevanten Schäden führen können,
- die Spannungsabsicherung wird nicht durch Drucküberschreitungen, thermische und mechanische Zusatzlasten sowie Fehlfunktionen der Unterstützungen in Frage gestellt.

4.2 Bruchsicherheitsnachweis für den Reaktordruckbehälter

4.2 (1) Für den Reaktordruckbehälter, dessen Integrität für die Sicherstellung aller Schutzziele gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) erforderlich ist, sind für den Nachweis des Ausschlusses von Brüchen alle über die vorgesehene Betriebsdauer zu erwartenden Veränderungen der Werkstoffeigenschaften konservativ berücksichtigt.

4.2 (2) Für die der Neutronenstrahlung ausgesetzten Bereiche der Druckbehälterwand sind durch konstruktive Vorgaben die Fluenzen begrenzt sowie im Grundwerkstoff und im Schweißgut Kriterien für die chemische Zusammensetzung eingehalten, so dass die Veränderung der Festigkeits- und Zähigkeitseigenschaften infolge der Bestrahlung innerhalb zulässiger Grenzen bleibt.

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

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

- bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2 keine Rissinitiierung und
- bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a kein instabiles Risswachstum in Wanddickenrichtung stattfindet.

Bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a ist ein begrenztes, in Bezug auf die Wanddicke nicht signifikantes, stabiles Risswachstum nur in der Hochlage der Zähigkeit zulässig.

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

4.3 Bruchausschluss für Rohrleitungen

Wird für Rohrleitungssysteme gemäß dem Abschnitt 4.1 Bruchausschluss in Anspruch genommen, so ist nachgewiesen, dass

- postulierte Fehler in der drucktragenden Wand bei den auf der Sicherheitsebene 1 und 2 zu unterstellenden Betriebszuständen und Ereignissen kein in Bezug auf die Wanddicke signifikantes Wachstum zeigen.
- weiterhin ein postulierter Durchriss der drucktragenden Wand bei Belastungen aus Ereignissen der Sicherheitsebene 3 stabil bleibt, d. h. ein Leck-vor-Bruch-Verhalten zeigt. Es ist nachgewiesen, 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 gewählt, dass eine rechtzeitige Erkennung der durch diese Risse verursachten Lecks im Betrieb sichergestellt ist. Die Leckerkennung ist mit hoher Zuverlässigkeit ausgeführt. Dies wird insbesondere durch den Einsatz diversitärer Messmethoden sichergestellt.

4.4 Bruchsicherheitsnachweis für Behälter

Wird für Behälter gemäß dem Abschnitt 4.1 Bruchausschluss in Anspruch genommen, so ist nachgewiesen, dass bei Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a kein instabiles Risswachstum in Wanddickenrichtung stattfindet. Ein begrenztes, stabiles Risswachstum ist nur in der Hochlage der Zähigkeit zulässig, wobei ein Abstand zu kritischen Rissgrößen eingehalten wird.

4.5 Bruchsicherheitsnachweis für Gehäuse

Wird für Gehäuse von Armaturen gemäß dem Abschnitt 4.1 Bruchausschluss in Anspruch genommen, so ist nachgewiesen, dass bei Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a kein instabiles Risswachstum in Wanddickenrichtung stattfindet. Ein begrenztes, stabiles Risswachstum ist nur in der Hochlage der Zähigkeit zulässig, wobei ein Abstand zu kritischen Rissgrößen eingehalten wird.

4.6 Vorsorgemaßnahmen zum Lecksicherheitsnachweis

Für Abschnitte hochenergetischer Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung und der Äußeren Systeme zwischen Sicherheitsbehälter und äußerer Absperrereinrichtung, 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, ist ein Nachweis des Bruchausschlusses gemäß dem Abschnitt 4.3 geführt.

Darüber hinaus gilt:

- Die konstruktiven Kriterien der Basissicherheit sind zur Vermeidung von Spannungsspitzen optimal umgesetzt.
- Die räumliche Ausdehnung der betroffenen Bereiche ist eng begrenzt.
- Sie haben keine abzweigenden Rohrleitungen oder Anschweißstellen.
- Zur Absicherung des Integritätsnachweises werden sie so überwacht, dass die lokal auftretenden Einwirkungen bekannt sind.
- Für die anschließenden Gebäude- (DWR) bzw. Durchdringungs- (SWR) Abschlussarmaturen ist ein Bruchsicherheitsnachweis gemäß dem Abschnitt 4.5 geführt.

5 Rohrleitungen kleiner Nennweiten

5.1 Geltungsbereich

Die folgenden Kriterien werden angewendet auf die drucktragende Wandung von Rohrleitungen und Armaturen mit Nennweiten kleiner oder gleich DN 50, die systemtechnisch der Druckführenden Umschließung oder den Äußeren Systemen zugeordnet sind.

5.2 Auslegung

5.2 (1) Es bestehen schriftlich festgelegte Vorgaben, die die

- möglichen Einwirkungen auf die Rohrleitungen und Armaturen abdeckend erfassen,
- ausgeführten Verlegegeometrien abdecken und
- Vorgaben für die Halterungen unter Einschluss des Lastabtrags festlegen.

5.2 (2) Dimensionierung, Verlegung und Halterung der Rohrleitungen und Armaturen entsprechen diesen schriftlich festgelegten Vorgaben und sind dokumentiert. Diese Vorgaben stellen sicher, dass

- für die Betriebszustände und Ereignisse der Sicherheitsebenen 1 bis 3 die Beanspruchungsgrenzen der Äußeren Systeme nach der Nummer 3.3.4 (2) der entsprechenden Prüf- und Werkstoffgruppe (siehe in der Nummer 3.3.1 (6)) eingehalten werden.

Durch spezifische Vorgaben zur Integrität der Rohrleitungen unter dynamischen Anregungen, insbesondere aus den anschließenden Systemen und Komponenten, wird ein Einzelversagen vermieden und ein systematisches Versagen (z. B. durch Ermüdung, Abriss, Knicken) ausgeschlossen.

- durch Einwirkungen aus Ereignissen der Sicherheitsebene 4a kein Versagen eintritt, dass die Wirksamkeit der für die Beherrschung des jeweiligen Ereignisses erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen in Frage stellt.

5.2 (3) Die Rohrleitungen und Armaturen sind so angeordnet und verankert oder potentiell betroffene Anlagenteile so geschützt, dass bei einem unterstellten Versagen einer Rohrleitung keine Folgeschäden an anderen sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen verursacht werden können, die die Erfüllung der Sicherheitsfunktion dieser Anlagenteile gefährden.

5.3 Werkstoffwahl und Herstellung

5.3 (1) Werkstoffwahl und Fertigungsqualität stellen sicher, dass spezifische Schädigungsmechanismen unter Berücksichtigung der Betriebsmedien und -bedingungen zu keinem systematischen Versagen führen.

5.3 (2) Die drucktragenden Wandungen der Rohrleitungen und Armaturen werden zum Abschluss der Errichtung einer Druckprüfung mit einem definierten Prüfdruck oberhalb des Auslegungsdrucks unterzogen (Erstdruckprüfung).

5.4 Betrieb

Die Verlegung, Lage und Funktion von Unterstützungen, sowie die Integrität der drucktragenden Wandungen werden bei der Inbetriebnahme, soweit erforderlich nach Eingriffen (z. B. Instandhaltungsmaßnahmen), sowie in repräsentativem Umfang durch wiederkehrende Prüfungen, die auch Dichtheitsprüfungen mit einschließen, überprüft. Bei der Festlegung des repräsentativen Umfangs wird die sicherheitstechnische Bedeutung berücksichtigt. Unzulässige Abweichungen von den dokumentierten Randbedingungen werden so rechtzeitig erkannt, dass systematische Auswirkungen auf die Integrität der drucktragenden Wandungen im langfristigen Betrieb vermieden werden und damit die erforderliche Zuverlässigkeit für den störungsfreien Betrieb gegeben ist.

6 Schutzrohre (Doppelrohre)

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

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

7 Sicherheitseinschluss

7.1 Geltungsbereich

Der Sicherheitseinschluss wird durch folgende Komponenten gebildet:

- a) Sicherheitsbehälter aus Stahlbeton und Spannbeton mit Stahlauskleidung einschließlich
 - Personenschleusen,
 - Materialschleuse,
 - Rohrdurchführungen,
 - Durchdringungsabschlusssystem,
 - Kabeldurchführungen,
 - Druckabbausystem für SWR (einschließlich der zugehörigen Komponenten zur Einleitung freigesetzten Reaktorkühlmittels in eine Wasservorlage),
- b) umgebendes Gebäude,

- c) Hilfssysteme zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter,
- d) Hilfssystem zur Vermeidung unzulässiger lokaler und globaler Ansammlung von Wasserstoff in der Sicherheitsbehälteratmosphäre,
- e) Systeme zur Druckbegrenzung im Sicherheitsbehälter.

H i n w e i s: Die Kriterien für die nachfolgend aufgeführten Komponenten der vorstehenden Auflistung werden hier nicht durchgehend vollständig behandelt. Kriterien für das umgebende Gebäude werden hier ausschließlich im Hinblick auf ihre Funktion für den Sicherheitseinschluss behandelt. Weitere Kriterien sind zu finden für:

- Hilfssysteme zur Rückhaltung und Filterung in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den Strahlenschutz“ (Modul 9)
- Hilfssysteme für Wasserstoff-Abbau in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10)
- Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7).

7.2 Allgemeine Kriterien für den Sicherheitseinschluss

7.2 (1) Der Sicherheitseinschluss erfüllt seine Rückhaltefunktion so, dass der Austrag radioaktiven Materials in die Umgebung so gering wie möglich gehalten wird und für die Sicherheitsebenen 1 bis 3 vorgegebene Werte nicht überschritten werden. Die dafür notwendigen Dichtheitsanforderungen an den Sicherheitsbehälter sind für die Betriebsphasen, in denen der Sicherheitsbehälter geschlossen ist, durch eine maximal zulässige Leckrate quantifiziert.

Die maximal zulässige Leckrate des Sicherheitsbehälters bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 ist auf der Basis der Störfallanalyse der Anlage und entsprechend den in den "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien" (Modul 1, Abschnitt 2.4) festgelegten radiologischen Sicherheitszielen bestimmt.

7.2 (2) Der Sicherheitsbehälter ist von einem Gebäude eingeschlossen. Das Gebäude ist so gestaltet, dass der Zwischenraum zwischen Sicherheitsbehälter und Gebäude bei Betriebsphasen mit geschlossenen Schleusen langfristig auf ausreichendem Unterdruck gehalten werden kann, auch wenn im Sicherheitsbehälter die Bedingungen von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 herrschen. Hierfür sind für das umgebende Gebäude bautechnische Einrichtungen vorhanden, die die Lüftungstechnische Dichtheit sicherstellen. Der Zwischenraum wird über Kamin und erforderlichenfalls über Filter entlüftet. Er erlaubt weiterhin Inspektionen sicherheitstechnisch relevanter Anlagenteile.

Weiterhin sind bautechnische Einrichtungen vorhanden, die die Dichtheit des Gebäudes gegenüber Niederschlagswasser während der gesamten Betriebsdauer der Anlage sicherstellen.

7.2 (3) Das umgebende Gebäude schirmt Direktstrahlung nach außen in genügendem Maße ab und schützt den Sicherheitsbehälter sowie die darin befindlichen Einrichtungen gegen unzulässige Folgen bei den für die Anlage berücksichtigten Einwirkungen von außen.

7.3 Auslegung des Sicherheitsbehälters

7.3.1 Grundsätze

7.3.1 (1) Der Sicherheitsbehälter einschließlich aller Durchführungen und Schleusen sowie das Druckabbausystem zur Druckbegrenzung beim Siedewasserreaktor sind so ausgelegt, dass sie unter Einhaltung der zugrunde gelegten Leckrate den statischen, dynamischen und thermischen Einwirkungen (z. B. Kräften, inneren und äußeren Überdrücken und Temperaturen, Druckdifferenzen, Bruchstücken und Strahlkräften) aus Betriebszuständen sowie Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie aus Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung in der Sicherheitsebene 4a standhalten.

Ferner sind Einrichtungen vorgesehen, mit denen auch bei den unterstellten Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 4b und 4c ein Versagen des Sicherheitsbehälters durch Überdruck oder unzulässige dynamische Belastungen aus Wasserstoff-Reaktionen vermieden werden kann.

7.3.1 (2) Im Hinblick auf die zur Vermeidung des Versagens durch Überdruck erforderliche Druckentlastung siehe "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz" (Modul 7, in der Nummer 3.1 (2) und 4.2 (3)).

7.3.1 (3) Der Sicherheitsbehälter einschließlich seiner Absperrarmaturen, Schleusen und Durchführungen und das Druckabbausystem zur Druckbegrenzung beim Siedewasserreaktor, sowie die für seine Funktion erforderlichen Einbauten, sind gegen Folgewirkungen aus Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 (Bruchstücke, Strahl- und Reaktionskräfte) sowie aus Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung der Sicherheitsebene 4a ausgelegt bzw. durch bauliche Einrichtungen (Trümmerschutz) geschützt, so dass deren Funktionsfähigkeit erhalten bleibt. Weiterhin ist der Sicherheitsbehälter durch bauliche Entkopplung derart geschützt, dass seine Standsicherheit auch bei den Notstandsfällen der Sicherheitsebene 4a erhalten bleibt. Ebenso bleibt bei allen Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a einschließlich der Wirkung aus Druckdifferenzen die Standsicherheit bzw. Integrität von Einbauten und Räumen, soweit erforderlich, erhalten. Dies gilt sowohl für die Vermeidung von Einwirkungen, die von den Einbauten auf den Sicherheitsbehälter ausgehen, als auch für die Aufrechterhaltung aller erforderlichen Funktionen der Einbauten wie Tragfunktion für Komponenten, Strömungsführung und räumliche Trennung.

H i n w e i s: Vorgaben für die Ermittlung der Differenzdrücke finden sich in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6), Anhang 2.

Vorgaben zur Ermittlung der Einwirkungen aus Strahl- u. Reaktionskräften sowie Bruchstücken finden sich in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6), Anhang 3.

7.3.1 (4) Zur Gewährleistung der Druckstaffelung besitzen die Sicherheitsbehälterdurchführungen während des bestimmungsgemäßen Betriebes der Betriebsphasen A und B sowie bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 eine ausreichende Dichtheit.

7.3.2 Konstruktion und Gestaltung

7.3.2 (1) Bei der Auslegung des Sicherheitsbehälters werden Vorrichtungen zur Durchführung von Druck- und Leckratenprüfungen und zur Installation der hierfür notwendigen Instrumentierung vorgesehen.

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

7.3.2 (3) Die Kammerungen der Durchführungen sind bei Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters prüfbar.

7.3.2 (4) Eine sichere Handhabung des Wasserstoffs (Radiolysegase, Dosiergase) innerhalb des Sicherheitsbehälters wird sowohl während des bestimmungsgemäßen Betriebs (Sicherheitsebenen 1 und 2) als auch bei einem Kühlmittelverluststörfall (Sicherheitsebene 3) gewährleistet.

H i n w e i s: Siehe hierzu auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10, Abschnitt 2.2.8).

7.3.2 (5) Zum Ein- und Ausbringen von Material und Gegenständen in den und aus dem Sicherheitsbehälter sowie zum Ein- und Austritt von Personen sind Schleusen vorgesehen.

Materialschleusen dienen ausschließlich zum Schleusen von Material oder Gegenständen.

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

Durch Verriegelung ist sichergestellt, dass in den Betriebsphasen, in denen die Schleusen geschlossen sein sollen, eine Schleusentür nur dann geöffnet werden kann, wenn die Gegentür und ihre zugehörige Druckausgleichsrichtung geschlossen und abgedichtet sind.

Eine Aufhebung der Verriegelung ist nur in Ausnahmefällen unter sicherheitstechnisch zulässigen Bedingungen erlaubt.

7.3.2 (6) Die Anzahl der Durchführungen ist so gering wie praktisch möglich gehalten. Um einen nachträglichen Einbau von Stützen zu vermeiden, sind Reservestützen und Reserveöffnungen vorgesehen.

7.3.2 (7) Die Querschnitte der zur Be- und Entlüftung des Sicherheitsbehälters notwendigen Leitungen sind so gering wie möglich gehalten.

7.3.2 (8) Für die Übergänge zwischen Beton und Stahlschale und die elastischen Abdichtungen sind qualifizierte Ausführungen vorgesehen.

7.3.2 (9) Sofern das Auftreten von unzulässigen Unterdrücken infolge von Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a nicht ausgeschlossen werden kann, sind zuverlässige Einrichtungen vorhanden, die ein Unterdruckversagen verhindern.

7.3.2 (10) Rohrleitungen, die in Verbindung mit dem Reaktorkühlmittel oder der Innenatmosphäre des Sicherheitsbehälters stehen und diesen durchdringen, haben grundsätzlich zwei Absperrarmaturen, 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 (z. B. Armaturen, die zur Störfallbeherrschung geöffnet sein müssen) der betreffenden Rohrleitung notwendig ist und die sicherheitstechnische Funktion des Sicherheitseinschlusses nicht beeinträchtigt wird.

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 ausgerüstet.

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

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.

7.3.2 (12) Die räumliche Anordnung der Durchführungen genügt den aus der Konzeption der Gesamtanlage resultierenden Forderungen nach räumlicher Trennung redundanter Systeme. Eine Störung an einer Durchführung einschließlich des Abrisses von ggf. anschließenden Rohrleitungen hat nicht die Beschädigung weiterer Durchführungen zur Folge.

7.3.2 (13) Durchführungen, die zur Einhaltung der Funktion des Sicherheitsbehälters geschlossen werden müssen, sind durch redundante Auslegung der Abschlussarmaturen in Hintereinanderstellung gesichert. Jede einzelne Abschlussarmatur erfüllt die spezifizierten Dichtheitsbedingungen für sich allein.

7.3.2 (14) Einrichtungen zur Vermeidung von Drucküberschreitungen zwischen den Absperrungen sind, soweit erforderlich, vorgesehen.

7.3.2 (15) Für Abschnitte hochenergetischer Rohrleitungen der Druckführenden Umschließung und der Äußeren Systeme zwischen Sicherheitsbehälter und äußerer Absperrereinrichtung, soweit diese im Falle eines Lecks zu

- einem unzulässigen Druckaufbau im umgebenden Gebäude oder
- unzulässigen Einwirkungen aus sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen (z. B. Überflutung, Strahlkräfte, Temperatur, Feuchte) oder

- einer unzulässigen Freisetzung von Reaktorkühlmittel außerhalb des Gebäudes führen können,

sind zusätzliche Nachweise und Kriterien zur Inanspruchnahme von eingeschränkten Bruchannahmen gemäß dem Abschnitt 4.6 geführt bzw. erfüllt, so dass Folgeschäden aus Lecks an ihnen nicht unterstellt werden brauchen.

H i n w e i s: Siehe auch "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten" (Modul 10, Abschnitt 4.2.4).

7.3.2 (16) Die Durchführung ist so ausgelegt, dass sie alle Kräfte und Momente der durchgeführten Leitung während des bestimmungsgemäßen Betriebes und bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a abtragen kann. Durchführungen, die aufgrund hoher Belastungen nicht starr an den Sicherheitsbehälterstützen angeschlossen werden können sind mit Kompensatoren angeschlossen und gekammert.

7.3.2 (17) Die Schließgeschwindigkeit der Sicherheitsbehälterabsperungen stellt sicher, dass keine unzulässigen Auswirkungen auftreten.

7.3.2 (18) Zwischen Abschlussarmaturen und dem Sicherheitsbehälter werden kurze Rohrlängen angestrebt. In diesen Bereichen sind Rohrabzweigungen grundsätzlich nicht vorhanden. Ausnahmen sind sicherheitstechnisch begründet (Entwässerungsstützen, Prüfanschlüsse).

7.3.2 (19) 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 durch geeignete Konstruktionen soweit entkoppelt, dass ein Folgeversagen innerhalb des Sicherheitsbehälters nicht zu unterstellen ist.

7.3.3 Festigkeitsmäßige Auslegung

7.3.3 (1) Zur Sicherstellung der Integrität und der spezifizierten Dichtheit sind die maximal auftretenden Drücke und Temperaturen sowie einwirkenden Lasten bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 ermittelt. Dabei sind Zu- bzw. Abschlüsse für

- Unsicherheiten der Freisetzungsraten von Masse und Energie, einschließlich chemischer Energie aus Metallreaktionen,
- Toleranzen in der Gebäude- und Strukturabbildung,
- Unsicherheiten bezüglich der Nachwärmeleistung,
- die Nicht-Berücksichtigung des thermodynamischen Ungleichgewichts zwischen der Dampf- und Wasserphase und
- die Auswahl einer entsprechenden Korrelation für den Wärmeübergang berücksichtigt.

Zu dem sich daraus ergebenden maximalen Überdruck ist ein angemessener Sicherheitszuschlag für

- Modellunsicherheiten und
 - den ungünstigsten anfänglichen Betriebszustand
- bei der Bestimmung des Auslegungsdrucks berücksichtigt.

7.3.3 (2) Der Sicherheitsbehälter eines DWR ist so ausgelegt, 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 der Dampferzeuger an das ausströmende Reaktorkühlmittel berücksichtigt.

7.3.3 (3) Der Sicherheitsbehälter eines SWR mit Druckabbau-system ist so ausgelegt, dass die Masse und der Energieinhalt der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels bis zur reaktor-seitigen Absperrung aufgenommen werden können. Die Störfalllasten sind mit ihren Auswirkungen wie Druckaufbau, Druckentlastungs- und -Abbauvorgängen und erzeugten Schwingungen sowie Überlagerung solcher Vorgänge für die Einwirkung auf den Sicherheitsbehälter, das Druckabbau- und Entlastungssystem sowie weitere Systeme in ihren maximalen Auswirkungen berücksichtigt. Bei der Auslegung sind auch diejenigen Wasser- bzw. Dampf-mengen berücksichtigt, 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 werden mit getrennten Energiebilanzen (Ungleichgewicht) behandelt. Die Kondensationswirkung der Wasservorlage ist beim Druckabbau berücksichtigt.

Die Verankerungen und Halterungen der beim SWR erforderlichen Sicherheits- und Entlastungsventile, Druckentlastungsrohre sowie Kondensationsrohre im Bereich der Kondensationskammer des Sicherheitsbehälters sind so gestaltet, dass sie die Einwirkungen aus Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie aus Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung der Sicherheitsebene 4a (fluiddynamische Lasten, Strahl- und Reaktionskräfte) zuverlässig abtragen. Darüber hinaus sind konstruktive oder verfahrenstechnische Einrichtungen vorhanden, so dass die Integrität der Sicherheitsbehälterstruktur durch Strahl- und Impulskräfte der Kondensationsrohre nicht beeinträchtigt wird.

7.3.3 (4) Zur Sicherstellung der Standsicherheit und der Integrität, insbesondere bezüglich der Dichtheit des Sicherheitsbehälters und seiner Komponenten wird ein Absicherungskonzept angewandt, das folgende Grundzüge berücksichtigt:

- a) Die entsprechend den Ereignissen der jeweiligen Sicherheitsebene zuzuordnenden Lastfälle und ihre Kombinationen sind eindeutig spezifiziert (z. B. in einem Lastfallkatalog, der Art, Höhe, Häufigkeit, zeitlichen Verlauf der Einwirkungen enthält). Bei den Lastfallkombinationen sind Lastanteile, die zeitgleich wirken können, überlagert.
- b) Die sich aus diesen Lastfällen ergebenden Einwirkungen sind komponentenbezogen beschrieben (z. B. in Auslegungsdatenblättern).
- c) Die von den Lasten hervorgerufenen Beanspruchungen sind so begrenzt, dass für jede Sicherheitsebene ein ausreichender Sicherheitsabstand gegenüber den anzunehmenden Versagensarten sichergestellt ist.

7.3.3 (5) Für einen Sicherheitsbehälter aus Stahl und seine Komponenten gemäß dem Abschnitt 7.1 sind Maßnahmen und Einrichtungen gegen folgende Versagensarten getroffen bzw. vorhanden:

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

Die dabei eingehaltenen Sicherheitsabstände für die sich aus den Lasten ergebenden Beanspruchungen sind den Sicherheitsebenen entsprechend wie folgt festgelegt:

- Die Beanspruchungsgrenzen für Betriebszustände und Ereignisse der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung der Sicherheitsebene 4a stellen sicher, dass die Dichtheitsfunktion erhalten bleibt.
- Die Sicherheitsabstände sind so gewählt, dass für alle statischen und dynamischen Belastungen elastisches oder plastisches Beulen nicht auftritt und dass bei allen statischen Belastungen die tragenden Querschnitte im Bereich elastischen Werkstoffverhaltens bleiben. Bei zeitlich veränderlichen Belastungen (spezifiziertes Lastkollektiv) sind die Sicherheitsabstände so festgelegt, dass ein Versagen infolge Ermüdung nicht zu unterstellen ist.
- Für lokale, einmalige Beanspruchungen (z. B. bei der Druckprüfung) sind die Sicherheitsabstände so gewählt, dass plastische Verformungen auf Teilbereiche des Querschnitts begrenzt bleiben. Die Höhe der zulässigen plastischen Verformungen ist komponenten- und werkstoffbezogen festgelegt.

Zur Sicherstellung der Dichtfunktion im Anforderungsfall ist ein Nachweis der Formstabilität und, soweit zutreffend, der Verformungsbegrenzung geführt.

7.3.3 (6) Für einen Sicherheitsbehälter aus Stahlbeton und Spannbeton sind folgende Kriterien erfüllt:

- a) Zur Sicherstellung der Dichtheit ist eine Auskleidung in Form eines Liners aus Stahl vorgesehen, der im Betontragwerk so verankert ist, dass seine Dichtfunktion unter allen Belastungen aus Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung der Sicherheitsebene 4a erhalten bleibt. Durchdringungsliner und drucktragende Stahlteile der Durchdringungen sind so beschaffen und verankert, dass sie die bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie bei den

Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung der Sicherheitsebene 4a auftretenden Kräfte aus Druck- und Temperatureinwirkungen, Rohrleitungsreaktionen und sonstigen Lasten aufnehmen können.

- b) Bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sowie den Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung der Sicherheitsebene 4a sind örtliche Beschädigungen oder Rissbildungen des Betons zulässig. Die Tragfähigkeit der Gesamtkonstruktion bleibt jedoch erhalten und die sicherheitstechnische Aufgabe ist entsprechend den Kriterien der jeweiligen Sicherheitsebene erfüllt.
- c) Für Stahl- und Spannbetonteile ist unter Innendruckbelastung für die vorgesehene Betriebsdauer der Anlage im Normalbetrieb sowie bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 nachgewiesen, dass sich der Spannbeton quasi-elastisch verhält. Örtlich begrenztes nichtelastisches Verhalten ist dabei zulässig. Die Standsicherheit des Betontragwerkes und die Dichtigkeit des Liners sind nachgewiesen.
- d) Während der gesamten vorgesehenen Betriebsdauer der Anlage sind die auftretenden Schwind- und Relaxationsvorgänge so berücksichtigt, dass die Integrität und Dichtheit des Liners und der Übergangsbereiche unter diesen Vorgängen und den Lasten aus Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sowie Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung der Sicherheitsebene 4a erhalten bleiben. Die Einhaltung der Funktion des sicheren Einschlusses der radioaktiven Stoffe ist nachgewiesen.

7.4 Werkstoffauswahl und Herstellung des Sicherheitsbehälters

7.4.1 Grundsätze

7.4.1 (1) Es sind Qualitätsmerkmale festgelegt und bei der Planung des Fertigungsablaufs eingehalten, die die Integrität des Sicherheitsbehälters sicherstellen.

7.4.1 (2) Der Hersteller verfügt über qualifizierte Fertigungs- und Prüfeinrichtungen, die eine den spezifizierten Vorgaben entsprechende Fertigung und eine sachgerechte Verarbeitung unter Beachtung der gestellten Werkstoff- und Bauteilanforderungen gestatten.

7.4.1 (3) Der Fertigungsablauf wird so überwacht und dokumentiert, dass Abweichungen von den vorgegebenen Qualitätsmerkmalen zuverlässig erkannt werden und Ursachen für Abweichungen eindeutig festgestellt werden können. Zusätzlich vorgenommene Maßnahmen zur Erreichung der Qualitätsmerkmale werden dokumentiert.

7.4.1 (4) Für Schweißzusätze und -hilfsstoffe sind geeignete Zulassungsprüfungen oder Eignungsprüfungen durchgeführt. Der Hersteller weist über entsprechende Verfahrensprüfungen nach, dass er die vorgesehenen Schweißverfahren sicher beherrscht.

7.4.1 (5) Für den gelieferten Frischbeton sind die entsprechend den Normvorgaben einzuhaltenden Konformitätskriterien erfüllt.

7.4.1 (6) Für den Spannstahl und das Spannsystem wird für den vorgesehenen Verwendungszweck ein nach der Norm zugelassener Spannstahl und entsprechendes Spannsystem verwendet bzw. die Zulassung wird im Einzelfall durchgeführt.

7.4.1 (7) Die für die Fertigung vorgesehenen Fügeverfahren sind so qualifiziert, dass die spezifizierte Dichtheit unter den Beanspruchungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie der Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung der Sicherheitsebene 4a zuverlässig erreicht werden kann.

7.4.1 (8) Sicherheitsbehälter aus Stahl erfüllen darüber hinaus folgende Kriterien:

- a) Konstruktion und Oberflächenzustand des Sicherheitsbehälters ermöglichen ausreichende und aussagefähige zerstörungsfreie Prüfungen, insbesondere der Schweißnähte. Bereiche, die aufgrund der konstruktiven Anlagengestaltung für wiederkehrende Prüfungen nicht mehr zugänglich sind, sind so ausgeführt, dass korrosive Einflüsse vermieden werden.
- b) Die Werkstoffe einschließlich Schweißzusätze, tragende Muttern und Schrauben sind so ausgewählt, dass sie den Funktionsanforderungen (Dichtheit) und den zu unterstellenden Beanspruchungen (z. B. mechanischer, thermischer, chemischer Art) genügen. Die Werk-

stoffeigenschaften, die vorgesehenen Fügeverfahren und die Qualitätssicherungsmaßnahmen sind so festgelegt, dass eine den Vorgaben gemäße Qualität und Prüfbarkeit zuverlässig erreicht wird.

Hinweis: Vorzugsweise sind für die Stahlschale mittelfeste, schweißgeeignete Feinkornbaustähle vorzusehen.

- c) Die Werkstoffeigenschaften stellen sicher, dass an allen Stellen ein ausreichend zäher Werkstoffzustand unter allen betriebs- und störfallbedingten Anlagenzuständen erhalten bleibt.

7.4.2 Begleitende zerstörende Prüfungen

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

7.4.2 (2) Die in den einschlägigen Regelwerken beschriebenen Vorgaben zu Art und Umfang der durchzuführenden Prüfungen sind eingehalten; sofern dort keine Vorgaben bestehen, sind diese gesondert spezifiziert. In Ergänzung zu diesen Prüfungen sind die mechanisch-technologischen Eigenschaften an jeder Erzeugnisform (Stückprüfung) nachgewiesen. Erfasst sind dabei:

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

7.4.2 (3) Zum Nachweis der Güteeigenschaften von Bauteilschweißungen sind Arbeitsprüfungen durchgeführt. Die Durchführung von Arbeitsprüfungen kann mit Verfahrensprüfungen kombiniert werden.

7.4.3 Begleitende zerstörungsfreie Prüfungen, Druck- und Leckratenprüfungen

7.4.3 (1) Die Erzeugnisformen und Schweißnähte werden mit ausreichender Fehlererkennbarkeit zerstörungsfrei geprüft (z. B. Ultraschallprüfung, Durchstrahlungsprüfung, Oberflächenprüfung). Die Auswahl der Prüftechniken und -richtungen für die Schweißnähte ist so getroffen, dass alle sicherheitstechnisch bedeutsamen Fehler quer und senkrecht zu den Schweißnähten gefunden werden. Dies erfordert, dass die Prüfungen mit Prüfeempfindlichkeiten durchgeführt werden, die eine Erkennung von Anzeigen mit Größenausdehnungen deutlich unterhalb der Größe von sicherheitstechnisch bedeutsamen Fehlern erlauben. Die Oberflächenprüfung erfolgt von beiden Bauteiloberflächen. Rissartige Anzeigen an den Oberflächen werden nicht belassen.

7.4.3 (2) Der Sicherheitsbehälter und seine Durchführungen sowie ihre Kammerungen werden vor der Inbetriebnahme zum Integritätsnachweis einer Druckprüfung unterzogen. Sicherheitsbehälter, bei denen als Betriebsfall Unterdruck vorgesehen ist oder auftreten kann, werden entsprechend geprüft.

Diese Druckprüfung wird zur Erkennung eventueller Abweichungen von spezifizierten Vorgaben durch begleitende Spannungs- und Dehnungsmessungen überwacht. Nach der Druckprüfung werden repräsentative zerstörungsfreie Prüfungen durchgeführt.

7.4.3 (3) Die Dichtheit des Sicherheitsbehälters wird mit einer integralen Leckratenprüfung belegt.

7.4.3 (4) Die erste Leckratenprüfung wird, ausgehend vom drucklosen Zustand des Sicherheitsbehälters, mit ansteigender Druckstufenfolge bei dem für die regelmäßig wiederkehrende Leckratenprüfung vorgesehenen Überdruck und bei Auslegungsdruck vorgenommen.

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

7.4.3 (5) Grundsätzlich sind zur ersten integralen Leckratenprüfung alle Durchführungen des Sicherheitsbehälters bis zum ersten inneren oder äußeren Festpunkt sowie ihre ersten inneren oder äußeren Absperrrichtungen vorhanden. Die Durchführungen des Sicherheitsbehälters werden durch die vorgesehenen Absperrrichtungen mit betriebsgerechtem Antrieb abgeschlossen. Bei der Prüfung können Blindverschlüsse bei denjenigen Systemen verwendet werden, die im späteren Betrieb nicht mit der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters direkt in Verbindung stehen.

7.5 Betrieb des Sicherheitsbehälters

7.5.1 Grundsätze

7.5.1 (1) Betriebsdaten, die für die Funktion des Sicherheitsbehälters von Bedeutung sind, werden überwacht. Bei Volldrucksicherheitsbehältern betrifft dies die Unterdruckhaltung. Bei Sicherheitsbehältern mit Druckabbausystem ist neben der Unterdruckhaltung in der Druckkammer auch die Wirksamkeit der Trennung zwischen Druckkammer und Kondensationskammer in die Überwachung einbezogen. Für Sicherheitsbehälter aus Spannbeton sind geeignete Maßnahmen für eine Bewertung der Aufrechterhaltung der Vorspannung festgelegt. Sofern eine Inertisierung oder Teilinertisierung betrieblich vorgesehen ist, ist die Wirksamkeit der Inertisierung ebenfalls überwacht. Messungen, die dazu vorgesehen sind, eine Funktionsbeeinträchtigung des Sicherheitsbehälters anzuzeigen, werden entweder redundant ausgeführt oder es werden Anzeigen aus diversitären Systemen verwendet.

7.5.1 (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, sind maximale Nutzungszeiten festgelegt. Der Austausch von Dichtungen nach festgelegten Vorgaben wird überwacht.

7.5.1 (3) Für Arbeitsvorgänge im Sicherheitsbehälter sind Sauberkeitsbedingungen festgelegt. Insbesondere wird der Eintrag korrosionsfördernder Produkte in Bereichen des Sicherheitsbehälters, der für regelmäßige Prüfungen nicht zugänglich ist, vermieden.

7.5.2 Zerstörungsfreie wiederkehrende Prüfungen, Leckraten- und Dichtheitsprüfungen

7.5.2 (1) Um die geforderte Dichtheit des Sicherheitsbehälters während der vorgesehenen Betriebsdauer der Anlage sicherzustellen, werden regelmäßig wiederkehrende Prüfungen der integralen Leckrate durchgeführt.

7.5.2 (2) Die erste wiederkehrende Leckratenprüfung für den Sicherheitsbehälter wird vor Aufnahme des ersten Leistungsbetriebes durchgeführt. Alle weiteren wiederkehrenden Prüfungen der integralen Leckrate werden am Ende einer Abschaltphase nach Abschluss aller Wartungs- und Reparaturarbeiten durchgeführt, die die Dichtheit des Sicherheitsbehälters verändern können.

7.5.2 (3) Die Dichtheit der an das Leckabsaugsystem angeschlossenen Komponenten sowie des Systems selbst werden in einer gemeinsamen Messung zu Beginn und am Ende einer Revisionsphase quantitativ bestimmt.

7.5.2 (4) Für die beim Kühlmittelverluststörfall mit dem höchsten Druckaufbau im Sicherheitsbehälter gegebenen Bedingungen wird die Zuverlässigkeit des Behälterabschlusses mit der dabei geforderten Dichtheit ermittelt.

7.5.2 (5) Funktionsfähigkeit, Dichtheit und Stellgeschwindigkeit von Armaturen zur Absperrung des Sicherheitsbehälters werden regelmäßig geprüft.

7.5.2 (6) Die Kammerungen der Rohrdurchführungen des Sicherheitsbehälters, die Schleusen, Kabeldurchführungen und Montagedeckel werden regelmäßig und nach Instandhaltungsmaßnahmen im Betrieb auf Dichtheit geprüft.

7.5.2 (7) Montageöffnungen und Reservedurchführungen werden nach Benutzung auf Dichtheit überprüft.

7.5.2 (8) Im SWR mit Druckabbausystem wird vor der Dichtheitsprüfung die zulässige Leckrate zwischen Druckkammer und Kondensationskammer festgelegt und durch Messung nachgewiesen.

7.5.2 (9) Die Komponenten des Sicherheitseinschlusses werden an repräsentativen Stellen regelmäßig inspiziert, z. B. hinsichtlich mechanischer und korrosiver Schädigungen. Insbeson-

dere die Übergänge zwischen der Stahlschale zum Beton und die elastischen Abdichtungen dieser Übergänge werden dabei erfasst.

8 Umgang mit Befunden an Komponenten und Rohrleitungen

8 (1) Die folgenden Kriterien gelten für Komponenten und Rohrleitungen der DfU und der Äußeren Systeme, jedoch nicht für Wärmetauscherrohre.

8 (2) Bei wiederkehrenden oder anlassbezogenen Prüfungen ergeben sich Anzeigen. Überschreitet eine Anzeige die Bewertungsgrenze, so wird diese als Befund bezeichnet. Sind zu den geprüften Bereichen Ergebnisse aus vorangegangenen Prüfungen dokumentiert, werden diese zum Vergleich herangezogen. Der Vergleich erfolgt dabei unter Berücksichtigung der Qualität und der Aussagefähigkeit der Prüfmethoden sowie der jeweils herangezogenen Auswerteverfahren. Auf der Basis der durchgeführten Schritte werden die Prüfergebnisse bewertet und bezüglich aller relevanten Prüfparameter dokumentiert.

Tritt ein so bewerteter 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 werden ergänzende Untersuchungen durchgeführt, um auf Art, Lage und Größe des Befundes schließen zu können. Dem so ermittelten Befund werden in Bezug auf das Nachweisziel in konservativer Weise ein Fehlertyp und eine entsprechende Abmessung zugeordnet. Die dem Fehlertyp zu Grunde liegende Ursache wird ermittelt und der Schädigungsmechanismus wird benannt. Dabei wird insbesondere auch der Möglichkeit einer systematischen Fehlerursache nachgegangen. Soweit notwendig, kommen zur Ursachenermittlung zusätzliche Untersuchungsmethoden zum Einsatz.

In einer weitergehenden Analyse wird aufgezeigt,

- 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, werden an vergleichbaren Komponenten bzw. Bereichen von Komponenten, an denen die festgestellte oder unterstellte Ursache für die Schädigung ebenfalls wirksam sein könnte, Kontrollprüfungen durchgeführt.

8 (3) Festgestellte Fehler, die die Erfüllung der Vorgaben des Auslegungskonzeptes unter den spezifizierten Einwirkungen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a beeinträchtigen können, werden nicht belassen. Festgestellte Fehler, für die eine betriebsbedingte Ursache nicht ausgeschlossen werden kann, werden grundsätzlich nicht belassen.

Im begründeten Ausnahmefall der Fehlerbelassung sind die Fehler mit geeigneten Verfahren bewertet, so dass eine mögliche Fehlerentwicklung für den festgelegten Betriebszeitraum konservativ bestimmt ist. Unter diesen Voraussetzungen ist nachgewiesen, dass unter Berücksichtigung aller Einwirkungen der Sicherheitsebenen 1-4a sicherheitstechnisch unzulässige Auswirkungen ausgeschlossen werden können. Zur Absicherung der prognostizierten Fehlerentwicklung werden Kontrollprüfungen vorgesehen. Umfang und Zeitpunkt sind entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung festgelegt.

Es ist weiter nachgewiesen, 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 können.

8 (4) Es wird überprüft, 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 werden die entsprechenden Lücken geschlossen und Unzulänglichkeiten

behooben. Neue Erkenntnisse aus der Analyse der Ursachen werden in die technischen Unterlagen (z. B. hinsichtlich der spezifizierten Einwirkungen, Wasserchemie, Schwingungen) aufgenommen und im Alterungsmanagement berücksichtigt. Soweit erforderlich werden auch entsprechende Maßnahmen an den betroffenen Komponenten oder in Bezug auf deren Betriebsweise ergriffen.

E

MODUL 5

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung"**

Inhaltsübersicht

1 Geltungsbereich

2 Kategorisierung

3 Auslegung

3.1 Leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C

3.2 Leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A

3.3 Leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorie B

3.4 Leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen auf der Sicherheitsebene 4

4 Anforderungsspezifikation für leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C

5 Erfassung von Prozessvariablen

6 Redundanz und Unabhängigkeit

7 Qualifizierung

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

7.2 Qualifizierung der Hardware

7.3 Qualifizierung der Software

7.3.1 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C

7.3.2 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A

7.3.3 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie B

7.3.4 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie C

8 Robustheit

9 Instandhaltung und Änderungen

10 Kriterien für die Zugriffskontrolle

11 Dokumentation

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

13 Störfallinstrumentierung

13.1 Geltungsbereich Störfallinstrumentierung

13.2 Übergeordnete Kriterien für die Störfallinstrumentierung

13.3 Auslegung der Störfallinstrumentierung

13.3.1 Störfallanzeige

13.3.2 Störfallaufzeichnung

1 Geltungsbereich

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

Die Erfüllung der Kriterien wird durch Einrichtungen realisiert, bei denen Hard- und Software Leittechnik-Funktionen ausführen.

2 Kategorisierung

Entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung sind die Leittechnik-Funktionen in unterschiedliche Kategorien eingeordnet, für die abgestufte Kriterien 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 Funktionen mit sicherheitstechnischer Bedeutung.

Nicht kategorisiert sind Leittechnik-Funktionen, die keine unmittelbare sicherheitstechnische Bedeutung haben.

H i n w e i s: Für leittechnische Einrichtungen, die nicht kategorisierte Leittechnik-Funktionen ausführen, werden im Folgenden keine Kriterien aufgestellt.

3 Auslegung

3.1 Leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C

3.1 (1) Leittechnische Einrichtungen, die für die Ausführung von Leittechnik-Funktionen unterschiedlicher Kategorien vorgesehen sind, sind nach den Kriterien der Kategorie mit der höchsten sicherheitstechnischen Bedeutung geplant, ausgelegt und werden nach den Kriterien dieser Kategorien betrieben.

3.1 (2) Eine auf ihre Eignung überprüfte oder für den Einsatzfall und für die unterstellten Einsatzbedingungen betriebsbewährte und möglichst wartungsfreie Hardware ist eingesetzt. Eine auf ihre Eignung überprüfte Software ist eingesetzt.

3.1 (3) Leitungen und Kabel einschließlich Lichtwellenleiter sind nach Redundanten getrennt und, soweit erforderlich, gegen Einwirkungen von innen und außen geschützt verlegt.

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

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

3.1 (6) Meldungen von aktiven Komponenten, welche den Funktionsablauf der leittechnischen Einrichtungen mitbestimmen, werden vorzugsweise aus der Prozessvariablen abgeleitet oder unmittelbar am verfahrenstechnischen Stellglied abgegriffen.

3.1 (7) Leittechnische Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B ausführen, sind so ausgelegt und werden so betrieben, dass ihre Funktionsfähigkeit unabhängig von Art und Umfang der zeitlichen Änderung ihrer Eingangssignale gewährleistet wird.

Die Meldeanlagen sind so ausgelegt, dass ein Meldeschwall ohne Verlust sicherheitsrelevanter Informationen verarbeitet wird.

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

3.1 (9) Die leittechnischen Einrichtungen sind so ausgelegt, dass die in den aktiven verfahrenstechnischen Einrichtungen vorhandene Unabhängigkeit und Fehlertoleranz durch sie nicht beeinträchtigt werden.

3.1 (10) Die Störfallfestigkeit der leittechnischen Einrichtungen ist, soweit erforderlich, nachgewiesen.

3.1 (11) Zur Absicherung gegen Bedienungsfehler werden technische Vorkehrungen vorzugsweise vor organisatorischen Maßnahmen angewandt.

3.1 (12) Die leittechnischen Einrichtungen sind so ausgelegt, dass die für die Beherrschung von Ereignissen und für die Durchführung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes erforderlichen Eingriffsmöglichkeiten vorhanden sind. Die Eingriffsmöglichkeiten sind so ausgelegt, 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 gesichert.

3.2 Leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A

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

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

3.2 (3) Sind bei Einrichtungen des Sicherheitssystems eindeutige Bereitschaftsstellungen von Stellgliedern bei Normalbetrieb vorgeschrieben, so wird das Verlassen dieser Bereitschaftsstellung signalisiert.

3.2 (4) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sind zur Sicherstellung ihrer Funktionsfähigkeit zuverlässig ausgelegt. Sie sind so ausgelegt, dass auch bei Instandhaltungsmaßnahmen an diesen Einrichtungen das Sicherheitssystem seine Aufgabe mit ausreichender Zuverlässigkeit erfüllt (siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ [Modul 10] Abschnitt 1.1).

- a) Die leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems, die Leittechnikfunktionen der Kategorie A ausführen, sind redundant ausgelegt. Sie sind räumlich getrennt oder durch sicherheitstechnisch gleichwertige Vorkehrungen geschützt und unabhängig ausgeführt.
- b) Ein Ausfall in den leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems hat höchstens Auswirkungen auf die Funktion der betroffenen Redundante des Sicherheitssystems.
- c) Die leittechnischen Einrichtungen, die für die Funktionsfähigkeit des Sicherheitssystems nach Eintritt von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 erforderlich sind, sind so ausgelegt, dass sie den jeweils ungünstigsten Umgebungs- und Störfallbedingungen standhalten, die im zugehörigen Aufstellungs- und Installationsbereich auftreten können.

3.2 (5) Die leittechnischen Einrichtungen sind so ausgelegt, dass fehlerhaftes Ansteuern des Sicherheitssystems unter Berücksichtigung der Nummer 3.2 (11) verhindert wird, wenn dies zu auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen führen kann.

3.2 (6) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sind so ausgelegt, dass Schutzaktionen grundsätzlich automatisch ausgeführt werden.

Nur wenn sichergestellt ist, dass vom Zeitpunkt des Erkennens eines Ereignisses der Sicherheitsebene 3 bis zur Auslösung der zur Beherrschung notwendigen Schutzaktion ausreichend Zeit für die Entscheidungsfindung und für die Durchführung der Schutzaktion durch das Personal zur Verfügung steht, dürfen notwendige Schutzaktionen auch von Hand ausgelöst werden.

Der Auslegungsrichtwert für die Zeitspanne, innerhalb derer keine Handmaßnahmen erforderlich sind, beträgt 30 Minuten.

3.2 (7) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sind grundsätzlich selbstüberwachend ausgelegt. Die Funktionen und Eigenschaften, die von der Selbstüberwachung nicht erfasst sind, werden einer regelmäßigen und lückenlosen Überprüfung unterzogen. Die Prüfzyklen sind auf Grundlage von Zuverlässigkeitsbetrachtungen festgelegt. Diese Prüfungen sollen mittels eingebauter Prüfhilfen an dafür vorgesehenen Schnittstellen leicht durchführbar sein.

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

H i n w e i s: Siehe auch die Kriterien zur Sicherstellung der Funktionsbereitschaft von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen gemäß „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10) Abschnitt 1.4.

3.2 (8) Die Selbstüberwachung ist so ausgelegt, dass sie die Funktion der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, nicht beeinträchtigt. Die regelmäßigen Überprüfungen nach der Nummer 3.2 (7) sind so geplant und werden so durchgeführt, dass eine gleichzeitige Prüfung redundanter leittechnischer Einrichtungen nicht stattfindet.

3.2 (9) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, werden grundsätzlich nur für Aufgaben innerhalb des Sicherheitssystems benutzt. Sofern Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, auch für Aufgaben auf den Sicherheitsebenen 1 oder 2 eingesetzt werden, sind die zugehörigen leittechnischen Einrichtungen so ausgelegt, dass die geforderte Zuverlässigkeit der Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, nicht beeinträchtigt wird.

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

3.2 (11) Die Auswirkungen von systematischen Ausfällen der leittechnischen Einrichtungen auf die Ereignisabläufe der Sicherheitsebene 3 sind unter Berücksichtigung der verfahrenstechnischen Vorgaben analysiert.

Bei der Auslegung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sind Vorkehrungen gegen systematische Ausfälle der festverdrahteten leittechnischen Einrichtungen zur Minderung der Eintrittswahrscheinlichkeit derart getroffen, dass sie nicht mehr unterstellt werden müssen.

Bei der Auslegung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sind Vorkehrungen gegen systematische Ausfälle der software-basierten leittechnischen Einrichtungen einschließlich systematisches Software-Versagen derart getroffen, dass ein systematischer Ausfall beherrscht wird.

Beim Einsatz software-basierter Leitechnik werden grundsätzlich dissimilare leittechnische Einrichtungen verwendet. Es bestehen keine Vorgaben hinsichtlich des Einsatzes dissimilarer Einrichtungen, wenn für die jeweils auszuführende Leitechnikfunktion:

- ein aktiver systematischer Ausfall sicherheitsgerichtet ist und
- bei einem passiven systematischen Ausfall der Störfall durch andere Leitechnikfunktionen der Kategorie A, die durch zu der ausgefallenen Einrichtung dissimilare leittechnische Einrichtungen ausgeführt werden, beherrscht wird.

Für Schutzaktionen, die nicht für jeden Anlagenzustand sicherheitsgerichtet sind, ist in Abhängigkeit von den Auswirkungen von passiven oder aktiven systematischen Ausfällen in den leittechnischen Einrichtungen, die Leitechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, eine zweifache oder dreifache dissimilare Ausführung der software-basierten Leitechnik eingesetzt. Eine zweifache dissimilare Ausführung ist eingesetzt,

- wenn mit den noch verfügbaren Sicherheitseinrichtungen unter Berücksichtigung von der Nummer 3.2 (6) der Störfall beherrscht wird oder
- wenn jede der beiden dissimilaren leittechnischen Einrichtungen für sich alleine die erforderliche Schutzaktion auslöst.

Trifft eine der beiden genannten Voraussetzungen für den Einsatz einer zweifach dissimilaren Ausführung nicht zu, ist eine dreifach dissimilare ausgeführte software-basierte Leitechnik eingesetzt.

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

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

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

Bei software-basierten leittechnischen Einrichtungen mit einem ausreichend hohen Selbstüberwachungsgrad und nachgewiesenen Instandhaltungszeiten kleiner als 10 h wird gleichzeitig mit dem systematischen Ausfall das Auftreten eines Zufallsausfalls oder des Instandhaltungsfalls nicht unterstellt.

Zum Ausfall durch Einzelfehler und Unverfügbarkeit durch Instandhaltung sind weitere Kriterien in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ Modul 10, Abschnitt 1, festgelegt.

3.2 (13) Schutzeinrichtungen an Aggregaten und Hilfseinrichtungen sind so ausgelegt, 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.

Die Schutzeinrichtungen sind grundsätzlich so ausgelegt, dass der Vorrang der Leitechnik-Funktionen der Kategorie A vor den Schutzeinrichtungen sichergestellt ist.

Ist in einer Schutzeinrichtung ein Vorrang vor Leitechnik-Funktionen der Kategorie A notwendig, werden an die Schutzeinrichtungen die Kriterien der Kategorie A gestellt.

Die Kriterien der Kategorie A an die Schutzeinrichtungen werden nicht gestellt, wenn nachgewiesen wird, dass Fehler der Schutzeinrichtung so unwahrscheinlich sind, dass eine dadurch verursachte Fehlauflösung ausgeschlossen werden kann.

3.2 (14) Die leittechnischen Einrichtungen sind so ausgelegt, dass sie die Unverfügbarkeit des Sicherheitssystems nicht bestimmen.

3.2 (15) In den Betriebsphasen, in denen die Verfügbarkeit der Reaktorschnellabschaltung erforderlich ist, ist jederzeit eine Reaktorschnellabschaltung von Hand möglich, auch beim unterstellten systematischen Ausfall software-basierter Leittechnik einschließlich Softwareversagen (siehe in der Nummer 3.2 (11)).

3.2 (16) In Betriebsphasen, in denen Teile von Leittechnik-Funktionen der Kategorie A planungsgemäß nicht verfügbar sind, ist die zuverlässige und wirksame Störfallbeherrschung für die in diesen Betriebsphasen zu unterstellenden Ereignisse unter diesen Bedingungen gewährleistet.

3.2 (17) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnikfunktionen der Kategorie A ausführen, sind so ausgelegt, dass auch beim Eintreten des zu unterstellenden Einzelfehlers in diesen Einrichtungen keine Aktionen ausgelöst werden, die die Anlage in einen Störfall überführen können.

3.2 (18) Die Anregekriterien für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A und die dadurch ausgelösten Schutzaktionen und Maßnahmen werden in der Warte übersichtlich angezeigt.

3.2 (19) Die durch die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausgelösten Schutzaktionen und Maßnahmen werden zusammen mit ihren Auswirkungen auf den Prozess so in der Warte und in der Notsteuerstelle dargestellt, dass eine Überprüfung des Anlagenzustandes durch das Betriebspersonal zuverlässig und rechtzeitig möglich ist.

3.3 Leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorie B

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

Eine leittechnische Einrichtung, die durch eine fehlerhafte Ansteuerung einen Störfall auslösen kann, ist durch eine von der als fehlerhaft angenommenen leittechnischen Einrichtung unabhängige leittechnische Einrichtung überlagert. Die Leittechnik-Funktion dieser unabhängigen leittechnischen Einrichtung ist nach Kategorie B eingestuft.

3.4 Leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen auf der Sicherheitsebene 4

Die leittechnischen Einrichtungen, die für vorgeplante Maßnahmen auf den Sicherheitsebenen 4a, 4b und 4c Leittechnik-Funktionen ausführen sollen, sind so ausgelegt, dass sie unter den für die jeweilige Aufgabe zu unterstellenden Umgebungsbedingungen ihre Aufgaben mit der für diese Sicherheitsebenen jeweils ausreichender Zuverlässigkeit erfüllen. Für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes können alle leittechnischen Einrichtungen eingesetzt werden, die dazu geeignet sind.

4 Anforderungsspezifikation für leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C

4 (1) Sämtliche Anforderungen an Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C sind in einer Anforderungsspezifikation in übersichtlicher Darstellung dokumentiert.

4 (2) Die Aufgaben der Leittechnik-Funktionen, die auf den Sicherheitsebenen 2, 3 und 4a eingesetzt werden, sind auf Basis einer Analyse der Ereignisabläufe ermittelt, die die in den Sicherheitsebenen 2, 3 und 4a unterstellten Ereignisse umfasst.

Für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind Betrachtungen zur Nutzung der verfügbaren leittechnischen Einrichtungen angestellt.

4 (3) Die Anforderungsspezifikation für die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B ist so gestaltet, dass die verfahrenstechnische Aufgabenstellung in klar abgegrenzte Teilaufgaben gliedert ist. Diese Teilaufgaben sind in Leittechnik-Funktionen dargestellt.

Die Teilaufgaben der softwarebasierten leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ausführen, sind so ausgelegt, dass diese einen geringen Funktionsumfang haben.

Die Gesamtheit aller Leittechnik-Funktionen ist übersichtlich strukturiert dokumentiert.

4 (4) Für die Leittechnik-Funktionen sind die Aufgaben, die Zuordnung zu Kategorien nach Abschnitt 2, die Anregekriterien, die Eingangssignale, die Signalverarbeitung, die Ansteuerungen der Stellglieder, die Meldungen/Anzeigen, die Datenspeicherung und die Schnittstellen zu anderen Leittechnik-Funktionen angegeben.

4 (5) Es ist nachgewiesen, dass die Schutzziele mit den Leittechnik-Funktionen entsprechend der Anforderungsspezifikation bei allen zu unterstellenden Ereignissen und Ereignisabläufen sichergestellt sind.

4 (6) Die sicherheitstechnisch relevanten Funktionen der Prozessführungs- und der Informationseinrichtungen sind in der Anforderungsspezifikation festgelegt.

5 Erfassung von Prozessvariablen

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

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

6 Redundanz und Unabhängigkeit

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

6 (2) Redundante leittechnische Einrichtungen sind voneinander so unabhängig ausgelegt, 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, reichen die übrigen Redundanten zur Beherrschung dieses Ereignisses aus.

6 (3) Zum Schutz gegen redundanzübergreifende versagensauslösende Ereignisse innerhalb der leittechnischen Einrichtungen und innerhalb der Anlage sind Redundanten grundsätzlich räumlich getrennt angeordnet.

6 (4) Verbindungen der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A und B ausführen, zu nicht kategorisierten oder Datenverarbeitungs- oder Datenübertragungseinrichtungen der Kategorie C sind auf ein Minimum begrenzt und nachweislich rückwirkungsfrei gestaltet.

6 (5) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind von einander so unabhängig ausgelegt, dass bei versagensauslösenden Ereignissen in den Einrichtungen sicherheitstechnisch niederwertigeren Kategorien die Funktionen der sicherheitstechnisch höherwertigeren Kategorie erhalten bleiben.

6 (6) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind so ausgelegt, dass die Ausgangssignale von Einrichtungen einer sicherheits-

technisch höherwertigeren Kategorie Priorität vor den Ausgangssignalen von Einrichtungen einer sicherheitstechnisch niederwertigeren Kategorie haben.

7 Qualifizierung

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

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

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

7.1 (3) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind unter möglichst realistischen Anlagen- und Einsatzbedingungen umfassend daraufhin getestet, alle zu unterstellenden Ereignisabläufe zu beherrschen.

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

7.1 (5) Die Informationssysteme sind gemäß ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung qualifiziert.

7.2 Qualifizierung der Hardware

7.2 (1) Für leittechnische Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A und B ausführen, ist zuverlässige, typgeprüfte oder für die unterstellten Einsatzbedingungen betriebsbewährte sowie möglichst wartungsfreie Hardware eingesetzt.

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

7.2 (3) Die anlagenbezogene Eignung ist durch den Vergleich der Eigenschaften der Hardware mit den für den Einsatzfall spezifizierten Kriterien nachgewiesen.

7.3 Qualifizierung der Software

7.3.1 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C

7.3.1 (1) Die Software ist in verifizierbaren Schritten nach einem Phasenmodell entwickelt.

7.3.1 (2) Die Softwarearchitektur ist so gestaltet, dass die Funktionen der Anwendersoftware und der Systemsoftware in eigenständigen Softwareeinheiten realisiert sind und die Anwendersoftware von der Systemsoftware getrennt ist.

H i n w e i s: Zur Systemsoftware gehört z. B. das Betriebssystem und bei Mehrrechnersystemen die Software zur Kommunikation der Rechner.

7.3.1 (3) Die Software ist so ausgelegt, dass keine unzulässigen Rückwirkungen von leittechnischen Einrichtungen der sicherheitstechnisch niederwertigeren Kategorie auf die leittechnischen Einrichtungen der sicherheitstechnisch höherwertigeren Kategorie auftreten.

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

7.3.2 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A

7.3.2.1 Grundsätze

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

7.3.2.1 (2) Die Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ist grundsätzlich einfach aufgebaut.

7.3.2.1 (3) Der Funktionsumfang der Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A ist grundsätzlich auf das für die jeweilige Funktion notwendige Maß begrenzt.

7.3.2.1 (4) Die Software ist robust und selbstüberwachend ausgelegt.

7.3.2.2 Qualitätssicherung

7.3.2.2 (1) Die Software ist nach einem Phasenmodell durchgängig mit rechnergestützten Werkzeugen erstellt.

7.3.2.2 (2) Die Software ist aus klar abgegrenzten und mit geringem Funktionsumfang versehenen Einheiten aufgebaut. Diese Softwareeinheiten sind möglichst einfach bei Beschränkung auf unverzichtbare Anweisungen und Schnittstellen programmiert und in eine übersichtliche Programmstruktur integriert.

7.3.2.2 (3) Die Ergebnisse der einzelnen Phasen der Softwareentwicklung sind unter Anwendung formaler Analysemethoden und zusätzlicher Tests an den Vorgaben vollständig verifiziert. Dazu werden an definierten Meilensteinen Prüfungen vorgenommen.

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

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

7.3.2.2 (6) Es werden Verfahren und Methoden angewandt, die die konsistenten Konfigurationen der Software sicherstellen (Konfigurationsmanagement).

7.3.2.3 Einsatz von vorgefertigter Software

7.3.2.3 (1) Der Einsatz vorgefertigter Software, sofern nicht entsprechend den Kriterien in dem Abschnitt 7.3.2.1 und 7.3.2.2 ausgelegt, ist auf unverzichtbare Bestandteile beschränkt, wobei Softwareänderungen vermieden werden. Diese Teile sind Prüfungen und Tests unterzogen, die in Umfang und Tiefe den Nachweisen nach dem Abschnitt 7.3.2.1 und 7.3.2.2 gleichwertig sind.

7.3.2.3 (2) Zur Bewertung der Gleichwertigkeit werden herangezogen:

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

7.3.3 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie B

7.3.3.1 Grundsätze

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

7.3.3.1 (2) Die Software ist robust und selbstüberwachend ausgelegt.

7.3.3.2 Qualitätssicherung

7.3.3.2 (1) Die Softwareerstellung erfolgt nach einem methodisch abgestimmten Phasenmodell weitgehend mit rechnergestützten Werkzeugen.

7.3.3.2 (2) Die Software ist aus hinsichtlich der Funktion klar abgegrenzten Einheiten aufgebaut. Diese Softwareeinheiten sind auf unverzichtbare Anweisungen und Schnittstellen beschränkt und in eine übersichtliche Programmstruktur integriert.

7.3.3.2 (3) Die Ergebnisse der einzelnen Phasen der Softwareentwicklung sind einer dokumentierten Prüfung unterzogen. Es ist eine Kombination von Testverfahren angewandt, so dass für alle sicherheitsrelevanten Programmteile eine vollständige Funktionstestüberdeckung erreicht wird.

7.3.3.2 (4) Das anforderungsgerechte Verhalten des Hardware- und Softwaresystems ist validiert.

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

7.3.3.2 (6) Die konsistente Konfiguration der Programme ist sichergestellt.

7.3.3.3 Einsatz von vorgefertigter Software

7.3.3.3 (1) Bei vorgefertigter Software wird eine Beschränkung auf unverzichtbare Bestandteile vorgenommen, wobei Softwareänderungen vermieden werden. Diese Teile werden Prüfungen und Tests unterzogen, die in Umfang und Tiefe den Nachweisen nach dem Abschnitt 7.3.3.1 und 7.3.3.2 gleichwertig sind.

7.3.3.3 (2) Zur Bewertung der Gleichwertigkeit werden herangezogen:

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

7.3.4 Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie C

7.3.4.1 Grundsatz

Die Software für Leittechnik-Funktionen der Kategorie C ist nach anerkannten Methoden der Softwaretechnik qualifiziert.

7.3.4.2 Qualitätssicherung

7.3.4.2 (1) Bei der Softwareerstellung sind die Entwicklungsschritte einzeln ausgewiesen.

Nach Möglichkeit werden bei wesentlichen Entwicklungsschritten Software-Werkzeuge genutzt.

7.3.4.2 (2) Das Erreichen der Phasenziele ist durch Prüfungen nachgewiesen und dokumentiert.

7.3.4.2 (3) Das anforderungsgerechte Verhalten des Hardware- und Softwaresystems ist in seinen sicherheitsrelevanten Funktionen validiert.

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

7.3.4.3 Einsatz von vorgefertigter Software

Für eingesetzte vorgefertigte Software ist die Betriebserfahrung dokumentiert oder die Software ist zertifiziert.

Die zur Beurteilung der Einsetzbarkeit erforderlichen Eigenschaften sind dokumentiert.

8 Robustheit

8 (1) Die elektrischen, elektromagnetischen, thermischen, mechanischen und strahlungs- sowie feuchtigkeitsbedingten Einwirkungen sind für leittechnische Einrichtungen so festgelegt, dass die unterstellten Betriebs- und Störfallbedingungen zuverlässig abgedeckt werden.

8 (2) Bedienung und Instandhaltung sind so gestaltet, dass die Funktionssicherheit der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, nicht unzulässig beeinträchtigt wird.

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

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

8 (5) Der zulässige Spannungsbereich für die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, ist unempfindlich gegenüber Über- und Unterschreitungen des spezifizierten Spannungsbereichs der elektrischen Energieversorgung.

8 (6) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A und B ausführen, sind fehlertolerant aufgebaut. Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A und B ausführen, sind so ausgelegt, dass das Ausfallverhalten grundsätzlich definiert und möglichst sicherheitsgerichtet ist.

8 (7) Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind grundsätzlich so ausgelegt, dass während des Leistungsbetriebs keine Wartungsarbeiten erforderlich sind.

9 Instandhaltung und Änderungen

9 (1) Die Funktionsfähigkeit der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, ist während der Betriebsdauer der Anlage durch Prüfungen nachgewiesen. Diese Prüfungen erfassen alle funktionswichtigen Einrichtungen.

9 (2) Art und Umfang der Prüfungen und die Zeitabstände zwischen den Prüfungen sind festgelegt. Diese Festlegungen werden in regelmäßigen Abständen u. a. anhand der Betriebserfahrungen überprüft.

9 (3) Die Ergebnisse der Prüfungen werden dokumentiert.

9 (4) Die leittechnischen Einrichtungen sind grundsätzlich so ausgelegt, dass durch Prüfungen verursachte Veränderungen nach den Prüfungen rückgesetzt werden. Prüfungen werden automatisch oder manuell durchgeführt. Die Prüfungen sind so geplant und durchgeführt, dass die Kriterien aus den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10) Abschnitt 1.2 eingehalten werden.

9 (5) Prüfungen an leittechnischen Einrichtungen sollen von zentralen Stellen durch verantwortliches Betriebspersonal überwacht werden.

9 (6) Instandhaltungsarbeiten sind so gestaltet, dass sie ohne unzulässige Minderung der Sicherheit der Anlage durchführbar sind und Auswirkungen zu unterstellender Fehlhandlungen auf eine Redundante beschränkt bleiben.

9 (7) Bei Änderungen in den leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, werden mindestens die gleichen Qualitätsstandards angewendet wie bei Herstellung der leittechnischen Einrichtungen.

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

9 (9) Änderungen der Software der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, werden unter Einhaltung der Qualitätskriterien nach Abschnitt 7.3 vorgenommen. Änderungen der Software und dazu erforderliche Eingriffe in die leittechnischen Einrichtungen erfolgen so, dass die Kriterien aus den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10) Abschnitt 1.2 eingehalten werden. Alle Eingriffe in die Software sind dokumentiert.

9 (10) Änderungen von Parametrierdaten und Software der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, werden so behandelt, dass sie rekonstruierbar sind. Dazu werden regelmäßig sowie bei Änderungen der Software Sicherungskopien angefertigt. Software- und Parametrierdatenbestände sind archiviert.

10 Kriterien für die Zugriffskontrolle

10 (1) Eingriffe in die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie A und B ausführen, werden auf der Warte angezeigt. In Fällen, in denen dies technisch nicht möglich ist, wird das Wartenpersonal vor dem geplanten Eingriff über die Eingriffe informiert.

10 (2) Die unberechtigten Zugriffe in die leittechnischen Einrichtungen einschließlich der Software sind vorzugsweise durch technische Vorkehrungen soweit wie möglich erschwert oder verhindert. Eine Absicherung durch organisatorische Maßnahmen ist auf solche Bereiche beschränkt, die durch technische Vorkehrungen nicht sinnvoll abgesichert werden können. Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der vorgesehenen Maßnahmen und technischen Vorkehrungen entspricht der sicherheitstechnischen Bedeutung der leittechnischen Einrichtungen.

11 Dokumentation

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

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

11 (3) Die Betriebserfahrung aus der Instandhaltung der leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, wird erfasst, dokumentiert und systematisch ausgewertet.

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

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

Hinweis: Siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Elektrische Energieversorgung“ (Modul 12).

12 (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 gelegt 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).

12 (3) Die Auslegung der einspeisenden Erzeugungsanlagen, der Verteilernetze und der leittechnischen Einrichtungen ist so aufeinander abgestimmt, 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.

12 (4) Ausfälle der elektrischen Energieversorgung für die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorien A bis C ausführen, werden durch Überwachungseinrichtungen erfasst und gemeldet.

13 Störfallinstrumentierung

13.1 Geltungsbereich Störfallinstrumentierung

Die Störfallinstrumentierung hat die Aufgabe, vor, während und nach

- einem Störfall oder
- einem Ereignis, das zu einer erhöhten Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Kernkraftwerksumgebung führen kann,

einen Überblick über den Anlagenzustand zu ermöglichen und alle den Anlagenzustand beschreibenden wesentlichen Daten sowie die wichtigsten Wetterdaten anzuzeigen und zeitgerecht zu dokumentieren.

13.2 Übergeordnete Kriterien für die Störfallinstrumentierung

13.2 (1) Die Störfallinstrumentierung ist in eine Störfallanzeige und eine Störfallaufzeichnung unterteilt.

13.2 (2) Die Komponenten der Störfallinstrumentierung sind, soweit erforderlich, störfallfest ausgelegt.

13.2 (3) Die Einrichtungen der Störfallinstrumentierung sind an eine unterbrechungslose Notstromversorgung des Notstromsystems angeschlossen. Für Einrichtungen der Störfallinstrumentierung, bei denen aufgrund ihrer Aufgabenstellung eine kurzzeitige Nichtverfügbarkeit zulässig ist, muss die Stromversorgung nicht unterbrechungslos erfolgen.

13.2 (4) Das Auslegungskonzept und die sicherheitstechnisch wichtigen Einzelheiten der Störfallinstrumentierung sind prüffähig dokumentiert.

13.2 (5) Störfallübersichts- und Weitbereichsanzeige sowie deren Aufzeichnungen sind als eigenständige Systeme ausgeführt.

13.3 Auslegung der Störfallinstrumentierung

13.3.1 Störfallanzeige

13.3.1 (1) Die Störfallanzeige ist so ausgelegt, dass Daten, die vor, während und nach Eintreten eines Ereignisses der Sicherheitsebenen 3 oder 4a 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 berücksichtigt, dass die Daten, die vor, während und nach Eintreten eines Ereignisablaufs bzw. Anlagenzustands, welche zu einer erhöhten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Kernkraftwerksumgebung führen können (Sicherheitsebenen 4b oder 4c), für die Entscheidung über Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes erforderlich sind, unter den anzunehmenden Umgebungsbedingungen mit der erforderlichen Genauigkeit angezeigt werden.

13.3.1 (2) Die Störfallanzeige ist in eine Störfallübersichts-, Weitbereichs- und Störfalldetailanzeige unterteilt.

13.3.1 (3) Die Störfallübersichtsanzeige ist so ausgelegt, dass die vor, während und nach Eintritt eines Ereignisses der Sicherheitsebene 3 oder 4a zur Beurteilung des Anlagenzustands und der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung wesentlichen Messgrößen erfasst werden.

13.3.1 (4) Es ist eine Weitbereichsanzeige für die Messgrößen vorgesehen, die die repräsentativen Ereignisabläufe und daraus abgeleiteten Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c charakterisieren (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ [Modul 7], in der Nummer 3.3 (2)).

13.3.1 (5) Die Störfalldetailanzeige ist so ausgelegt, dass die Funktion der Sicherheitseinrichtungen einschließlich der zu ihrer Funktion notwendigen Hilfseinrichtungen überwacht wird. Hierzu dürfen leittechnische Einrichtungen aller Kategorien verwendet werden.

13.3.1 (6) Es werden eignungsgeprüfte oder für den Einsatzfall und für die unterstellten Einsatzbedingungen bewährte und möglichst wartungsfreie Geräte verwendet.

13.3.1 (7) Die Einrichtungen zur Erfassung, Verarbeitung und Dokumentation der Messgrößen sind technisch so einfach wie möglich aufgebaut.

13.3.1 (8) Die Messgrößen der Störfallübersichts- und Weitbereichsanzeige werden grundsätzlich in der Warte des Kernkraftwerks und in der Notsteuerstelle angezeigt.

13.3.1 (9) Die Funktion der Störfallübersichts- und Weitbereichsanzeige wird durch Ereignisse der Sicherheitsebenen 3 und 4a und ihre Folgen nicht beeinträchtigt.

13.3.1 (10) Eine redundante Messwernerfassung und Messwertverarbeitung für eine Messgröße der Störfallübersichtsanzeige und der Weitbereichsanzeige ist nicht erforderlich, wenn:

- der Informationsgehalt dieser Messgröße auch durch Messwerte anderer Messgrößen der Störfallanzeige oder durch Messgrößen einer gleichwertigen Instrumentierung vermittelt werden kann,
- der Ausfall von Messwerten einer Messgröße im Bedarfsfall für eine bestimmte Zeitdauer akzeptiert und innerhalb dieser Zeit unter den dann herrschenden Bedingungen der Ausfall behoben oder eine Ersatzlösung realisiert werden kann.

13.3.1 (11) Die Einrichtungen der Störfallanzeige im Bereich, der nicht gegen Einwirkungen von außen geschützt ist, sind rückwirkungsfrei von den Einrichtungen des geschützten Bereichs entkoppelt.

13.3.1 (12) Die Einrichtungen der Störfallanzeige sind nach ergonomischen Gesichtspunkten so gestaltet, dass die Voraussetzungen für ein sicherheitstechnisch optimales Verhalten des Betriebspersonals gewährleistet sind.

13.3.1 (13) Die Störfallanzeige ist so ausgelegt, dass eine lückenlose Überprüfung möglich ist und die Prüfungen einfach durchführbar sind.

13.3.1 (14) Die Funktionsfähigkeit der Störfallübersichts- und Weitbereichsanzeige wird während der Betriebsdauer der Anlage durch Prüfungen nachgewiesen. Diese Prüfungen erfassen alle funktionswichtigen Komponenten.

13.3.1 (15) Art und Umfang der Prüfungen und die Zeitabstände zwischen den Prüfungen sind festgelegt.

13.3.1 (16) Die Ergebnisse der Prüfungen sind dokumentiert.

13.3.2 Störfallaufzeichnung

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

- eines Ereignis der Sicherheitsebenen 3 oder 4a oder
 - eines Ereignisses, das zu einer erhöhten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Kernkraftwerksumgebung führen kann (Sicherheitsebenen 4b oder 4c),
- übersichtlich und in der richtigen zeitlichen Folge dokumentiert werden.

13.3.2 (2) Die Störfallaufzeichnung ist so ausgelegt, 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.

13.3.2 (3) Die Dokumentationseinrichtungen sind so ausgelegt, dass das Zeitverhalten der Messgrößen mit erforderlicher Genauigkeit erfasst wird.

13.3.2 (4) Die Störfallaufzeichnung ist grundsätzlich jederzeit in Betrieb. Eine eingeschränkte Funktionsfähigkeit (z. B. bei erforderlichen Instandsetzungsarbeiten) ist zulässig, wenn im Bedarfsfall die erforderliche Information durch den funktionsfähigen Teil der Störfallinstrumentierung gewährleistet ist. Die vollständige Funktionsfähigkeit der Störfallaufzeichnung wird so schnell wie möglich wiederhergestellt.

13.3.2 (5) Es ist festgelegt, welche Einrichtungen der Störfallaufzeichnung in den Betriebsphasen B-F der Anlage in Betrieb sind.

13.3.2 (6) Für die Aufzeichnung und Speicherung der Störfallablaufdaten werden zur Vorsorge gegen einen systematischen Ausfall mindestens zwei Datenspeicher eingesetzt. Der Ausfall eines Datenspeichers wird angezeigt.

13.3.2 (7) Die Störfallaufzeichnungen werden gesichert aufbewahrt. Es ist sichergestellt, dass diese Daten weder verändert noch gelöscht werden.

13.3.2 (8) Die nach Eintritt eines Ereignisses der Sicherheitsebene 3 auftretenden Umgebungsbedingungen führen nicht dazu, dass die zur Störfallbeurteilung erforderlichen Informationen nicht zur Verfügung stehen.

13.3.2 (9) Die Dokumentationseinrichtungen sind übersichtlich angeordnet sowie deutlich und eindeutig gekennzeichnet.

13.3.2 (10) Die Messgrößen der Störfallübersichts- und Weitbereichsanzeige werden grundsätzlich in der Warte des Kernkraftwerks und in der Notsteuerstelle aufgezeichnet.

F

MODUL 6

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation"**

Inhaltsübersicht

- 1 Zielsetzung und Geltungsbereich**
- 2 Grundlegende Kriterien für die Systembewertung**
- 3 Grundlegende Kriterien für die deterministische Analyse von Ereignissen bzw. Zuständen**
 - 3.1 Validierung von Analyseverfahren
 - 3.1.1 Zielsetzung
 - 3.1.2 Durchführung
 - 3.1.3 Dokumentation
 - 3.2 Festlegungen zu Anfangs- und Randbedingungen sowie zum Umfang der Nachweisführung
 - 3.2.1 Sicherheitsebenen übergreifende Kriterien
 - 3.2.2 Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)
 - 3.2.3 Sicherheitsebene 2 (Anomaler Betrieb)
 - 3.2.4 Sicherheitsebene 3 (Störfall)
 - 3.2.5 Sicherheitsebene 4a
(Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung, Notstandsfälle)
 - 3.2.6 Sicherheitsebene 4b
(Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen) sowie Sicherheitsebene 4c
(Unfälle mit schweren Kernschäden)
 - 3.3 Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten
 - 3.4 Abdeckende Nachweisführung
- 4 Grundlegende Kriterien für die messtechnische Nachweisführung**
- 5 Grundlegende Kriterien für ingenieurmäßige Bewertungen**
- 6 Grundlegende Kriterien für probabilistische Sicherheitsanalysen**
- 7 Grundlegende Kriterien für die Dokumentation**
 - Anhang 1**
 - Anhang 2**
 - Anhang 3**

1 Zielsetzung und Geltungsbereich

1 (1) Dieser Regeltext enthält Kriterien für die sicherheitstechnische Nachweisführungen und Dokumentationen.

Zum Nachweis der Erfüllung von in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ aufgestellten Kriterien werden geeignete Nachweismethoden herangezogen.

H i n w e i s: Im Folgenden werden übergeordnete Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation formuliert. Detailkriterien für die Nachweisführung bei Kühlmittelverluststörfällen finden sich im Anhang 1. Detailkriterien zur Ermittlung von Differenzdrücken innerhalb des Sicherheitsbehälters finden sich in Anhang 2. Detailkriterien zur Ermittlung von Strahl- und Reaktionskräften bei Lecks an druckführenden Systemen innerhalb des Sicherheitsbehälters finden sich in Anhang 3. Weitere fachspezifische Kriterien finden sich ggf. in den fachspezifischen Regelwerkstexten.

1 (2) Zur Nachweisführung werden gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) in der Nummer 5 (7) deterministische sowie probabilistische Methoden herangezogen:

Die deterministischen Methoden umfassen

- die rechnerische Analyse von Ereignissen bzw. Zuständen,
- die Messung bzw. das Experiment,
- die ingenieurmäßige Bewertung.

Die deterministischen Methoden bilden die Basis für die Durchführung von Systembewertungen.

1 (3) Die Nachweisführungen werden prüffähig in geschlossener und nachvollziehbarer Form in Nachweisunterlagen dokumentiert.

2 Grundlegende Kriterien für die Systembewertung

2 (1) Durch die Systembewertung wird insbesondere festgestellt, ob in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ aufgeführte Qualitätskriterien an Maßnahmen und Einrichtungen erfüllt werden. Die Bedingungen für eine ausreichende Wirksamkeit von Maßnahmen und Einrichtungen, die sich aus der rechnerischen Analyse von Ereignissen oder Zuständen ergeben, werden dabei berücksichtigt.

2 (2) Die Durchführung einer Systembewertung erfordert eine aktuelle Zusammenstellung der sicherheitstechnisch wichtigen Informationen über die bestehenden Bedingungen für eine ausreichende Wirksamkeit bzw. den Zustand der betroffenen sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen, ggf. unter Einbeziehung geplanter Änderungsvorhaben, mit Angabe der auf den jeweiligen Sicherheitsebenen durchzuführenden Aufgaben bzw. zu erfüllenden sicherheitstechnischen Funktionen sowie zu deren Aufbau, Anordnung und Auslegung.

2 (3) Abweichungen zwischen dem bestehenden Zustand der sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen und dem in den Genehmigungsunterlagen beschriebenen Zustand werden dokumentiert und bewertet.

2 (4) Ergebnisse der Auswertung der Betriebserfahrung werden, sofern für den zu analysierenden Sachverhalt von sicherheitstechnischer Bedeutung, in die Systembewertung einbezogen.

2 (5) Systembewertungen werden unter Beteiligung von sachkundigem Personal des Genehmigungsinhabers durchgeführt.

3 Grundlegende Kriterien für die deterministische Analyse von Ereignissen bzw. Zuständen

3 (1) Durch die Analyse von Ereignissen bzw. Zuständen wird festgestellt, ob in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ aufgestellte quantitative Kriterien (Einhaltung von Nachweiskriterien) erfüllt werden.

- 3 (2) Bei Nachweisführungen durch die Analyse von Ereignissen bzw. Zuständen werden
- a) aktuelle Zusammenstellungen der sicherheitstechnisch wichtigen Informationen über den bestehenden Zustand der betroffenen sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen herangezogen, ggf. unter Einbeziehung geplanter Änderungsvorhaben;
 - b) für den jeweiligen Anwendungsbereich validierte Analyseverfahren gemäß den in dem Abschnitt 3.1 dargestellten Kriterien verwendet;
 - c) den Analysen hinsichtlich ausgewählter Anfangs- und Randbedingungen die in dem Abschnitt 3.2 aufgelisteten Vorgaben zu Grunde gelegt;
 - d) für die Sicherheitsebenen 1-3 die Unsicherheiten, die mit dem jeweiligen Analyseergebnis für das jeweilige Nachweiskriterium verbunden sind, in ihrer Gesamtheit gemäß dem Abschnitt 3.3 quantifiziert und berücksichtigt oder gemäß dem Abschnitt 3.4 berücksichtigt;
 - e) für die Sicherheitsebene 4 die Unsicherheiten des Analyseergebnisses im Hinblick auf das Nachweisziel bewertet.

3 (3) Bei Nachweisführungen durch die Analyse von Ereignissen bzw. Zuständen werden insbesondere dokumentiert:

- a) die Ergebnisse der Prüfung der Übertragbarkeit verwendeter nicht anlagenspezifischer Daten;
- b) die Begründung der Auswahl der zu Grunde gelegten Einwirkungen, Ereignisse, Betriebsphasen und Betriebszustände im Hinblick auf die Einhaltung des jeweiligen Nachweiskriteriums;
- c) bei Ermittlung der Unsicherheit des Analyseergebnisses durch statistische Verfahren: die bei der Analyse verwendeten Verteilungen für die relevanten Eingangsparameter, ihre Herleitung sowie, sofern relevant, ihre Abhängigkeiten gemäß der Nummer 3.3 (1).

3.1 Validierung von Analyseverfahren

3.1.1 Zielsetzung

3.1.1 (1) Analyseverfahren, die für die sicherheitstechnische Nachweisführung zur Einhaltung der Nachweiskriterien der Sicherheitsebenen 1 bis 4b eingesetzt werden, sind für den jeweiligen Anwendungsbereich validiert.

3.1.1 (2) Werden bei Analysen zur Wirksamkeit von mitigativen Notfallmaßnahmen (Sicherheitsebene 4c) gemäß „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7), in der Nummer 4.2 (1), Berechnungsverfahren angewendet, sind diese für den jeweiligen Anwendungsbereich validiert.

H i n w e i s: Siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7), Abschnitt 4.

3.1.1 (3) Die Validierung eines Analyseverfahrens umfasst die Überprüfung des Anwendungsbereichs des Verfahrens und die Überprüfung der Übereinstimmung der mit dem Verfahren erzielbaren Ergebnisse mit Vergleichswerten aus

- Experimenten, dem Anlagenbetrieb, Anlagentransienten oder anderen Ereignissen,
- exakten analytischen Lösungen oder
- anderen validierten Analyseverfahren.

3.1.1 (4) Ein Analyseverfahren kann dann als validiert gelten, wenn

- a) die Ergebnisse des Verfahrens innerhalb der Bandbreiten experimenteller Ergebnisse (siehe in der Nummer 3.1.2 (2)) liegen oder
- b) die Ergebnisse des Verfahrens eine systematische Abweichung gegenüber den Vergleichswerten zeigen, die durch eine bekannte, technisch bzw. physikalisch sinnvolle Korrektur berücksichtigt werden kann oder
- c) die Anwendbarkeit und hinreichende Genauigkeit des verwendeten Verfahrens für die jeweilige Anwendung im Rahmen des durchgeführten und dokumentierten Validierungsumfanges gezeigt ist.

3.1.2 Durchführung

3.1.2 (1) Der Validierung wird eine ausreichende Zahl von Vergleichswerten zu Grunde gelegt. Der notwendige Umfang sowie die erforderliche Qualität (siehe in der Nummer 3.1.2 (2)) der Vergleichswerte hängen vom Anwendungsbereich des Analyseverfahrens ab.

3.1.2 (2) Für die Validierung herangezogene Experimente decken hinsichtlich der wesentlichen Parameter grundsätzlich den Bereich von Bedingungen ab, in dem das Analyseverfahren angewendet werden soll. Andernfalls wird die Übertragbarkeit der experimentellen Ergebnisse auf den Anwendungsbereich gezeigt.

3.1.3 Dokumentation

3.1.3 (1) Die Dokumentation der Validierung enthält:

- Daten zu den herangezogenen Vergleichswerten (gemäß der Nummer 3.1.1 (3)), bei Experimenten, Anlagentransienten oder anderen Ereignissen mit Angaben zur Genauigkeit der herangezogenen Vergleichswerte,
- Angaben zu dem durch die Validierung abgesicherten Anwendungsbereich des Analyseverfahrens,
- Beschreibungen der verwendeten Rechenverfahren und -modelle sowie der Eingabedaten.

3.2 Festlegungen zu Anfangs- und Randbedingungen sowie zum Umfang der Nachweissführung

3.2.1 Sicherheitsebenen übergreifende Kriterien

3.2.1 (1) Für Nachweise zur Standsicherheit von baulichen Anlagenteilen, deren Einsturz zu sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen führen könnte, werden die statischen und dynamischen, mechanischen, chemischen und thermischen Einwirkungen berücksichtigt.

- a) Die Einwirkungen, die sich auf Grund der auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 zu unterstellenden Bedingungen, Ereignisse und festgelegten Betriebszustände ergeben können, werden jeweils so angesetzt bzw. überlagert, dass alle Auswirkungen konservativ erfasst werden.
- b) Bei Einwirkungen aus Ereignissen der Sicherheitsebene 4a ist eine im Vergleich zur Sicherheitsebene 3 stärkere Ausnutzung der Tragfähigkeit der baulichen Anlagenteile grundsätzlich zulässig, wobei alle wesentlichen Einwirkungs- und Widerstandsgrößen realistisch erfasst sind.
- c) Die Einwirkungen, die sich durch die auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c unterstellten Ereignisabläufe und Bedingungen auf die Anlagenteile ergeben können, werden jeweils realistisch angesetzt.

3.2.1 (2) Für Nachweise zur Integrität und Standsicherheit von Komponenten werden die statischen und dynamischen, mechanischen, chemischen, thermischen und durch Strahlung hervorgerufenen Einwirkungen berücksichtigt. Dynamisch wirkende Einwirkungen werden mittels abdeckender Randbedingungen bzw. unter Berücksichtigung der Reaktion der jeweiligen Komponente berücksichtigt.

- a) Die Einwirkungen, die sich auf Grund der auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 zu unterstellenden Bedingungen, Ereignisse und festgelegten Betriebszustände ergeben können, werden jeweils so angesetzt bzw. überlagert, dass alle Auswirkungen auf die tragenden Querschnitte im Hinblick auf den abzudeckenden Versagensmechanismus konservativ erfasst werden. Bei Anwendung von Nachweismethoden auf der Basis linear-elastischen Werkstoffverhaltens ist aufgezeigt, dass im Hinblick auf die abzusichernden Schädigungsmechanismen die Beanspruchungen unter Beachtung der Anwendungsgrenzen der ingenieurmäßigen Verfahren konservativ bewertet werden.
- b) Bei Einwirkungen aus Ereignissen der Sicherheitsebene 4a ist eine im Vergleich zur Sicherheitsebene 3 stärkere Ausnutzung der Tragfähigkeit der Komponenten grundsätzlich zulässig, wobei alle wesentlichen Einwirkungs- und Widerstandsgrößen realistisch erfasst sind. An den maßgebenden Stellen bleibt die Integrität des tragenden Querschnitts unter Beibehaltung der grundlegenden Geometrie erhalten.

- c) Die Einwirkungen, die sich durch die auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c unterstellten Ereignisabläufe und Bedingungen auf die Komponenten ergeben können, werden jeweils realistisch angesetzt und die Auswirkungen auf den Zustand der Komponenten entsprechend analysiert.

3.2.1 (3) Die Nachweisführung auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a erstreckt sich vom Eintritt eines Ereignisses bis zum Erreichen eines kontrollierten Anlagenzustands.

Die Analysen zur Wirksamkeit von vorgesehenen Maßnahmen auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c erfolgen bis zum Erreichen des für die Analyse relevanten Zustands.

H i n w e i s: Detailkriterien für die Berechnung der radiologischen Auswirkungen zum Nachweis der Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 sind in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den Strahlenschutz“ (Modul 9), Anhang 1 zusammengestellt.

3.2.1 (4) Bei Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten nach der Nummer 3.3 können Mess- und Kalibrierfehler statistisch berücksichtigt werden. Bei Einsatz der abdeckenden Nachweisführung nach dem Abschnitt 3.4 werden die maximalen Mess- und Kalibrierfehler angesetzt.

3.2.2 Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)

3.2.2 (1) In Bezug auf die jeweiligen Auslegungsgrenzen wird die gesamte, während der Betriebs- bzw. Zyklusdauer in Betracht kommende Bandbreite der Betriebsparameter berücksichtigt, unter Einbeziehung der im Normalbetrieb möglichen Änderungen und Schwankungen sowie von Mess- und Kalibrierfehlern in den sicherheitstechnisch bedeutsamen Parametern.

3.2.3 Sicherheitsebene 2 (Anomaler Betrieb)

3.2.3 (1) In Bezug auf das jeweilige Nachweiskriterium werden für die jeweiligen Betriebsphasen ungünstige, innerhalb realistischer Betriebszustände liegende Anfangszustände angesetzt.

3.2.3 (2) Alle der Sicherheitsebene 2 zugeordneten und bei dem betrachteten Ereignisablauf ordnungsgemäß angeforderten Maßnahmen und Einrichtungen können für die Nachweisführung als verfügbar angenommen werden, wenn sie nicht durch das unterstellte Ereignis als ausgefallen anzusetzen sind.

3.2.3 (3) Eine vom Ereignis unabhängige Überlagerung des Notstromfalls muss nicht unterstellt werden.

3.2.3 (4) Die Nachzerfallsleistung wird nach DIN 25463 berechnet, für nicht rezyklierte Kernbrennstoffe nach DIN 25463-1 und für rezyklierte Kernbrennstoffe nach DIN 25463-2.

Bei Quantifizierung der Ereignisunsicherheiten nach dem Abschnitt 3.3 kann für nicht rezyklierte Kernbrennstoffe das genaue Rechenverfahren gemäß DIN 25463-1 angewendet werden.

Für eine abdeckende Nachweisführung nach dem Abschnitt 3.4 wird ein Zuschlag in Höhe von einer Standardabweichung angesetzt; wobei für nicht rezyklierte Kernbrennstoffe die vereinfachte Gleichung nach Anhang A der DIN 25463 angewendet wird.

3.2.4 Sicherheitsebene 3 (Störfall)

3.2.4 (1) Angesetzt werden die in Bezug auf das jeweilige Nachweiskriterium für die jeweiligen Betriebsphasen ungünstigsten anfänglichen Betriebszustände des Normalbetriebs.

Für Werte von Sicherheitsvariablen, die keine Leittechnik-Funktionen der Kategorie A oder B auslösen, werden für den Nachweis die im Hinblick auf das Nachweisziel ungünstigsten in den Betriebsvorschriften festgelegten sicherheitstechnisch wichtigen Grenzwerte und Bedingungen angesetzt.

3.2.4 (2) Beim Nachweis der Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 wird das Einzelfehlerkonzept gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), der Nummer 3.1 (4) sowie den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10) angewendet.

Die Ausfallannahmen gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), der Nummer 3.1 (7), 3.1 (8), 3.2 (6) und 3.2 (7) sind berücksichtigt.

3.2.4 (3) Bei allen zur Störfallbeherrschung erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen wird, sofern es den Ereignisablauf nachteilig beeinflusst, ein Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung nach erfolgter Turbinenschnellabschaltung unterstellt. Die Berücksichtigung der Notstromversorgung in der Analyse erfolgt entsprechend dem Zuschaltprogramm der mit Notstrom versorgten Aggregate.

3.2.4 (4) Die Nachzerfallsleistung wird nach DIN 25463 berechnet, für nicht rezyklierte Kernbrennstoffe nach DIN 25463-1 und für rezyklierte Kernbrennstoffe nach DIN 25463-2.

Bei Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten nach dem Abschnitt 3.3 kann für nicht-rezyklierte Brennstoffe das genaue Rechenverfahren nach DIN 25463-1 angewendet werden.

Für eine abdeckende Nachweisführung nach dem Abschnitt 3.4 wird ein Zuschlag in Höhe der doppelten Standardabweichung angesetzt, wobei für nicht-rezyklierte Kernbrennstoffe die vereinfachte Gleichung nach Anhang A der DIN 25463-1 angewendet wird.

3.2.4 (5) Bei Kühlmittelverluststörfällen wird bei den Ermittlungen der Auswirkungen

- des Druck- und Temperatureaufbaus im Sicherheitsbehälter,
- der Druckdifferenzen innerhalb des Sicherheitsbehälters,
- von Bruchstücken, Strahl- und Reaktionskräften und
- von Druckwellen innerhalb der druckführenden Umschließung sowie
- bei den Nachweisführungen zur Wirksamkeit der Notkühleinrichtungen und der Standfestigkeit von Einbauten (insbesondere Großkomponenten) und Räumen

für das Spektrum der zu betrachtenden Leck- bzw. Bruchgrößen die für die verschiedenen Einzelnachweise jeweils ungünstigste Leck- bzw. Bruchlage ermittelt und unterstellt.

H i n w e i s: Siehe hierzu neben den Anhängen 2 und 3 auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) Anhang 2.

3.2.4 (6) Bei den Nachweisführungen werden zusätzlich zu den Ausfallannahmen des Einzelfehlerkonzepts störfallbedingte Folgeausfälle von Maßnahmen und Einrichtungen, die im Sinne des Nachweisziels ungünstige Auswirkungen auf den Störfallablauf haben, berücksichtigt.

Das ordnungsgemäße Wirksamwerden von Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 und 2 wird unterstellt, sofern sich hieraus relevante ungünstige Einflüsse auf den Ereignisablauf ergeben.

3.2.4 (7) Kombinationen mehrerer naturbedingter oder sonstiger Einwirkungen von außen, die der Sicherheitsebene 3 zugeordnet sind, oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen werden gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), der Nummer 4.1 (5) unterstellt.

Die Störfall- und Störfallfolgeeinwirkungen werden mit den „äußeren Lasten des Gebrauchszustandes“ (inkl. Schnee- und Windlast) und den „Reaktionen aus Zwang im Gebrauchszustand“ kombiniert. Es ist zulässig, bei der Überlagerung der Einwirkungen den zeitlichen Verlauf zu berücksichtigen.

3.2.4 (8) Als ereignisbedingte Folgeereignisse bei Einwirkungen von außen werden die Möglichkeiten für

- a) Einwirkungen aus Berstdruckwellen beim Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt, sofern die entsprechenden Behälter nicht gegen die Einwirkungen aus den jeweiligen Ereignissen ausgelegt sind;
 - b) mechanische Folgeschäden beim Versagen von Anlagenteilen;
 - c) Überflutungen infolge eines Versagens von Anlagenteilen und
 - d) Brände
- betrachtet sowie
- e) Fehlfunktionen von Einrichtungen in nicht entsprechend ausgelegten Anlagenbereichen, unter Berücksichtigung der Leittechnik und
 - f) das Eintreten eines Notstromfalls
- unterstellt.

3.2.4 (9) Der Quellterm für radiologische Nachweise auf der Sicherheitsebene 3 wird bis zur Beendigung der Freisetzung ermittelt. Zur Definition der Beendigung der Freisetzung werden erforderlichenfalls geeignete Abbruchkriterien spezifiziert.

H i n w e i s: Detailkriterien für die Nachweisführung bei Kühlmittelverluststörfällen sind in Anhang 1 zusammengestellt.

Detailkriterien für die Berechnung der radiologischen Störfallauswirkungen zum Nachweis der Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 sind in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den Strahlenschutz“ (Modul 9), Anhang 1 zusammengestellt.

3.2.5 Sicherheitsebene 4a (Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung, Notstandsfälle)

3.2.5 (1) Bei der Analyse von Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung und von Notstandsfällen

- a) können realistische Anfangs- und Randbedingungen gewählt werden;
- b) können alle Maßnahmen und Einrichtungen als verfügbar angenommen werden, die nicht durch das unterstellte Ereignis ausgefallen sind;
- c) werden die durch Steuerungs- und Regelungsvorgänge verursachten Änderungen von Betriebsparametern und Betriebszuständen mit berücksichtigt;
- d) wird eine unabhängige Überlagerung des Notstromfalls bei den Notstandsfällen unterstellt.

3.2.5 (2) In Ergänzung zu der Nummer 3.2.5 (1) gilt bei der Analyse von Transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung:

- a) Als Anfangszustand wird beladungsspezifisch vom quasistationären Leistungsbetrieb zum ungünstigsten Zykluszeitpunkt ausgegangen, entsprechend einer Xenonkonzentration, wie sie beim planmäßigen Erreichen des angestrebten Lastzustandes vorliegt.
- b) Hinsichtlich der Reaktivitätsrückwirkung werden Werte verwendet, die bestehende Unsicherheiten abdeckend berücksichtigen.
- c) Sofern im Kurzzeitbereich (Zeit bis zum Erreichen des Druckmaximums) vom Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen (DWR) Kredit genommen wird, wird dies mit Leittechnik Funktionen der Kategorie A oder B angesteuert.

3.2.5 (3) Der Schutz von Bauwerken und Komponenten bei Notstandsfällen wird auf Basis spezifizierter Lastannahmen nachgewiesen. Dabei werden auch induzierte Erschütterungen von Bauwerken und Komponenten berücksichtigt.

3.2.5 (4) Kombinationen mehrerer Einwirkungen von außen, die der Sicherheitsebene 4a zugeordnet sind, oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen (z. B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Rauchentwicklung, Notstromfall) werden dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen unterstellt werden muss (siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ [Modul 1], in der Nummer 4.2 (3)).

3.2.6 Sicherheitsebene 4b (Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen) sowie Sicherheitsebene 4c (Unfälle mit schweren Kernschäden)

3.2.6 (1) Bei der Analyse der Wirksamkeit von präventiven oder mitigativen Notfallmaßnahmen können für die zu Grunde gelegten Ereignisabläufe realistische Modelle und realistische Anfangs- und Randbedingungen verwendet werden.

Hinweis: Kriterien im Hinblick auf diese Sicherheitsebenen sind in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7) zusammengestellt.

3.3 Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten

3.3 (1) Die Gesamtunsicherheit des jeweiligen Analyseergebnisses wird gemäß der Nummer 3 (2) Buchstabe d quantifiziert. Hierfür werden

- a) die Parameter (Anfangs- und Randbedingungen sowie Modellparameter) und Modelle identifiziert, die die Ergebnisunsicherheiten wesentlich beeinflussen;
- b) die gemäß dem aktuellen Kenntnisstand vorhandenen Unsicherheitsbandbreiten der identifizierten Parameter quantifiziert, bei Einsatz von statistischen Verfahren mitsamt den Verteilungen der Parameter;
- c) falls erforderlich, Abhängigkeiten bzw. Wechselwirkungen zwischen einzelnen Eingangsparametern festgestellt und berücksichtigt.

3.3 (2) Unsicherheiten einzelner Modelle im Rechenprogramm, die nicht über eine Variation von Parametern erfasst werden, werden durch Zuschläge auf das Ergebnis abgedeckt, die aus der Validierung des Analyseverfahrens abgeleitet sind.

3.3 (3) Werden bei der Ermittlung der Gesamtunsicherheit statistische Verfahren angewandt, wird die in Richtung des Nachweiskriteriums gehende einseitige Toleranzgrenze ermittelt, wobei für die Einhaltung des Nachweiskriteriums eine Wahrscheinlichkeit von mindestens 95 % mit einer statistischen Sicherheit von mindestens 95 % gezeigt wird.

3.3 (4) Die Einhaltung statistischer Nachweiskriterien wird mit einer statistischen Sicherheit von mindestens 95 % gezeigt.

3.4 Abdeckende Nachweisführung

3.4 (1) Auf die Ermittlung der Gesamtunsicherheit gemäß dem Abschnitt 3.3 kann verzichtet werden,

- a) falls durch Standardisierung abgesicherte Verfahren bzw. Daten vorliegen, aus denen die Unsicherheit oder ein gesicherter Abstand zur Auslegungsgrenze bzw. zum Nachweiskriterium abgeleitet werden kann oder
- b) falls die Unsicherheit durch experimentell bzw. messtechnisch ermittelte Zuschläge auf das Analyseergebnis abgedeckt werden kann oder
- c) falls die bezüglich des jeweiligen Nachweiskriteriums ungünstigsten Werte des Unsicherheitsbereichs der einzelnen Parameter kombiniert werden (unter Berücksichtigung von Modellunsicherheiten); dieses Vorgehen setzt voraus, dass das Ergebnis eine monoton steigende oder fallende Funktion der einzelnen Eingangsparameter ist oder
- d) falls hinreichend konservativ gewählte Einzelparameter verwendet werden, für welche in einem vergleichbaren Fall nachgewiesen ist, dass die gemäß dem Abschnitt 3.3 quantifizierten Unsicherheiten bezüglich des jeweiligen Nachweiskriteriums abgedeckt werden.

4 Grundlegende Kriterien für die messtechnische Nachweisführung

4 (1) Vor der Durchführung von Messungen und Experimenten wird der nachzuweisende Sachverhalt festgelegt und das messtechnische bzw. experimentelle Verfahren detailliert geplant. Sollen Messungen oder Tests im Kernkraftwerk durchgeführt werden, werden die Auswirkungen der Messung bzw. des Tests auf die Sicherheit der Anlage geprüft und schriftlich dargelegt. Sicherheitstechnisch wichtige nachteilige Auswirkungen werden vermieden.

4 (2) Werden Messungen oder Experimente nicht in der zu beurteilenden Anlage bzw. Einrichtung, sondern z. B. an Prototypen von Komponenten oder an Versuchsständen durchgeführt, so wird die Übertragbarkeit auf die zu beurteilenden Komponenten, Systeme oder Systemfunktionen dargelegt. Unsicherheiten bei der Übertragung der Ergebnisse werden ermittelt.

4 (3) Bei der messtechnischen und der experimentellen Nachweisführung werden Unsicherheiten in der Messung berücksichtigt. Abweichungen zwischen Messung oder Experiment und dem untersuchten Vorgang im realen Einsatzfall werden ermittelt und bei der Nachweisführung berücksichtigt.

4 (4) Der nachzuweisende Sachverhalt, das messtechnische bzw. experimentelle Verfahren und die Ergebnisse werden nachvollziehbar dokumentiert.

5 Grundlegende Kriterien für ingenieurmäßige Bewertungen

5 (1) Ergebnisse aus ingenieurmäßigen Bewertungen können bei der Nachweisführung herangezogen werden,

- a) wenn für den zu bewertenden Sachverhalt ein Bewertungsmaßstab vorliegt und der Bewertung zu Grunde gelegt wird; dieser Bewertungsmaßstab beruht auf technisch-wissenschaftlich nachvollziehbaren Grundlagen; bei der Ermittlung des Bewertungsmaßstabes können auch geltende Regeln oder Normen, Ergebnisse aus Bewertungen zu gleichen oder ähnlich gelagerten Sachverhalten, Erkenntnisse aus Experimenten und vorliegende Erfahrungswerte einbezogen werden und
- b) wenn der nach der Nummer 5 (1) Buchstabe a entwickelte Bewertungsmaßstab nachvollziehbar dokumentiert ist.

5 (2) An die Durchführung der ingenieurmäßigen Bewertungen werden folgende Kriterien gestellt:

- a) zur Bewertung herangezogene Randbedingungen, wie Ergebnisse und Daten aus durchgeführten Berechnungen und Prüfungen, werden begründet und dokumentiert,
- b) die Ergebnisse der Bewertung werden vollständig und nachvollziehbar dokumentiert,
- c) bei Anwendung auf interdisziplinäre und komplexe Fragestellungen wird die ingenieurmäßige Bewertung durch ein geeignet zusammengesetztes Team durchgeführt.

5 (3) Bei ergonomischen Analysen von Personalhandlungen werden die dem Personal zugewiesenen Aufgaben im Rahmen einer Aufgabenanalyse so in Teilaufgaben zerlegt, dass eine Bewertung im Hinblick auf die geforderte Zuverlässigkeit der Personalhandlung und die sicherheitstechnischen Kriterien durchgeführt werden kann.

Die Aufgabenanalyse berücksichtigt die Aspekte:

- erforderliche und bereitgestellte Informationen für den Handelnden,
- erforderliche Informationsverarbeitungsprozesse,
- erforderliche Entscheidungen und Einzelhandlungen,
- zeitliche und räumliche Randbedingungen der Aufgaben.

6 Grundlegende Kriterien für probabilistische Sicherheitsanalysen

6 (1) Die grundlegenden Methoden und Randbedingungen zur Erstellung von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) sowie die Anforderungen an die Dokumentation sind im „Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalysen“ beschrieben.

6 (2) Probabilistische Sicherheitsanalysen werden unter Beteiligung von sachkundigem Personal des Genehmigungsinhabers erstellt.

6 (3) Der jeweils erforderliche Umfang und Detaillierungsgrad sowie der Umfang der Dokumentation der Ergebnisse einer PSA zur Bewertung von sicherheitstechnisch wichtigen Auswirkungen von Anlagenänderungen (an Maßnahmen, Einrichtungen oder der Betriebsweise) ist anlassbezogen.

6 (4) Probabilistische Sicherheitsanalysen, die für Bewertungen gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), der Nummer 5 (11a) und

5 (11b) herangezogen werden, verwenden aktuelle Methoden, Modelle und Daten. Die Aktualität der PSA berücksichtigt insbesondere folgende Aspekte:

- sicherheitstechnisch wichtige Änderungen an Maßnahmen, Einrichtungen oder der Betriebsweise, die in der Anlage durchgeführt wurden,
- sicherheitsrelevante Ereignisse oder Effekte, die bekannt geworden sind und
- die anlagenspezifische Auswertung der Betriebserfahrung im Hinblick auf Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten oder Eintrittshäufigkeiten von auslösenden Ereignissen.

7 Grundlegende Kriterien für die Dokumentation

7 (1) Alle Unterlagen, die bei der Planung, der Errichtung und dem Betrieb einer Anlage für das Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren verwendet werden (Sicherheitsdokumentation), sind systematisch und nachvollziehbar dokumentiert. Der Detaillierungsgrad der Dokumentation ist an die sicherheitstechnische Bedeutung des Inhalts der Dokumente angepasst.

7 (2) Die Dokumentation genügt folgenden Kriterien:

- Anwendung eines Freigabe-/ Genehmigungsverfahrens, das der Bedeutung des jeweiligen Dokuments angemessenen ist,
- eindeutige Kennzeichnung von Dokumenten,
- zeitnahe Aktualisierung von Dokumenten, insbesondere bei Änderungen an der Anlage,
- Kennzeichnung von Änderungen und des Überarbeitungsstatus von Dokumenten,
- Sicherstellung der Verfügbarkeit gültiger Dokumente an den jeweiligen Einsatzorten,
- zeitnahe Anpassung der zur Betriebsführung benötigten Dokumentation an den aktuellen Anlagenzustand und Bereitstellung im Bereich der Warte,
- Sicherstellung der Lesbarkeit und Erkennbarkeit,
- eindeutige und widerspruchsfreie Gestaltung sicherheitsrelevanter operativer Anweisungen,
- Kennzeichnung und Verteilung externer Dokumente an die jeweiligen Einsatzorte,
- Verhinderung der Verwendung veralteter oder nicht gültiger Dokumente.

7 (3) Bei den Arten der Dokumentation wird nach „Sicherheitsdokumentation“ und „Sonstiger Dokumentation“ unterschieden. Die Sicherheitsdokumentation wird nach festgelegten Regeln gepflegt und archiviert. Es sind Regelungen für Pflege und Archivierung der sonstigen Dokumentation getroffen.

7 (4) In einem Dokumentationssystem werden Festlegungen zu Dokumentenart, Dokumentation, Unterlagenpflege, Archivierung, Verantwortlichkeiten und Prüfung getroffen.

Detailkriterien für die Nachweisführung bei Kühlmittelverluststörfällen

A1 (1) Zum Nachweis der Wirksamkeit der Kernnotkühleinrichtungen werden experimentell abgesicherte rechnerisch- analytische Nachweise vorgelegt. Es wird entweder die Quantifizierung der Unsicherheiten der Analyseergebnisse nach dem Abschnitt 3.3 oder die abdeckende Nachweisführung nach dem Abschnitt 3.4 mit folgenden Annahmen vorgenommen.

1. Bei beiden Verfahren wird die ungünstigste Kombination unterstellt aus
 - a) Einzelfehler,
 - b) Ausfall infolge Instandhaltung,
 - c) Notstromfall,
 - d) Ausgangsleistung im Kern (bei Störfalleintritt wird von den ungünstigsten Werten ausgegangen, die im bestimmungsgemäßen Betrieb unter Berücksichtigung der Zustandsbegrenzungen hinsichtlich der integralen Leistung, der Stabileistung und der Leistungsdichteverteilung auftreten können),
 - e) Zykluszeitpunkt,
 - f) Bruchlage und
 - g) Bruchgröße und Bruchtyp.

H i n w e i s: Zu unterstellende Leckquerschnitte und Brüche sowie weitere Kriterien für die Randbedingungen der Nachweisführungen sind in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) aufgeführt.

2. Bei Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten nach dem Abschnitt 3.3 können bezüglich der anfänglichen Kernleistung Mess- und Kalibrierfehler statistisch berücksichtigt werden.
3. Bei Einsatz der abdeckenden Nachweisführung nach dem Abschnitt 3.4 wird zusätzlich zu den Vorgaben gemäß der Nummer A1 (1) 1 bezüglich der Ausgangsleistung im Kern der maximale Mess- und Kalibrierfehler angesetzt.
4. Bei der Analyse des Pumpenverhaltens während der Druckentlastungsphase und der Wiederauffüllphase werden mögliche Versperrungen freier Strömungsquerschnitte in der Druckführenden Umschließung durch beschädigte Anlagenteile berücksichtigt.
5. Der aus der eindimensionalen Druckentlastungsrechnung resultierende Massenstrom wird für die Heißstab-Temperaturberechnung unter Berücksichtigung thermohydraulisch bedingter Strömungsverteilungen und eventueller Kühlkanalverengungen um 20 % reduziert, solange keine dynamischen Berechnungen der Hüllrohrdehnungen vorgenommen werden.
6. Für die Ermittlung der Zulaufhöhe der Nachkühlpumpen wird nach Umschaltung auf Sumpfbetrieb mit Atmosphärendruck im Sicherheitsbehälter gerechnet.
7. Bei der Berechnung der zeitabhängigen Wasserhöhe im Reaktorgebäudesumpf werden insbesondere berücksichtigt:
 - a) die Volumenänderung des Primärkühlmittels bei Temperaturänderungen,
 - b) der Befüllungsgrad des Reaktorkühlsystems,
 - c) der Dampfgehalt in der Sicherheitsbehälteratmosphäre,
 - d) die Benetzung der Oberflächen im Sicherheitsbehälter,
 - e) Spritzwasser und Ansammlungen von Wasser, welches nicht oder nur verzögert in den Reaktorgebäudesumpf gelangt.
8. Beim Nachweis, dass die Kernkühlung sowohl kurz- als auch langfristig sichergestellt ist, werden berücksichtigt:
 - a) freigesetztes Isoliermaterial und weitere Materialien, die die mechanische Stabilität der im Reaktorgebäudesumpf angebrachten Sumpfsiebe und den kavitationsfreien Betrieb der Nachkühlpumpen für den Sumpfbetrieb sowie die Funktion weiterer für die Ereignisbeherrschung erforderlicher Einrichtungen beeinflussen können sowie
 - b) der Einfluss von freigesetztem Isoliermaterial und weiteren Materialien, die in den Kern eingetragen werden.

Den Nachweisen werden thermohydraulische Randbedingungen zu Grunde gelegt, die Leckgrößen einschließlich des doppelendigen Bruchs der Hauptkühlmittleitung abdecken.
9. Bei der Ermittlung der ausreichenden Herbeiführung und dauerhaften Aufrechterhaltung der Unterkritikalität wird beim DWR unterstellt, dass sich der sekundärseitige Inhalt eines Dampferzeugers mit dem Primärkühlmittel und dem durch die Notkühlung eingespeistem Kühlmittel vermischt.

A1 (2) Beim Nachweis, dass die Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter zu keinem Zeitpunkt während des Betriebes und nach Kühlmittelverluststörfällen lokal oder integral die Zündgrenze (4 % Wasserstoff in Luft) überschreitet, werden folgende Vorgaben berücksichtigt:

1. Wasserstoffquellen:
 - Radiolyse im Kern,
 - Radiolyse im Sumpf,
 - Radiolyse im Brennelementlagerbecken,
 - Metall-Wasser-Reaktion im Kern,
 - sonstige Metall-Wasser-Reaktionen.
2. Die Wasserstoffbildung wird für mindestens 100 Tage nach Störfalleintritt berechnet. Hierbei wird angenommen, dass der aus Metall-Wasser-Reaktionen stammende Wasserstoff sofort freigesetzt und näherungsweise homogen verteilt wird. Für den langfristig durch Radiolyse entstehenden Wasserstoff wird angenommen, dass dieser kontinuierlich mit bzw. aus dem Kühlmittel freigesetzt wird. Bei der Berechnung wird der Freisetzungsort berücksichtigt.
3. Als Nettoentstehungsrate für die Radiolyse im Reaktorkern und im Sumpf wird ein $G(\text{H}_2)$ -Wert von 0,44 Moleküle/100 eV angesetzt (dieser Wert stellt die experimentell abgesicherte obere Grenze der Bildungsrate für die zu erwartende wirksame Strahlung dar).
4. Wirksame Nachzerfallsleistung des Kerns:
 - a) Als Quelle der radiolytisch wirkenden Strahlung wird mindestens der der vorgesehenen Abbrandstrategie entsprechende Gleichgewichtskern am Zyklusende angenommen, wobei die Spaltstoff- und Spaltproduktzusammensetzung der im Kern befindlichen Brennelemente und die Aktivierungsprodukte berücksichtigt werden. Die Berechnung der Zeitfunktion der γ -Nachzerfallsleistung erfolgt gemäß der Nummer 3.2.4 (4).
 - b) Der im Kühlmittel absorbierte Anteil der γ -Nachzerfallsleistung wird als Zeitfunktion ermittelt. Sind für die Berechnung vereinfachende Annahmen erforderlich (z. B. Einteilung in Energiegruppen, Vereinfachung der Reaktorkern-Geometrie), so wird nachgewiesen, dass diese Annahmen zu konservativen Ergebnissen führen. Andernfalls wird ein zeitlich konstanter Wert von 10 % verwendet.
 - c) Eine Absorption von β -Strahlung im Kühlmittel muss wegen des Selbstabschirmungseffekts nicht berücksichtigt werden.
5. Bezüglich der wirksamen Nachzerfallsleistung im Sumpf werden für die in das Kühlmittel freigesetzten Spaltprodukte Werte entsprechend dem maximal zulässigen Brennstabschadensumfang angesetzt, sofern nicht durch eine Schadensumfangsanalyse ein niedrigerer Wert nachgewiesen ist.

Für die Radiolyseberechnung wird in Anlehnung an die Störfallberechnungsgrundlagen angenommen, dass sich von den freigesetzten Spaltprodukten folgende Anteile (bezogen auf das Inventar der defekten Brennstäbe) im Sumpfwasser befinden:

 - 6 % der Halogene, Alkalimetalle (90 % spontane Ablagerung im Sumpf der 1 % freigesetzten Halogene, Alkalimetalle und 5 % durch Auslaugung während des Sumpfbetriebs),
 - 0,5 % der spontanen Feststoffe (99 % Ablagerung im Sumpf der 0,01 % freigesetzten sonstigen Feststoffe und 0,5 % sonstige Feststoffe durch Auslaugung).

Ihre γ - und β - Strahlungsenergie wird zu 100 % vom Sumpfwasser absorbiert.
6. Bei der Berechnung der reagierenden Zirkonmenge im Reaktorkern wird der zeitliche und räumliche Temperaturverlauf den Ergebnissen der Kernnotkühlrechnungen entnommen.
7. Sonstige Metall-Wasser-Reaktionen werden dann nicht berücksichtigt, wenn nachgewiesen ist, dass sie keine nennenswerten Wasserstoffmengen freisetzen.

Detailkriterien zur Ermittlung von Differenzdrücken innerhalb des Sicherheitsbehälters

A2 (1) Bei der Ermittlung der Differenzdrücke innerhalb des Sicherheitsbehälters wird von folgenden Vorgaben ausgegangen (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4), in der Nummer 7.3.1 (3)):

1. Ausgangspunkt ist der Betriebszustand bei 100 % der spezifizierten Leistung.
2. Es werden gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3), Anhang 2 „Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung bzw. der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme“, die Nummer 2.1 (7) und 3 (9), Leckquerschnitte bis zu 2F in den Hauptkühlmittelleitungen zu Grunde gelegt.
3. Beim Einsatz von Mehrfachpunktmodellen wird eine ausreichend feine Nodalisierung gewählt (mindestens eine Zone für jeden betrachteten Raum).
4. Für die Freisetzung der gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) unter der Nummer 7.3.3 (1), (2), (3) definierten Energie- und Masseinhalte werden die maximal möglichen Freisetzungsraten zu Beginn des Ausströmvorganges angesetzt.
5. Für jeden Raum wird die ungünstigste Bruchsituation erfasst.
6. Die Wärmeabgabe an die Strukturen wird konservativ ermittelt. Bei Verwendung experimentell abgesicherter Wärmeübergangsbeziehungen werden die unteren Werte des vorhandenen Unsicherheitsbandes berücksichtigt.
7. Die beim Überströmvorgang zwischen den Räumen auftretenden Strömungswiderstände werden in realistischer Weise erfasst, jedoch für den Bruchraum konservativ angesetzt. Die getroffenen Annahmen sind experimentell abgesichert.
8. Werden bei der Berechnung der Wassertransport- und Wasserabscheidevorgänge Rechenmodelle verwendet, die eine Erfassung durch empirische Konstanten vornehmen, so sind diese Konstanten konservativ für das Differenzdruckverhalten festgelegt.
9. Annahmen, die nicht durch Experimente abgesichert sind, werden konservativ getroffen.
10. Der Sicherheitszuschlag auf die so berechneten maximal auftretenden Differenzdrücke beträgt mindestens 15 %. Für den Differenzdruck wird ein Wert von mindestens 104 Pa angenommen.

Detailkriterien zur Ermittlung von Strahl- und Reaktionskräften bei Lecks an druckführenden Systemen innerhalb des Sicherheitsbehälters

A3 (1) Bei der Ermittlung von Einwirkungen durch Strahl- und Reaktionskräfte sowie Bruchstücke an druckführenden Systemen innerhalb des Sicherheitsbehälters gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4), dem Abschnitt 2 und 3 wird bei der Berechnung von folgenden Vorgaben ausgegangen (siehe Modul 4, in der Nummer 7.3.1 (3)):

1. Ausgangspunkt ist der Betriebszustand bei 100 % der spezifizierten Leistung.
2. Für die Auswahl und Größe von Lecks gelten die Annahmen gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3), Anhang 2 „Unterstellte Leckquerschnitte und Brüche in der Druckführenden Umschließung bzw. der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme“. Für diese Lecks wird statische Ausströmung für verschiedene Bruchlagen unterstellt.
3. Freistrahlausbreitung und Rückwirkung auf im Wege liegende Strukturen werden erfasst.
4. Es wird die jeweils ungünstigste Bruchlage gewählt.
5. Zur Berechnung der Reaktionskräfte der Rohrleitungen werden entsprechende Rechenmodelle bzw. experimentell abgesicherte Beziehungen angewendet.
6. Für die Belastung der sicherheitstechnisch wesentlichen Anlagenteile durch Strahlkräfte und durch die von den Strahlkräften gelösten und beschleunigten Strukturteile ist ein Sicherheitszuschlag von 15 % zu Grunde zu legen.

G

MODUL 7

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz"**

Inhaltsübersicht

0 Zielsetzung und Geltungsbereich

1 Allgemeine Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz

2 Bei der Planung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes berücksichtigte Anlagenzustände, Ereignisabläufe und Phänomene

3 Kriterien für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

3.1 Kriterien für Einrichtungen, die im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes genutzt werden

3.2 Kriterien für schriftliche Anweisungen, die im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes genutzt werden

3.3 Kriterien für Informationsbereitstellung, Energieversorgung und Kommunikation

4 Umfang und Kriterien der Nachweisführung

4.1 Präventive Notfallmaßnahmen

4.2 Mitigative Notfallmaßnahmen

5 Kriterien für die personellen und organisatorischen Voraussetzungen für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

5.1 Kriterien für die Notfallorganisation

5.2 Schulung und Übung

0 Zielsetzung und Geltungsbereich

Dieser Regeltext enthält grundlegende Kriterien für die Planung, an die Einrichtungen, an die Nachweisführung sowie an die personellen und organisatorischen Voraussetzungen des anlageninternen Notfallschutzes.

1 Allgemeine Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz

1 (1) Zielsetzung der präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ist es, bei Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen die langfristige Einhaltung der Schutzziele zu erreichen (siehe auch: „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ [Modul 1] in der Nummer 2.3 (3)).

Zielsetzung der mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ist es, bei Unfällen mit schweren Kernschäden die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich zu erhalten, die radioaktiven Stoffe soweit wie möglich zurückzuhalten und einen langfristig kontrollierbaren Zustand zu erreichen (siehe auch: „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ [Modul 1] in der Nummer 2.3 (4)).

1 (2) Die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes orientieren sich an den vom Anlagenkonzept gegebenen Möglichkeiten (siehe auch: „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ [Modul 1] in der Nummer 3.1 (11)). Die Vorsorge ist anlagenspezifisch festgelegt.

Der anlageninterne Notfallschutz stützt sich auf eigens dafür vorgesehene Maßnahmen und Einrichtungen, inklusive nicht fest installierter (mobiler) Einrichtungen, und erforderliche Eingriffe in leittechnische Einrichtungen, wie z. B. in das Reaktorschutzsystem, sowie auf die flexible Nutzung verfügbarer Sicherheits- und Betriebssysteme und der Notstandseinrichtungen ab.

Beim Einsatz von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes haben diese Vorrang vor konkurrierenden Aktionen des Reaktorschutzsystems, des Komponentenschutzes und der Verriegelungen.

1 (3) Die Auswahl der im Anforderungsfall anzuwendenden Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes erfolgt zustandsorientiert.

Ziel der Planung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ist es, mit einer begrenzten Anzahl von Maßnahmen ein breites Spektrum von auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen und Phänomenen bei Unfällen mit schweren Kernschäden abzudecken.

Dabei sind die Ereignisabläufe, die nach den Ergebnissen probabilistischer Sicherheitsanalysen einen dominierenden Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit liefern und insbesondere diejenigen, die zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen, berücksichtigt.

1 (4) Der anlageninterne Notfallschutz basiert auf Notfallstrategien und umfasst Notfallmaßnahmen sowie Handlungsempfehlungen:

- Notfallstrategien sind schriftliche Anweisungen zum Einsatz von präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen.
Die präventiven Notfallstrategien beschreiben den Einsatz von Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen zur Wiederherstellung und langfristigen Sicherstellung der Schutzziele-Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente, Einschluss der radioaktiven Stoffe.
- Präventive und mitigative Notfallmaßnahmen umfassen spezielle vorgeplante, anlageninterne Maßnahmen u n d / o d e r Einrichtungen.
- Handlungsempfehlungen beschreiben generische Vorgehensweisen die zum Einsatz kommen können, wenn für Ereignisabläufe bzw. Anlagenzustände keine Notfallmaßnahmen vorgeplant wurden oder Notfallmaßnahmen nicht wie geplant wirksam sind.

Mögliche positive und negative Konsequenzen aus der Durchführung von Handlungsempfehlungen werden aufgezeigt.

H i n w e i s: Zu radiologischen Kriterien siehe: „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den Strahlenschutz“ (Modul 9).

2 Bei der Planung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes berücksichtigte Anlagenzustände, Ereignisabläufe und Phänomene

2 (1) Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind so geplant, dass sie für ein breites Spektrum von auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen und Phänomenen bei Unfällen mit schweren Kernschäden wirksam sind.

2 (2) Der Planung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes liegen repräsentative Ereignisabläufe gemäß der Nummer 2 (4) und daraus abgeleitete Anlagenzustände zugrunde.

Zur Ermittlung der repräsentativen Ereignisabläufe werden im Rahmen einer Gesamtbetrachtung die Ergebnisse aus deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanalysen, Betriebserfahrungen sowie Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung und internationale Empfehlungen herangezogen.

2 (3) Für die abgeleiteten Anlagenzustände sind Kriterien für die Auswahl, die Vorbereitung, die Durchführung und die Kontrolle der Wirksamkeit der jeweils geeigneten Notfallstrategien definiert.

2 (4) Die der Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zugrunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe umfassen Ereignisse aus den folgenden Ereignisgruppen (siehe auch: „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ [Modul 1] in der Nummer 4.3 (1)):

- Transienten,
- Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Sicherheitsbehälters infolge von Lecks am Reaktor-kühlkreislauf mit einer offenen Ausströmfläche $\leq 0,1F$ (F: offene Querschnittfläche der Hauptkühlmittelleitung),
- Kühlmittelverluststörfälle mit Umgehung des Sicherheitsbehälters,
 1. bei DWR-Anlagen infolge von nicht absperrbaren Lecks in Anschlussleitungen am Reaktor-kühlkreislauf,
 2. bei DWR-Anlagen infolge von Dampferzeugerheizrohrversagen mit nicht durchführbarer Isolation gegenüber der Umgebung,
 3. bei SWR-Anlagen infolge von nicht absperrbaren Lecks in Anschlussleitungen am Reaktor-kühlkreislauf und infolge von nicht absperrbaren Lecks an der Kondensationskammer.

Die Wirksamkeit und Durchführbarkeit der präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes wird für die repräsentativen Ereignisabläufe überprüft.

H i n w e i s: Zur Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes wird der vollständige Ausfall jeweils einer der zur Beherrschung der Ereignisse erforderlichen Sicherheitsfunktionen sowie zum anderen der Ausfall jeweils einer der erforderlichen Versorgungsfunktionen getrennt analysiert. Darauf basierend werden die repräsentativen Ereignisabläufe ermittelt, die der Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zugrunde gelegt werden.

2 (5) Für die Planung von mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes wird ein Spektrum von Ereignisabläufen zugrunde gelegt, das die für den betreffenden Anlagentyp relevanten Phänomene bei Unfällen mit schweren Kernschäden berücksichtigt. Dabei werden Unfallabläufe mit Gefährdung der Integrität des Reaktordruckbehälters, Unfallabläufe mit Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters und Unfallabläufe mit Umgehung des Sicherheitsbehälters betrachtet.

2 (6) Für die Planung von präventiven und mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Wiederherstellung und dem Erhalt der Kühlung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken werden insbesondere Ereignisabläufe mit:

- vollständigem Ausfall der Brennelementlagerbeckenkühlung sowie
 - Kühlmittelverlust aus dem Brennelementlagerbecken mit Unterschreitung des zur Kühlung erforderlichen Mindestfüllstands
- zu Grunde gelegt.

2 (7) Bei der Planung von präventiven und mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes werden die Betriebsphasen im Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb berücksichtigt.

3 Kriterien für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

3.1 Kriterien für Einrichtungen, die im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes genutzt werden

3.1 (1) Zur Wiederherstellung oder zum Ersatz erforderlicher Sicherheitsfunktionen sind mindestens die nachfolgend genannten präventiven Notfallmaßnahmen implementiert:

- a) in DWR-Anlagen:
 - Bespeisung der Dampferzeuger nach sekundärseitiger Druckentlastung,
 - Bespeisung des Reaktorkühlkreislaufes nach primärseitiger Druckentlastung,
 - Bespeisung des Reaktorkühlkreislaufes durch Hochdruckeinspeisung im Sumpfbetrieb,
- b) in SWR-Anlagen:
 - Bespeisung des Reaktorkühlkreislaufes mit autarkem Einspeisesystem,
 - Bespeisung des Reaktordruckbehälters mittels mobiler Einrichtungen,
 - diversitäre Druckbegrenzung des Reaktordruckbehälters,
- c) in DWR- und SWR-Anlagen:
 - gesicherter Gebäudeabschluss,
 - Vorkehrungen zur Sicherstellung der elektrischen Energieversorgung.

3.1 (2) Zielsetzungen der mitigativen Notfallmaßnahmen sind mindestens:

- Vermeidung des Hochdruckversagens des Reaktordruckbehälters,
- Vermeidung des Überdruckversagens des Sicherheitsbehälters infolge eines stetigen Druckanstieges und Begrenzung der Freisetzung (gefilterte Druckentlastung),
- Vermeidung von Verbrennungsvorgängen von Gasen (H₂, CO), die die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden,
- Sicherstellung des Gebäudeabschlusses,
- Vorkehrungen zur Sicherstellung der elektrischen Energieversorgung,
- Probenahme zur Diagnose des Zustands im Sicherheitsbehälters,
- Sicherstellung der Arbeitsfähigkeit des erforderlichen Personals.

3.1 (3) Die für Notfallmaßnahmen vorgesehenen Einrichtungen sind so konzipiert, dass die zu erwartenden Belastungen abgetragen und die verfahrenstechnischen Kriterien erfüllt werden.

3.1 (4) Die im Rahmen von Handlungsempfehlungen in Betracht gezogenen Einrichtungen dürfen auch außerhalb ihres Auslegungsbereiches eingesetzt werden, wenn damit das Erreichen der Ziele möglich erscheint.

3.1 (5) Die für Notfallmaßnahmen vorgesehenen Einrichtungen beeinträchtigen weder den bestimmungsgemäßen Betrieb noch den auslegungsgemäßen Einsatz von Sicherheitseinrichtungen. Die Verträglichkeit mit dem Sicherheitskonzept ist gewährleistet.

3.1 (6) Bei Mehrblockanlagen können im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes auch verfügbare Einrichtungen der jeweils anderen Blöcke verwendet werden, sofern dadurch die Sicherheit der anderen Blöcke nicht beeinträchtigt wird.

3.1 (7) Für die für Notfallmaßnahmen vorgesehenen Einrichtungen bestehen keine Vorgaben zur Anwendung der Grundsätze der Redundanz, Diversität, Entmaschung und räumlichen Trennung. (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ [Modul 1] in der Nummer 3.1 (3)).

Es sind Einrichtungen zur Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs vorhanden, mit denen Notfallmaßnahmen zur Druckentlastung mit hoher Zuverlässigkeit durchgeführt werden können (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ [Modul 1] in der Nummer 3.4 (5)).

3.1 (8) Die für den Einsatz von Notfallmaßnahmen erforderlichen Versorgungsfunktionen und Handhabungseinrichtungen sind verfügbar.

3.1 (9) Die Funktionsfähigkeit der für Notfallmaßnahmen vorgesehenen Einrichtungen wird durch Wartung und wiederkehrende Prüfungen sichergestellt.

3.1 (10) Die für Notfallmaßnahmen vorgesehenen Einrichtungen sind so gestaltet, dass sie unter den besonderen Bedingungen der Notfallsituation einfach handhabbar sind.

3.1 (11) Die für die Vorbereitung und Durchführung der geplanten Notfallmaßnahmen zur Verfügung stehenden Zeiten sind größer als die dafür erforderlichen Zeiten. Sie sind möglichst so bemessen, dass die Notfallmaßnahme erforderlichenfalls wiederholt werden kann. Wenn die verfügbaren Zeiten zu gering sind, werden Automatisierungen herangezogen.

Die erforderlichen und die verfügbaren Zeiten sind für die bei der Planung zu Grunde gelegten Ereignisabläufe ausgewiesen.

3.1 (12) Bei der Planung von vor Ort durchzuführenden Handmaßnahmen sind die im Einsatzfall zu erwartenden Umgebungsbedingungen berücksichtigt.

3.1 (13) Maßnahmen zur Reparatur von Einrichtungen und zur Wiederherstellung ausgefallener Sicherheitsfunktionen können bei der Planung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes berücksichtigt werden.

3.2 Kriterien für schriftliche Anweisungen, die im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes genutzt werden

3.2 (1) Notfallstrategien, Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen sind im Notfallhandbuch schriftlich niedergelegt (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ [Modul 1] Abschnitt 5).

3.2 (2) Die Kriterien für den Einstieg in das Notfallhandbuch sind festgelegt.

Es sind Kriterien festgelegt, anhand derer festgestellt werden kann, ob die langfristige Einhaltung der Schutzziele gewährleistet bzw. ein langfristig kontrollierbarer Anlagenzustand erreicht ist.

3.2 (3) Die Gestaltung des Notfallhandbuchs erfolgt nach ergonomischen Aspekten unter Beachtung der besonderen Arbeitsbelastung des Personals während der Notfallsituation.

3.2 (4) In den Handlungsempfehlungen sind zur Bewertung des Anlagenzustands Kriterien enthalten, die mit der vorhandenen Instrumentierung feststellbar sind. Ist dies nicht möglich, enthält die Handlungsanweisung Hinweise auf sonstige Quellen zur Information über den Anlagenzustand.

Positive und negative Konsequenzen der in Frage kommenden Maßnahmen sind hinsichtlich ihrer Wirkung gegenübergestellt. Dabei werden auch langfristige Wirkungen berücksichtigt. Zur erfolgreichen Umsetzung vorbereiteter Handlungsempfehlungen sind soweit erforderlich Entscheidungshilfen entwickelt.

Entscheidungshilfen sind ergänzende Unterlagen, die zur Unterstützung der Anwendung der Handlungsempfehlungen herangezogen werden können.

3.3 Kriterien für Informationsbereitstellung, Energieversorgung und Kommunikation

3.3 (1) Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes werden - soweit dies technisch möglich ist - von der Warte aus eingeleitet und durchgeführt.

3.3 (2) Informationen über den Anlagenzustand und die radiologische Situation in der Anlage sowie über die Freisetzungsmenge und die Ausbreitungsbedingungen in der Umgebung liegen in der Warte und soweit erforderlich im Krisenstabsraum vor.

Die Instrumentierung erlaubt das Erkennen der Anlagenzustände sowie die Vorbereitung, Durchführung und Kontrolle der Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen.

3.3 (3) Es sind die notwendigen Vorkehrungen getroffen, um den Zugang und einen längeren Aufenthalt des Einsatzpersonals im Notfall an den für die Vorbereitung, Durchführung und Überwachung der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorgesehenen Stellen zu gewährleisten.

3.3 (4) Zur Gewährleistung einer effektiven Arbeit des Krisenstabs werden jederzeit geeignet ausgestattete und mit Energie versorgte Räume vorgehalten.

Es ist sichergestellt, dass für den Krisenstab vorgesehene Räume unter den zu erwartenden Bedingungen zugänglich sind und genutzt werden können.

3.3 (5) Bei Ausfall der elektrischen Energieversorgung des Kernkraftwerks einschließlich der Notstromerzeugungsanlagen (station blackout) ist die für die Durchführung der Notfallmaßnahmen notwendige Energieversorgung vorhanden (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ [Modul 1] Abschnitt 3.9).

Zur langfristigen Stützung einer Energieversorgung, z. B. für das Aufladen der Batterien oder die Versorgung einzelner Verbraucher, werden Anschlussmöglichkeiten für externe mobile Einrichtungen vorgesehen.

3.3 (6) Durch die Einrichtungen zur Probenahme aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre und zur Kühlmittelprobenahme werden Informationen über die in den Sicherheitsbehälter freigesetzten radioaktiven Stoffe bzw. über die im weiteren Ablauf zu erwartenden Ausbreitungsprozesse von radioaktiven Stoffen bereitgestellt.

Diese Informationen stehen dem Krisenstab zur Verfügung.

3.3 (7) Es sind geeignete Alarmierungseinrichtungen und Kommunikationsmittel vorhanden, durch die allen in der Anlage anwesenden Personen von mindestens einer zentralen Stelle aus Verhaltensanweisungen gegeben werden können.

3.3 (8) Zur Durchführung der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sowie zur Kommunikation innerhalb des Kernkraftwerkes sind geeignete Kommunikationseinrichtungen vorgesehen.

Für die Kommunikation zu externen Stellen, z. B. Behörden, Fachberater oder Hilfsorganisationen, sind technisch geeignete und unter den zu erwartenden Bedingungen funktionsfähige Kommunikationseinrichtungen vorgesehen.

4 Umfang und Kriterien der Nachweisführung

4 (1) Die Wirksamkeit der präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen ist für die zu Grunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe durch geeignete Methoden nachgewiesen.

4 (2) Bei Vorliegen neuer Erkenntnisse und Änderungen der Anlage oder ihres Betriebs, werden die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes überprüft und gegebenenfalls aktualisiert oder ergänzt.

4 (3) Die Verträglichkeit der präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen mit dem vorhandenen Sicherheitskonzept gemäß der Nummer 3.1 (5) ist nachgewiesen.

4 (4) Die Durchführbarkeit der Notfallmaßnahmen wird, z. B. durch Übungen an Anlagensimulatoren oder Notfallübungen, aufgezeigt und dokumentiert.

4 (5) Die prinzipielle Eignung von Handlungsempfehlungen zur Erreichung der Schutzziele ist aufgezeigt.

4.1 Präventive Notfallmaßnahmen

4.1 (1) Werden für den Wirksamkeitsnachweis der präventiven Notfallmaßnahmen deterministische Analysen eingesetzt, so können diese mit realistischen Modellen und realistischen Anfangs- und Randbedingungen für die zu Grunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe durchgeführt werden.

Es werden Methoden verwendet, die für die zu betrachtenden Ereignisse und Ereignisabläufe validiert sind.

4.1 (2) Beim Wirksamkeitsnachweis werden Unsicherheiten des Analyseergebnisses in Bezug auf das Nachweisziel bewertet (siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation“ [Modul 6] in der Nummer 3 (2) Buchstabe e.

4.1 (3) Die Wirksamkeit der präventiven Notfallmaßnahmen bei „Transienten“ und bei „Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters infolge von Lecks am Reaktorkühlkreislauf mit einer offenen Ausströmfläche $\leq 0,1F$ (F: offene Querschnittfläche der Hauptkühlmittelleitung)“ ist nachgewiesen, wenn in Analysen für den Heißstab gezeigt wird, dass langfristig folgende Kriterien erfüllt sind:

- Maximale Hüllrohrtemperatur $< 1200^{\circ}\text{C}$ und
- Hüllrohroxidationstiefe (äquivalenter Anteil der durch Oxidation verbrauchten Hüllrohrwand) $< 17\%$.

Bei Notfallmaßnahmen für „Kühlmittelverluststörfälle mit Umgehung des Sicherheitsbehälters“ gemäß der Nummer 2 (4) wird in Analysen für die zu Grunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe gezeigt, dass während des Ereignisablaufs keine Belastungen auftreten, die zu weiteren ereignisbedingten Hüllrohrschäden führen.

4.1 (4) Die Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen zur Kühlung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken ist für die zu Grunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe nachgewiesen, wenn die Bedeckung der Brennelemente mit Kühlmittel gegeben ist.

4.1 (5) Die Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen zur Aufrechterhaltung oder Wiederherstellung der erforderlichen Unterkritikalität der Brennelemente im Reaktorkern sowie der Brennelemente im Brennelementlagerbecken ist für die zu Grunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe nachgewiesen, wenn eine dauerhafte Aufrechterhaltung einer Unterkritikalität von $k_{\text{eff}} < 0,999$ gegeben ist.

4.1 (6) Für die zu Grunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe ist nachgewiesen, dass die bei der Durchführung der Notfallmaßnahmen auftretenden Belastungen die Integrität der letzten noch zu erhaltenden Barriere bzw. die Wirksamkeit der Rückhaltefunktion nicht gefährden.

4.2 Mitigative Notfallmaßnahmen

4.2 (1) Werden für den Wirksamkeitsnachweis von mitigativen Notfallmaßnahmen deterministische Analysen eingesetzt, so können diese mit realistischen Modellen, realistischen Annahmen und Randbedingungen für die zugrunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe durchgeführt werden.

Berechnungsverfahren zur Analyse der Wirksamkeit von mitigativen Notfallmaßnahmen sind für den jeweiligen Anwendungsbereich validiert (siehe auch: „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation“ [Modul 6] in der Nummer 3.1.1 (2)).

4.2 (2) Die Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen zur Vermeidung des Hochdruckversagens des Reaktordruckbehälters durch eine Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufes ist nachgewiesen, wenn der Druck für die zugrunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe durch geeignete Maßnahmen rechtzeitig soweit abgesenkt wird, dass eine Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters verhindert wird.

4.2 (3) Die Wirksamkeit der Notfallmaßnahme der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters ist nachgewiesen, wenn für die zu Grunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe und Phänomene gezeigt wird, dass der Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters nicht überschritten wird und eine wirksame Druckentlastung möglich ist. Es ist nachgewiesen, dass es als Folge der gefilterten Druckentlastung nicht zu einem Unterdruckversagen des Sicherheitsbehälters kommen kann. Es wird gezeigt, dass durch den Einsatz geeigneter Filtersysteme die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung soweit wie möglich begrenzt wird.

Es wird gezeigt, dass die vorgesehenen Einrichtungen so konzipiert sind, dass Verbrennungsvorgänge von Gasen (H_2 , CO) innerhalb des Systems bis zum Austritt in die Umgebung unterbunden werden.

Bei SWR-Anlagen ist die Entlastungsleitung in den Gasraum der Kondensationskammer eingebunden.

4.2 (4) Die Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen zum Abbau von Wasserstoff und zur Vermeidung von Verbrennungsvorgängen von Gasen (H_2 , CO), die die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden, ist für die zugrunde gelegten repräsentativen Ereignisabläufe und Phänomene nachgewiesen, wenn gezeigt wird,

- dass Verbrennungsvorgänge von Gasen (H_2 , CO) generell unterbunden werden oder dass Verbrennungsvorgänge von Gasen (H_2 , CO), die zu Belastungen führen, die ein Versagen des Sicherheitsbehälters verursachen, vermieden werden und
- dass zum Zeitpunkt der Einleitung einer gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters im Bereich der Einbindung der Druckentlastungsleitung in den Sicherheitsbehälter, d. h. in der Entlastungsleitung bis zur ersten inneren Absperrarmatur, keine zündfähigen Gasgemische vorliegen.

5 Kriterien für die personellen und organisatorischen Voraussetzungen für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

5.1 Kriterien für die Notfallorganisation

5.1 (1) Personelle und organisatorische Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage ergänzen die technischen Vorkehrungen zur Verhinderung schwerer Kernschäden bei Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen sowie zur Begrenzung der Auswirkungen bei Unfällen mit schweren Kernschäden.

5.1 (2) Vorgaben an die Notfallorganisation innerhalb der Anlage sind in schriftlichen Anweisungen niedergelegt. Es sind unter anderem Zuständigkeiten, Entscheidungsbefugnisse sowie Kriterien für Maßnahmen innerhalb der Anlage, zur Einberufung des anlageninternen Krisenstabes und zur Alarmierung der Katastrophenschutzbehörden geregelt.

Weiterhin sind Vorgaben für Maßnahmen des Einsatzpersonals des Genehmigungsinhabers zur Information und Unterstützung der Behörden, insbesondere der Katastrophenschutzbehörden aufgeführt.

5.1 (3) Die anlageninterne Notfallorganisation umfasst den anlageninternen Krisenstab und das für die Durchführung der Maßnahmen erforderliche Schicht- und Einsatzpersonal des Genehmigungsinhabers sowie die Verbindungspersonen zu externen Stellen.

5.1 (4) Die Arbeitsfähigkeit des Krisenstabs und des Einsatzpersonals des Genehmigungsinhabers ist innerhalb einer angemessenen Zeitspanne nach seiner Einberufung sichergestellt, damit die erforderlichen Maßnahmen vorbereitet und durchgeführt werden können. Als Richtwert gilt eine Zeitspanne von einer Stunde nach Alarmierung.

5.1 (5) Präventive Notfallmaßnahmen werden bis zum Erreichen der Arbeitsfähigkeit des Krisenstabs in der Verantwortung des Schichtleiters durchgeführt.

5.1 (6) Für den Fall, dass vor Erreichen der Arbeitsfähigkeit des Krisenstabs in Verantwortung des Schichtleiters Handlungsempfehlungen oder mitigative Notfallmaßnahmen erforderlich werden, ist die Vorgehensweise geregelt.

5.2 Schulung und Übung

5.2 (1) Eine auf die Bewältigung von Notfallsituationen ausgerichtete Qualifikation und gezielte Aus- und Weiterbildung des Personals wird für den jeweiligen Aufgabenbereich sichergestellt.

5.2 (2) Der Umfang der Schulungen und das in die Schulungen sowie in die Übungen einzubeziehende Personal sind festgelegt.

5.2 (3) Die Programme zur Aus- und Weiterbildung des Personals werden unter Berücksichtigung des aktuellen Anlagenzustands und von Erfahrungen der eigenen und anderer Anlagen systematisch überprüft und überarbeitet.

5.2 (4) Zum Erhalt der Kenntnisse und Fähigkeiten des Personals und zur Erprobung der organisatorischen Abläufe werden die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes mindestens einmal jährlich auf der Anlage geübt.

Dabei werden die Einberufung des anlageninternen Krisenstabs sowie das Zusammenwirken des erforderlichen Einsatzpersonals und der unterstützenden Organisationen mit dem anlageninternen Krisenstab überprüft.

5.2 (5) Die bei Notfällen betroffenen Behörden werden in angemessenem Umfang an den Notfallübungen beteiligt.

5.2 (6) Den Notfallübungen sind Szenarien zu Grunde gelegt, die das Verhalten der Anlage bei Ereignisabläufen bis einschließlich Unfällen mit schweren Kernschäden angemessen berücksichtigen.

Die Szenarien und der Ablauf der Übungen sind im Detail geplant.

Die Notfallübungen sind realitätsnah gestaltet. Dabei werden - soweit möglich und zweckmäßig - auch Simulatoren verwendet.

Die Übungsdauer wird so bemessen, dass sie dem gewählten Szenarium angemessen ist.

5.2 (7) Die durchgeführten Notfallübungen werden ausgewertet und in einen systematischen Erfahrungsrückfluss aufgenommen.

Der Verlauf der Notfallübungen und die Ergebnisse der Auswertung werden dokumentiert.

H

MODUL 8

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für das Management der Sicherheit"**

Inhaltsübersicht

1 Geltungsbereich

2 Ziele und Grundlagen des Managements der Sicherheit (Sicherheitsmanagement)

3 Sicherheitsrelevante Kriterien für das Managementsystem

- 3.1 Übergeordnete sicherheitsrelevante Kriterien für das Managementsystem
 - 3.2 Sicherheitspolitik und Sicherheitsziele
 - 3.3 Prüfung der Wirksamkeit des Sicherheitsmanagements
 - 3.4 Dokumentation des Managementsystems
 - 3.5 Verantwortung der Unternehmensführung
 - 3.6 Verantwortung des Leiters der Anlage
 - 3.7 Ressourcenbereitstellung
 - 3.8 Aufbauorganisation
 - 3.9 Ablauforganisation
 - 3.10 Dokumentation der Ressourcen und des Betriebs

4 Kriterien für sicherheitsrelevante Tätigkeiten und Prozesse

- 4.1 Allgemeine Kriterien für sicherheitsrelevante Tätigkeiten und Prozesse
 - 4.2 Kommunikation
 - 4.3 Sicherheitsrelevante Änderungen
 - 4.4 Zusammenarbeit mit externen Organisationen
 - 4.5 Erfahrungsrückfluss

1 Geltungsbereich

Die nachfolgenden Kriterien gelten für das Sicherheitsmanagement des Genehmigungsinhabers und das seiner Realisierung dienende integrierte Managementsystem.

Die folgenden sicherheitsrelevanten Kriterien für das Managementsystem gelten für die Organisationseinheiten des Kernkraftwerks und alle anderen Organisationseinheiten des entsprechenden Unternehmens, die auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Einfluss haben können, unabhängig von der Organisationsstruktur des Unternehmens.

2 Ziele und Grundlagen des Managements der Sicherheit (Sicherheitsmanagement)

2.1 Die vorrangige Verantwortung für die Sicherheit liegt beim Genehmigungsinhaber. Der Genehmigungsinhaber beachtet die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke. Er veranlasst die Entwicklung, Einführung, Umsetzung und Überprüfung eines Sicherheitsmanagements. Der Genehmigungsinhaber sorgt dafür, dass ausreichende Ressourcen zur Verfügung stehen.

2.2 Der sichere Betrieb von Kernkraftwerken erfordert ein Sicherheitsmanagement, das die Ziele und Aktivitäten zur sicherheitsgerichteten Planung, Organisation, Leitung und Kontrolle umfasst. Das Sicherheitsmanagement erstreckt sich auf die Gesamtheit der zum sicheren Betrieb erforderlichen Tätigkeiten und Prozesse.

2.3 Die Zielsetzungen des Sicherheitsmanagements sind

- die Gewährleistung und stetige Verbesserung der Sicherheit sowie
- die Förderung der Sicherheitskultur

in einem lernenden System.

Die Anforderungen, die an ein Kernkraftwerk gestellt werden und die sich aus Gesetzen, Verordnungen, Regeln und Richtlinien z. B. zur Sicherheit, zum Umweltschutz, zum Arbeitsschutz, zur Qualität, zu Finanzen ergeben, werden in einem Managementsystem integriert.

Sämtliche Ziele und Anforderungen die aus anderen Zielen des Unternehmens erwachsen (zum Beispiel zur Qualität, Arbeitssicherheit, Umwelt oder Wirtschaftlichkeit) stehen im Einklang mit den Zielen und Anforderungen des Sicherheitsmanagements. Alle Ziele und Anforderungen sind in nachvollziehbarer und transparenter Weise unter Beachtung der Priorität der Sicherheit abgeglichen, gewichtet und eindeutig festgelegt.

H i n w e i s: Im internationalen Regelwerk wird die Einführung eines integrierten Managementsystems zur Gewährleistung des sicheren Betriebs der Anlage gefordert. Nur so lassen sich die Anforderungen, die an die Anlage gestellt werden, wie z. B. zu Sicherheit, Umweltschutz, Arbeitsschutz und Qualität systematisch berücksichtigen. Resultierende Zielkonflikte sind dann auf Prozessebene zu lösen. In den folgenden Abschnitten werden nur die Anforderungen an ein Managementsystem beschrieben, die sich aus dem Aspekt „Gewährleistung der Sicherheit“ ergeben. Wenn Zielkonflikte zu lösen sind, wird dies im Folgenden gesondert dargestellt.

2.4 Die Realisierung des Sicherheitsmanagements erfordert ein Managementsystem, das die Festlegungen, Regelungen und Hilfsmittel zur Planung, Durchführung, Überprüfung und stetigen Verbesserung aller Tätigkeiten und Prozesse, die auf die Sicherheit der Anlage Einfluss haben können, konsistent beschreibt und zusammenfasst. Es sind für den sicheren Betrieb eine geeignete Aufbauorganisation, eine geeignete Ablauforganisation und die notwendigen Ressourcen vorhanden.

3 Sicherheitsrelevante Kriterien für das Managementsystem

3.1 Übergeordnete sicherheitsrelevante Kriterien für das Managementsystem

3.1 (1) Das Managementsystem fördert die Sicherheitskultur insbesondere durch stetiges Lernen und einen offenen Informationsaustausch in Sicherheitsfragen innerhalb des Unternehmens und über alle Hierarchieebenen hinweg. Es trägt zur stetigen Verbesserung der Sicherheit und des Sicherheitsbewusstseins der Mitarbeiter bei.

3.1 (2) Das Managementsystem ist geeignet, frühzeitig Hinweise auf mögliche Beeinträchtigungen der Sicherheit zu geben.

3.1 (3) Das Managementsystem ist prozessorientiert aufgebaut. Im Managementsystem wird der geschlossene Managementzyklus auf alle sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse angewandt. Der geschlossene Managementzyklus umfasst die Phasen Planen, Durchführen, Überprüfen und Verbessern (auch PDCA-Zyklus genannt, für „Plan-Do-Check-Act“).

3.1 (4) Die Entwicklung, Umsetzung, Überprüfung und Verbesserung des Managementsystems ist ein eigenständiger Prozess. Er erfolgt unter Berücksichtigung von Abgrenzungen und Überschneidungen, des Zusammenspiels und der möglichen Wechselwirkungen der Sicherheitsziele und der sicherheitsrelevanten Anforderungen mit denjenigen Zielen und Anforderungen an das Managementsystem, die aus anderen Zielsetzungen des Genehmigungsinhabers erwachsen.

3.1 (5) Entscheidungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben können, werden systematisch entwickelt, umgesetzt, nachfolgend überprüft und bei Erfordernis modifiziert. Mögliche Auswirkungen von Entscheidungen auf die Sicherheit werden schon bei deren Entwicklung berücksichtigt.

3.1 (6) Das Managementsystem berücksichtigt auch außerbetriebliche Einflüsse, die Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben können (z. B. Erwartungen der Öffentlichkeit, Wettbewerbsdruck).

3.1 (7) Das Managementsystem beinhaltet das Verhältnis zu externen Organisationen (insbesondere Hersteller, Zulieferer, sonstige Auftragnehmer, Aufsichts- und Genehmigungsbehörden, Sachverständige, andere Kernkraftwerke, Betreiberorganisationen).

3.2 Sicherheitspolitik und Sicherheitsziele

3.2 (1) Die Unternehmensführung legt die Sicherheitspolitik des Unternehmens fest. Die Sicherheitspolitik ist integraler Bestandteil der gesamten Unternehmenspolitik und beinhaltet mindestens folgende Punkte:

- Förderung einer hohen Sicherheitskultur, die das gesamte Unternehmen durchdringt und deren ständige Verbesserung angestrebt wird.
- Vorrang der Sicherheitsziele vor allen anderen Unternehmenszielen. Bei unklarer Sachverhaltslage bzw. Sachverhaltsbewertung wird sicherheitsgerichtet entschieden.
- Betrieb der Anlage in Übereinstimmung mit den gesetzlich und behördlich vorgegebenen Anforderungen insbesondere der Genehmigung. Die erforderlichen Nachweise sind geführt.
- Bereitstellung der für die Umsetzung der Sicherheitspolitik erforderlichen Ressourcen über die gesamte Betriebszeit der Anlage (siehe Abschnitt 3.7).
- Schaffung, Erhalt und Weiterentwicklung einer transparenten Organisationsstruktur des Unternehmens zur Förderung und Umsetzung eines sicheren Betriebs der Anlage (siehe Abschnitt 3.8 und 3.9).
- Systematische Überprüfung und kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit.
- Information der Öffentlichkeit.

3.2 (2) Aus der Sicherheitspolitik werden für alle Prozesse des Unternehmens, die Einfluss auf die Sicherheit haben können, eindeutige, messbare und hinsichtlich der Sicherheitspolitik sowie untereinander widerspruchsfreie Sicherheitsziele abgeleitet, so dass die Sicherheitspolitik in konkrete Vorgaben für sicherheitsrelevante Prozesse umgesetzt ist. Die Sicherheitsziele sind mit anderen Unternehmenszielen abgestimmt, wobei die Sicherheitsziele oberste Priorität haben.

In einem Prozess ist festgelegt, wie Änderungen der Sicherheitspolitik in die Festlegung der Sicherheitsziele einfließen.

3.2 (3) Bei der Umsetzung der Sicherheitspolitik und der Sicherheitsziele haben die Unternehmensführung und die Führungsebene der Anlage besondere Verantwortung. Die Unternehmensführung und die Führungsebene der Anlage leben sicherheitsgerichtetes Handeln vor, um die Sicherheitskultur zu stärken und zu fördern:

- Sie identifizieren sich mit der Sicherheitspolitik des Unternehmens und unterstützen diese aktiv.

- Sie nehmen eine Vorbild- und Kontrollfunktion wahr.
- Sie ergreifen die erforderlichen Maßnahmen dafür, dass alle Mitarbeiter die Inhalte und Aussagen der Sicherheitspolitik in ausreichendem Maß verstehen und sich ihrer eigenen Funktion bei der Gewährleistung der Sicherheit bewusst sind.

3.2 (4) Die Unternehmensführung überprüft die Sicherheitspolitik und die Sicherheitsziele in festgelegten Abständen und bei Anlässen, die die Sicherheitspolitik und die Sicherheitsziele in Frage stellen, hinsichtlich ihrer Wirksamkeit und Vollständigkeit.

3.2 (5) Die Unternehmensführung leitet aus den Ergebnissen der Überprüfung Verbesserungsmaßnahmen für die Sicherheitspolitik und die Sicherheitsziele ab.

3.3 Prüfung der Wirksamkeit des Sicherheitsmanagements

3.3 (1) Die Unternehmensführung und die Führungsebene der Anlage prüfen die Wirksamkeit des Sicherheitsmanagements durch die Prüfung der Wirksamkeit sämtlicher sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse sowie deren Zusammenwirken im Managementsystem.

3.3 (2) Der Umfang der Wirksamkeitsprüfung wird aus den Sicherheitszielen abgeleitet und berücksichtigt insbesondere

- sämtliche Hierarchieebenen des Unternehmens einschließlich der Anlage (Unternehmensführung, Führungsebene, Mitarbeiterebene),
- alle unternehmensinternen Schnittstellen zwischen den verschiedenen Organisationseinheiten des Kernkraftwerkes und zwischen Organisationseinheiten des Kernkraftwerkes und anderen Organisationseinheiten des Unternehmens,
- alle externen Schnittstellen mit Behörden, Gutachterorganisationen, Auftragnehmern und anderen externen Organisationen,
- die Konsistenz der Ergebnisse aus den jeweiligen Wirksamkeitsprüfungen.

Die Maßnahmen der Wirksamkeitsprüfung werden unabhängig von den an der Prozessdurchführung Beteiligten geplant und durchgeführt.

Die Unternehmensführung sowie der Leiter der Anlage werten die Ergebnisse der Wirksamkeitsprüfung geeignet aus und leiten gegebenenfalls Verbesserungsmaßnahmen ein.

3.3 (3) Die Wirksamkeitsprüfung des Managementsystems betrifft insbesondere folgende Aspekte:

- Vollständigkeit des Systems hinsichtlich der sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse,
- Eignung und Einhaltung der Sicherheitspolitik und der Sicherheitsziele,
- Eignung und Einhaltung der Prozesse und ihres Zusammenwirkens,
- Eignung zur Identifikation von Verbesserungspotentialen,
- Vergleich mit dem Stand von Wissenschaft und Technik.

Für die Wirksamkeitsprüfung ist die Nummer 4.1 (3) entsprechend anzuwenden.

3.3 (4) Die Wirksamkeit wird geprüft durch

- unabhängige interne oder externe Überprüfungen (wie zum Beispiel Managementreviews und Audits) sowie
- systematische Vergleiche mit anderen Anlagen und Betreibern (wie zum Beispiel Peer Reviews, Benchmarking).

3.3 (4) 1 Die Unternehmensführung führt in geplanten Abständen übergeordnete Überprüfungen des Managementsystems (Managementreview) mit geeigneten Methoden durch. Dabei werden insbesondere folgende Aspekte berücksichtigt:

- die Ergebnisse der Überprüfung der sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse,
- die Ergebnisse von Audits, Reviews, sowie systematischen Vergleichen (Benchmarking) und ggf. anderen internen oder externen Überprüfungen,
- der Status von Korrektur- und Verbesserungsmaßnahmen,

- der Status und die Ergebnisse der Maßnahmen, die aus vorangegangenen Bewertungen gefolgt sind,
- Rückmeldungen von externen Organisationen (Behörden, Sachverständige, Auftragnehmer etc.),
- Änderungen interner Festlegungen und externer Anforderungen.

3.3 (4) 2 Die nach der Nummer 3.3 (1) geforderten Überprüfungen werden in angemessenen Abständen und zu besonderen Anlässen durchgeführt.

3.3 (5) Die Unternehmensführung verbessert stetig das Managementsystem und seine sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse insbesondere durch

- Umsetzung der Ergebnisse aus den in der Nummer 3.3 (4) und 4.1 (3) genannten Überprüfungen.
- Umsetzung von neuen Erkenntnissen, die sich insbesondere aus der Auswertung von Ereignissen und sonstigen Erfahrungen sowie aus der Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik und der internationalen Sicherheitsstandards ergeben.

3.4 Dokumentation des Managementsystems

3.4 (1) Die Dokumentation des Managementsystems umfasst die folgenden Aspekte:

- Anwendungsbereich des Managementsystems,
- Sicherheitspolitik des Unternehmens und der Anlage,
- Sicherheitsziele des Unternehmens und der Anlage,
- Herleitung der Prozessziele und der sicherheitsrelevanten Prozesse,
- Beschreibung der sicherheitsrelevanten Prozesse und Verantwortlichkeiten zur Erreichung der Sicherheitsziele einschließlich deren Begründung („know-why“),
- Prozesse zur Entscheidungsfindung bei Abgleich von Sicherheitszielen mit anderen Unternehmenszielen,
- Aufzeichnungen zum Nachweis der Konformität mit den sicherheitsrelevanten Kriterien des Sicherheitsmanagements,
- Wechselwirkungen der sicherheitsrelevanten Prozesse sowie ggf. Schnittstellen und Abgrenzungen zu anderen Prozessen des Managementsystems,
- genutzte Indikatoren und Messmethoden zur Überprüfung der Wirksamkeit des Sicherheitsmanagements,
- Ergebnisse der Überprüfung des Sicherheitsmanagements.

3.4 (2) Die sicherheitsrelevanten Dokumente des Sicherheitsmanagements werden den betroffenen internen oder externen Mitarbeitern (Fremdpersonal) bekannt gemacht und erläutert, insbesondere nach Aktualisierung oder Änderung der Dokumente.

3.5 Verantwortung der Unternehmensführung

3.5 (1) Die Unternehmensführung ist verantwortlich für

- die Entwicklung und Einführung eines anforderungsgerechten Managementsystems,
- die Umsetzung des Managementsystems unter Berücksichtigung seines Einflusses auf die Sicherheit und die Sicherheitskultur im Unternehmen einschließlich der Anlage,
- die Durchführung regelmäßiger Überprüfungen, ob die Vorgaben im Unternehmen einschließlich der Anlage eingehalten werden,
- die Lösung von Zielkonflikten zwischen verschiedenen Anforderungen für das Unternehmen sowie für die Anlage,
- die Erstellung von Grundsätzen zu Aufbau- und Ablauforganisation,
- die Bereitstellung der erforderlichen Ressourcen für das Unternehmen einschließlich der Anlage.

Zielkonflikte zwischen verschiedenen Anforderungen für das Unternehmen sowie für die Anlage werden von der Unternehmensführung in Abstimmung mit dem Leiter der Anlage gelöst.

Die Unternehmensführung lebt sicherheitsgerichtetes Handeln vor und unterstützt es aktiv.

3.6 Verantwortung des Leiters der Anlage

3.6 (1) Der Leiter der Anlage ist verantwortlich für

- die Entwicklung und Einführung des Managementsystems in der Anlage,
- die Umsetzung des Managementsystems einschließlich seines Einflusses auf die Sicherheit und die Sicherheitskultur in der Anlage,
- das Lösen der Zielkonflikte zwischen den verschiedenen Anforderungen für die Anlage,
- das Erstellen der Anlagensicherheitspolitik und -ziele in Übereinstimmung mit der Sicherheitspolitik und den Sicherheitszielen des Unternehmens (Abschnitt 3.2),
- das Festlegen der Aufbau- und Ablauforganisation (Abschnitt 3.8 und 3.9),
- das Planen, Durchführen, Überprüfen und Verbessern des Managementsystems, dessen Dokumentation (Abschnitt 3.1, 3.3, 3.4 und 4.1) und der zugehörigen Tätigkeiten und Prozesse sowie
- die Planung der Ressourcen (Abschnitt 3.7).

3.7 Ressourcenbereitstellung

3.7 (1) Der Leiter der Anlage ermittelt auf Basis eines nachvollziehbaren Verfahrens die Ressourcen, die zur Entwicklung, Umsetzung, Überprüfung und stetigen Verbesserung der Sicherheit der Anlage im Hinblick auf die zu berücksichtigenden Betriebszustände und Ereignisse auf allen Sicherheitsebenen erforderlich sind. Die Unternehmensführung stellt die Verfügbarkeit der erforderlichen Ressourcen sicher. Diese umfassen

- eine ausreichende Infrastruktur,
- ausreichendes, qualifiziertes und zuverlässiges Personal einschließlich Fremdpersonal (personelle Ressourcen),
- angemessene Arbeitsumgebung und Arbeitsbedingungen,
- geregelte Zusammenarbeit mit externen Organisationen.

3.7 (2) Die für den sicheren Betrieb der Anlage, für die Umsetzung der Sicherheitspolitik und das Erreichen der Sicherheitsziele erforderliche Infrastruktur wird ermittelt, festgelegt, bereitgestellt, erhalten, überprüft und bei Erfordernis verbessert. Zur Infrastruktur zählen die Anlage selbst einschließlich der Ausrüstungen (Hard- und Software), Werkzeuge, Hilfsstoffe sowie unterstützende Tätigkeiten und Prozesse (Information, Kommunikation, Transport).

Die Randbedingungen und die Betriebsvorschriften für den sicheren Betrieb werden festgelegt.

Die Methoden der Instandhaltung werden festgelegt, um die erforderliche Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von sicherheitsrelevanten Maßnahmen und Einrichtungen sicherzustellen. Die Art und Häufigkeit der Instandhaltung sowie die Verifizierung der anforderungsgerechten Funktionsfähigkeit der Infrastruktur (z. B. durch wiederkehrende Prüfungen) richten sich nach deren sicherheitstechnischen Bedeutung.

3.7 (3) Die Anzahl von Mitarbeitern und ihre Kompetenz, die für die Umsetzung der Sicherheitspolitik, für das Erreichen der Sicherheitsziele und zur Durchführung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse erforderlich sind, werden bereitgestellt. Dabei werden auch die Anzahl von Mitarbeitern und ihre Kompetenz berücksichtigt, die aus den sicherheitstechnischen Anforderungen an Stellvertreter- und Bereitschaftsregelungen folgen.

3.7 (3) 1 Auf der Anlage wird stets eine ausreichende Anzahl qualifizierten internen Personals verfügbar gehalten, um

- Sicherheitsziele umzusetzen und sicherheitsrelevante Tätigkeiten und Prozesse zu spezifizieren,
- den bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebene 1 und 2) zu gewährleisten,
- die Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3) zu gewährleisten und die sicherheitstechnischen Zielsetzungen der Sicherheitsebene 4 zu erfüllen,
- das Verständnis der Funktionsweise der Anlage bei allen Anlagenzuständen zu gewährleisten und die Grundlagen ihrer Genehmigung zu kennen und einzuhalten,

- den Erfahrungsrückfluss, das Wissensmanagement mit Wissenserhalt und -transfer für alle Kernkompetenzen zu gewährleisten,
- die Arbeiten zu spezifizieren, zu leiten und zu bewerten, die von externen Organisationen ausgeführt werden.

3.7 (3) 2 Zur Gewährleistung einer ausreichenden Kompetenz des Personals

- wird ein entsprechendes Einstellungs- und Auswahlverfahren anhand von aufgestellten Anforderungsprofilen, definierten Eingangsvoraussetzungen und angemessenen Einstellungstests angewendet,
- werden neben der Fachkunde (Ausbildung, praktische Erfahrung und aktuelle fachliche Kenntnisse) auch die erforderlichen sozialen Kompetenzen (insbesondere Teamverhalten, Kommunikationsfähigkeit, Entscheidungsfindung, Führungsfähigkeit, Arbeitseinstellung) des Personals soweit erforderlich berücksichtigt,
- sind geeignete Prozesse zum Wissenserhalt und zum Wissenstransfer etabliert,
- werden allen Mitarbeitern Kenntnisse der gesetzlichen und behördlichen Anforderungen, der sicherheitsrelevanten betrieblichen Vorschriften der Anlage, der Regelungen zur Durchführung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse sowie neuer Erkenntnisse auf dem Gebiet der Sicherheit vermittelt, wobei sich der Umfang der vermittelten Kenntnisse am Aufgabenbereich des jeweiligen Mitarbeiters orientiert,
- werden für alle Prozesse geeignete Schulungen durchgeführt,
- werden Schulungsprogramme in einem systematischen und dokumentierten Ansatz geplant, durchgeführt, regelmäßig mit angemessenen Methoden auf ihre Wirksamkeit überprüft und kontinuierlich verbessert.

3.7 (3) 3 Der Leiter der Anlage ist verantwortlich für Auswahl, Einsatz und Schulung des Personals der Anlage und damit für die dauerhafte Sicherstellung seiner notwendigen Kompetenzen.

3.7 (4) Alle zur Durchführung von sicherheitsrelevanten Arbeiten erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen sowie Hilfsmittel sind nach arbeitswissenschaftlichen Grundsätzen der Ausgestaltung von Arbeitsplätzen und der Informationsdarbietung gestaltet.

Die Arbeitsumgebung und die Arbeitsbedingungen sind geeignet, die Umsetzung der Sicherheitspolitik und das Erreichen der Sicherheitsziele durch die Mitarbeiter zu gewährleisten. Insbesondere

- sind sie den menschlichen Fähigkeiten und den sicherheitstechnischen Erfordernissen angepasst,
- sind sie situationsgerecht gestaltet,
- beeinflussen sie die Motivation, Zufriedenheit und Leistung der Mitarbeiter positiv,
- ermöglichen sie die Durchführung der Arbeiten auf eine sichere Art und Weise ohne unangemessene physische und mentale Belastungen für die Mitarbeiter in allen geplanten Situationen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4.

3.8 Aufbauorganisation

3.8 (1) Es wird eine Organisationsstruktur festgelegt, die mit der Sicherheitspolitik und den Sicherheitszielen im Einklang steht. Aufgaben, Verantwortung und Befugnisse (Entscheidungs- und Weisungsbefugnisse) sind innerhalb des Unternehmens eindeutig zugeordnet, mit den Führungskräften der einzelnen Organisationseinheiten abgestimmt und im Unternehmen bekannt gemacht. Die Zuständigkeiten der einzelnen Organisationseinheiten sind überschneidungsfrei zugeordnet und die Schnittstellen geregelt. Dabei sind auch die Schnittstellen zu externen Organisationen einbezogen.

In der Aufbauorganisation sind die Anforderungen, die sich aus der Ablauforganisation ergeben, berücksichtigt. Die Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten für die Tätigkeiten und Prozesse sind festgelegt.

Aufgaben sind so zugeordnet, dass für den Einzelnen keine Interessenkonflikte entstehen. Eine lückenlose Verantwortungsdelegation ist gewährleistet.

3.8 (2) Die Unternehmensführung delegiert die Aufgabe, den Betrieb der Anlage sicher durchzuführen, an den Leiter der Anlage. Dieser ist verantwortlich für den sicheren Betrieb der Anlage. In der Wahrnehmung seiner Verantwortung wird der Leiter der Anlage von der Unternehmensführung unterstützt. Dazu gehört auch, dass den sicheren Betrieb betreffende Planungen und Entscheidungen des Unternehmens in Absprache mit dem Leiter der Anlage getroffen werden.

3.8 (3) Behördlich geforderte „Beauftragte“ (z. B. Strahlenschutzbeauftragte nach StrlSchV, Sicherheitsbeauftragter nach AtSMV) sind entsprechend ihrer Aufgabenstellung und Zuständigkeit in der Aufbauorganisation berücksichtigt.

3.8 (4) Die Organisationsstruktur mit den zugehörigen Festlegungen wird regelmäßig hinsichtlich der Einhaltung von Sicherheitspolitik und Sicherheitszielen überprüft und gegebenenfalls verbessert.

3.9 Ablauforganisation

3.9 (1) In der Ablauforganisation sind die sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse entsprechend den Anforderungen des Managementsystems beschrieben. Hierzu werden alle sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse identifiziert, ihre Abfolge, ihr Zusammenwirken und ihre Wechselwirkungen definiert.

Der Leiter der Anlage hat die Verantwortung für alle sicherheitstechnisch relevanten Tätigkeiten und Prozesse in der Anlage sowie für die erforderliche Zusammenarbeit aller Organisationseinheiten der Anlage untereinander und mit anderen Organisationseinheiten des Unternehmens, die sicherheitsrelevante Tätigkeiten und Prozesse ausführen.

3.10 Dokumentation der Ressourcen und des Betriebs

H i n w e i s: Die grundlegenden Kriterien für die Dokumentation sind in "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation" (Modul 6), Abschnitt 7 behandelt.

3.10 (1) Die Dokumentation der Ressourcen wird auf dem aktuellen Stand gehalten. Sie beinhaltet

- die Dokumentation der sicherheitsrelevanten Infrastruktur der Anlage. Dazu gehört insbesondere eine Dokumentation des jeweils aktuellen Anlagenzustandes einschließlich der Unterlagen zur Genehmigung der Anlage mit Nachweisen, technischen Beschreibungen sowie Unterlagen zu allen durchgeführten Änderungsmaßnahmen,
- die regelmäßige Dokumentation des verfügbaren Personalbestandes für alle sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse,
- die sicherheitsrelevanten Festlegungen zu Arbeitsumgebung und Arbeitsbedingungen,
- die Organisationsstruktur des Unternehmens und der Anlage mit Organisationsplan und Beschreibungen für alle Organisationseinheiten, die Einfluss auf die Sicherheit haben können und
- die sicherheitsrelevanten Regelungen zur Zusammenarbeit mit externen Organisationen.

3.10 (2) Wesentliche Regelungen zur Aufbauorganisation sind z. B. im Betriebshandbuch, Notfallhandbuch und Prüfhandbuch enthalten. Detailregelungen sind in sonstigen schriftlichen Anweisungen niedergelegt. Neben den technischen Abläufen sind auch jeweils die Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten, Überprüfungsmaßnahmen und Qualitätsanforderungen dokumentiert.

3.10 (3) Wesentliche Regelungen zur Ablauforganisation und zur Betriebsweise sind z. B. im Betriebshandbuch, Notfallhandbuch und Prüfhandbuch enthalten. Die Dokumentation des Betriebs umfasst insbesondere die Betriebsaufzeichnungen, Unterlagen zu behördlichen Aufsichts- und Genehmigungsvorgängen, Analysen zu eigenen oder fremden Ereignissen und Erkenntnissen, Unterlagen zu Instandhaltungserfahrungen und -ergebnissen, das Schichtbuch und Änderungsanzeigen. Die Auswertung der Betriebsdokumentation erfolgt systematisch und nachvollziehbar. Die Ergebnisse der Auswertung fließen in die Planung und Verbesserung des sicheren Betriebs einschließlich des Managementsystems ein.

4 Kriterien für sicherheitsrelevante Tätigkeiten und Prozesse

4.1 Allgemeine Kriterien für sicherheitsrelevante Tätigkeiten und Prozesse

4.1 (1) Planung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse

Sicherheitspolitik und Sicherheitsziele sind zur Ableitung der Ziele der Tätigkeiten und Prozesse festgelegt. Auf der Basis der Sicherheitsziele werden die operativen Anforderungen an die sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse ermittelt. Dabei ist die Bedeutung des jeweiligen Prozesses für die Sicherheit berücksichtigt. Bei der Ermittlung wird Folgendes beachtet:

- Die Prozessziele sind festgelegt.
- Die sicherheitsrelevanten Anforderungen werden vor ihrer Einführung und Anwendung bewertet, um sicherzustellen, dass sie klar definiert und erfüllbar sind.
- Die Anforderungen an die Tätigkeiten und Prozesse, welche aus anderen Zielen des Unternehmens stammen, sind einbezogen. Konkurrierende Anforderungen sind derart geregelt, dass der Vorrang der sicherheitsrelevanten Anforderungen eindeutig definiert und nachvollziehbar ist.
- Die Maßnahmen, die erforderlich sind, um bei der Durchführung der Tätigkeiten die gesetzlich und behördlich vorgegebenen Anforderungen sowie die internen Festlegungen zur kerntechnischen Sicherheit einzuhalten, sind festgelegt.
- Die Vorbeugungsmaßnahmen zur Verhinderung von Fehlern bzw. zur Verhinderung der Auswirkungen auftretender Fehler sind festgelegt.
- Die erforderlichen Überwachungs- und Prüfschritte mit den dazugehörigen Kriterien zur Bewertung der sicherheitsrelevanten Prozessabläufe und Prozessergebnisse sind festgelegt.
- Die erforderlichen Ressourcen für die Erreichung des angestrebten Prozessergebnisses sind festgelegt.
- Für alle sicherheitsrelevanten Tätigkeiten sind die jeweils zuständigen Organisationseinheiten spezifiziert, ggf. erforderliche Bezüge zu den relevanten Arbeitsanweisungen, zu anderen Tätigkeiten oder Prozessen sind hergestellt.
- Für alle Tätigkeiten und Prozesse sind die verantwortlichen Mitarbeiter festgelegt.

4.1 (2) Durchführung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse

Die Durchführung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse umfasst Folgendes:

- Die Prüfung, ob die Voraussetzungen für die Durchführung der Tätigkeiten und Prozesse erfüllt sind.
- Die Durchführung der Tätigkeiten und Prozesse entsprechend der definierten Anforderungen und getroffenen Regelungen.
- Der Ablauf der Tätigkeiten wird während der Durchführung, soweit erforderlich, kontrolliert und koordiniert, der Fortschritt der Tätigkeiten wird dokumentiert und die Rückverfolgbarkeit der Tätigkeiten wird gewährleistet.

Tätigkeiten, die aus Sicherheitsgründen oder anderen Gründen unterbrochen wurden, werden erst dann wieder aufgenommen, wenn unter den gegebenen Randbedingungen die definierten Kriterien eingehalten sind.

4.1 (3) Überprüfung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse

4.1 (3) 1 Die Durchführung und Ergebnisse aller sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse werden überprüft. Es wird berücksichtigt, dass

- die Tätigkeiten und Prozesse gemäß Prozessvorgaben durchgeführt und die Prozessziele erreicht werden,
- die Überprüfung der jeweiligen sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse auf der Grundlage der Dokumentation des Prozesses und ggf. durch weitere geeignete Überwachungs- und Messmittel erfolgt,
- die Überprüfung durch die abschließende Feststellung des Prozessergebnisses abgeschlossen wird.

Anlässe, Umfang, Häufigkeit und Methoden der Überprüfungen sind festgelegt.

Die Überprüfung erfolgt durch die ausführenden Mitarbeiter und in Abhängigkeit von der sicherheitstechnischen Bedeutung durch hierfür jeweils zuständige Personen.

4.1 (3) 2 Geeignete Indikatoren und Messmethoden für die Überprüfung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse sind festgelegt. Die Eignung der Methoden ist dokumentiert. Gezeigt sind:

- die Stabilität, Konsistenz und Randbedingungen der Datenerhebung,
- die Eignung für Trendverfolgungen,
- die sachgerechte Durchführung der Datenerhebung und Datenauswertung durch qualifiziertes Personal.

4.1 (3) 3 Korrekturmaßnahmen zur Beseitigung der Ursachen von unzureichenden Prozessergebnissen werden ergriffen, um Wiederholungen zu vermeiden. Die Entwicklung und zeitliche Umsetzung von Korrekturmaßnahmen sind den sicherheitsrelevanten Anforderungen angemessen. Die Wirksamkeit der Korrekturmaßnahmen wird überprüft.

4.1 (4) Verbesserung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse

Ein Verfahren zur ständigen Verbesserung der sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse ist eingeführt. Dieses Verfahren stellt sicher, dass auf der Basis der Ergebnisse von Überprüfungen, der Auswertung von Betriebserfahrungen und anderer Erkenntnisse nach Abschnitt 4.5 sowie weiterer relevanter Informationen die erforderlichen Maßnahmen identifiziert und umgesetzt werden.

Die Unternehmensführung und die Führungsebene der Anlage fördern das Engagement des Personals, aktiv an der Entwicklung von Verbesserungsmaßnahmen mitzuwirken.

Die Verbesserungsprozesse werden koordiniert, um Prioritäten und Ressourcen festzulegen. Die Festlegung der Prioritäten von Verbesserungsmaßnahmen erfolgt auf Basis sicherheitstechnischer Relevanz.

4.2 Kommunikation

4.2 (1) Die Unternehmensführung stellt sicher, dass geeignete Prozesse zur Kommunikation innerhalb des Unternehmens einschließlich der Anlage vorhanden sind. Die Kommunikationsprozesse werden gepflegt und ihre Nutzung gefördert.

4.2 (2) Die Kommunikation kann in Abhängigkeit der Bedeutung der vermittelten Informationen in formeller und informeller Art erfolgen. Sowohl für die Kommunikation von den Führungskräften zu den Mitarbeitern als auch für die umgekehrte Kommunikation stehen systematisierte Kommunikationswege zur Verfügung.

4.2 (3) Sicherheitspolitik, Sicherheitsziele sowie die sicherheitsrelevanten Prozessziele werden so kommuniziert, dass jeder Mitarbeiter im Unternehmen sie in notwendigem Maße verstehen kann und sich über seine Rolle bei der Gewährleistung der Sicherheit im Klaren ist.

4.2 (4) In allen Bereichen des Unternehmens einschließlich der Anlage werden ein vertrauensvoller Umgang und eine offene Kommunikation gepflegt und eine Kultur gefördert, die den Austausch sicherheitsrelevanter Informationen fördert und unterstützt. Die Bereitschaft der Mitarbeiter zur Meldung von Sicherheitsbedenken wird gefördert.

4.2 (5) Das Unternehmen pflegt Kommunikationsbeziehungen zu externen Organisationen (z. B. Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden, Sachverständigenorganisationen, anderen Kernkraftwerken, Betreiberorganisationen, externe Auftragnehmer wie Zulieferer, Fremdfirmen), die über definierte und wirksame Kommunikationswege stattfinden.

4.3 Sicherheitsrelevante Änderungen

4.3 (1) Für jede sicherheitsrelevante Änderung an der Anlage oder ihres Betriebs (z. B. Einrichtungen, Betriebsweisen, Nachweisen, Aufbau- und Ablauforganisation, Anweisungen, Überprüfungsverfahren) sind

- für jede Entwicklungsphase eine angemessene Bewertung, Verifizierung bzw. Validierung sichergestellt,
- die verantwortlichen Organisationseinheiten, ihre Aufgaben und Befugnisse für die Planung, Entwicklung und Durchführung von Änderungen festgelegt. Die Schnittstellen zwischen den beteiligten Organisationseinheiten sind definiert und beschrieben.

4.3 (2) Es ist sichergestellt, dass durch Änderungsmaßnahmen

- sich keine Einschränkungen der Sicherheit ergeben,
- die Wirksamkeit des Managementsystems erhalten bleibt und sich damit die sicherheitsrelevanten Ziele erreichen lassen.

4.3 (3) Für die Planung, Durchführung, Prüfung und Verbesserung dauerhafter und vorübergehender Änderungen ist ein Prozess etabliert, der unter Berücksichtigung deren sicherheitstechnischer Bedeutung Folgendes sicherstellt:

- Machbarkeitsbetrachtung,
- Begründung und Rechtfertigung der Änderung,
- Auslegungsrandbedingungen,
- Sicherheitsbetrachtung,
- Aktualisierung der Dokumentation und der Schulungen.

4.4 Zusammenarbeit mit externen Organisationen

4.4 (1) Für die Zusammenarbeit mit den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und Sachverständigenorganisationen sowie die sicherheitsrelevante Zusammenarbeit mit externen Auftragnehmern und mit sonstigen externen Organisationen wie z. B. anderen Kernkraftwerken und Betreiberorganisationen sind die notwendigen Ressourcen bereitgestellt und die Prozesse in geeigneter Weise definiert.

Die Abgrenzung und die Schnittstellen sowie das Zusammenwirken und die Wechselwirkungen mit externen Organisationen sind unter Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Bedeutung definiert.

4.4 (2) Für die Zusammenarbeit mit den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und den von diesen zugezogenen Sachverständigenorganisationen sind Prozesse so etabliert, um das gegenseitige Verständnis zu fördern und die Einhaltung behördlicher Anforderungen sicherzustellen.

4.4 (3) Die Aufgaben externer Auftragnehmer (z. B. Hersteller, Zulieferer und Fremdfirmen) sind festgelegt und die von ihnen zu erfüllenden Anforderungen unter Berücksichtigung des Zusammenwirkens und der Wechselwirkungen der Aufgaben spezifiziert.

4.4 (4) Externe Auftragnehmer werden nach festgelegten Kriterien bewertet und ausgewählt. Die Kriterien für die Kompetenz des Personals und an das Qualitätsmanagement der externen Auftragnehmer werden definiert. Die Bewertung der externen Unternehmen wird dokumentiert.

4.4 (5) Das Unternehmen verfolgt kontinuierlich die Erfahrungen mit externen Auftragnehmern hinsichtlich Einhaltung der Sicherheits- und Qualitätsanforderungen. Die Unternehmensführung und die Führungsebene der Anlage überzeugen sich, dass externe Auftragnehmer in der Lage sind, die Anforderungen zu erfüllen, die an zu beschaffende Ressourcen (Dienstleistungen, Hilfsstoffe, Hard- und Software) zu stellen sind.

4.4 (6) Externe Auftragnehmer werden in das Managementsystem einbezogen. Die entsprechenden Schnittstellen sind im Managementsystem ausgebildet. Es ist dafür Sorge zu tragen, dass der Auftragnehmer

- ausreichend informiert ist und
- Schulungen und Einweisungen erhält.

Das Unternehmen prüft die erforderlichen Befähigungsnachweise des externen Auftragnehmers. Die Fähigkeiten werden kontinuierlich beurteilt und überwacht.

4.4 (7) Die Tätigkeiten des Personals aus Fremdfirmen (Fremdpersonal) werden durch Mitarbeiter der Anlage kontrolliert und überwacht, um zu gewährleisten, dass die spezifizierten Kriterien eingehalten werden.

4.4 (8) Das Fremdpersonal verfügt über die notwendige Kompetenz und fachliche Qualifikation für die ihm zugewiesenen Aufgaben.

4.4 (9) Das Unternehmen trifft geeignete Vorkehrungen, um die kompetente ingenieurtechnische und technische Unterstützung, die durch externe Auftragnehmer bereitgestellt wird, in allen sicherheitsrelevanten Bereichen für die gesamte Betriebsdauer der Anlage zu erhalten.

4.5 Erfahrungsrückfluss

4.5.1 Prozesse und Verantwortung

4.5.1 (1) Der Genehmigungsinhaber stellt sicher, dass meldepflichtige Ereignisse gemäß AtSMV, Störungen, Betriebserfahrungen, Erkenntnisse zu sicherheitstechnisch relevanten Aspekten der Auslegung der eigenen und anderer Anlagen, Änderungen des Standes von Wissenschaft und Technik und der internationalen Sicherheitsstandards einschließlich der hierzu behördlich veranlassten Informationen auf systematische Weise in einem Prozess des Managementsystems erfasst, gesichtet, ausgewertet und dokumentiert werden.

4.5.1 (2) Die Betriebserfahrung wird ausgewertet, um bisher unerkannte sicherheitstechnisch bedeutende Ereignisse, Precursor-Ereignisse und Tendenzen zur Veränderung der Sicherheit oder von Sicherheitsmargen wie zum Beispiel Schwachstellen hinsichtlich Infrastruktur, Betriebsweisen und Organisation zu erkennen.

4.5.1 (3) Die Unternehmensführung stellt ausreichend qualifiziertes Personal zur Durchführung dieser Prozesse und - soweit angebracht - zur Empfehlung von Abhilfemaßnahmen bereit. Relevante Erkenntnisse (Hinweise, Verdachtsmomente, Ergebnisse und Trends) werden dem Leiter der Anlage gemeldet.

4.5.1 (4) Das für die Aufgaben gemäß der Nummer 4.5.1 (1) zuständige Personal erhält eine angemessene Aus- und Weiterbildung, ausreichende technische und finanzielle Ressourcen und Unterstützung der Unternehmensführung.

4.5.1 (5) Der Leiter der Anlage stellt sicher, dass Ergebnisse erzielt, Schlüsse gezogen und Abhilfemaßnahmen rechtzeitig und angemessen getroffen werden, um eine Wiederholung von Ereignissen zu vermeiden und die Sicherheit der Anlage zu erhalten oder zu verbessern.

4.5.1 (6) Die Leiter der Anlage stellt sicher, dass die zuständigen Aufsichtsbehörden umfassend über die relevanten abgeleiteten Ergebnisse und Maßnahmen informiert werden.

4.5.2 Meldung und Verbreitung sicherheitstechnisch bedeutsamer Informationen

Hinweis: Anforderungen an die Meldung von Ereignissen sind in der AtSMV geregelt.

4.5.2 (1) Der Leiter der Anlage verpflichtet das gesamte Personal, sicherheitstechnisch bedeutende Ereignisse, Störungen und Beinaheereignisse den zuständigen Stellen im Kraftwerk anzuzeigen.

4.5.2 (2) Der Leiter der Anlage stellt sicher, dass alle meldepflichtigen Ereignisse gemäß der INES-Skala eingestuft werden.

4.5.2 (3) Sicherheitstechnisch wichtige Betriebserfahrungen und Erkenntnisse werden zwischen dem zuständigen Personal innerhalb der Anlage ausgetauscht, den zuständigen staatlichen Stellen und den von diesen benannten Sachverständigenorganisationen in geeigneter Weise mitgeteilt sowie mit anderen Anlagen, Betreiberorganisationen und internationalen Gremien angemessen ausgetauscht.

Die Unternehmensführung unterstützt die Aufsichtsbehörden beim internationalen Austausch von Betriebserfahrungen.

4.5.2 (4) Der Leiter der Anlage stellt sicher, dass die Erkenntnisse aus Ereignissen, Betriebserfahrungen sowie Änderungen des Standes von Wissenschaft und Technik angemessen in den Schulungsprogrammen berücksichtigt werden.

4.5.3 Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen und sonstigen Betriebserfahrungen

4.5.3 (1) Sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse werden unverzüglich ausgewertet, damit gegebenenfalls erforderliche Sofortmaßnahmen umgehend getroffen werden können.

4.5.3 (2) Der Leiter der Anlage stellt sicher, dass angemessene Methoden für die Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen und sonstigen Betriebserfahrungen sowohl für technische als auch für personell/organisatorische Aspekte eingesetzt werden.

4.5.3 (3) Die Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen und sonstigen Betriebserfahrungen wird entsprechend deren sicherheitstechnischer Bedeutung durchgeführt. Die Auswertung

- zeigt den gesamten Ereignishergang auf,
- bestimmt die Abweichungen vom Sollzustand,
- identifiziert und analysiert Fehler, Ursachen und beitragende Faktoren,
- bestimmt die sicherheitstechnische Bedeutung einschließlich der potentiellen Auswirkungen,
- umfasst die Übertragbarkeit auf andere Einrichtungen und Verfahrensweisen unter Berücksichtigung anderer Randbedingungen ,
- beinhaltet erforderliche Abhilfemaßnahmen.

4.5.3 (4) Das Unternehmen erhält angemessene Verbindungen zu den externen Organisationen aufrecht, die mit der Auslegung und Errichtung der Anlage bzw. von technischen Einrichtungen befasst waren u n d / o d e r sind, um den Erfahrungsrückfluss sicherzustellen und sich gegebenenfalls von diesen Organisationen beraten zu lassen.

4.5.3 (5) Als Ergebnis der Auswertung von Betriebserfahrungen werden die Abhilfemaßnahmen rechtzeitig getroffen, die erforderlich sind, um die Sicherheit wiederherzustellen oder zu verbessern, das wiederholte Auftreten von Ereignissen zu vermeiden und sicherheitsgerichtete Trends zu unterstützen.

Die Abhilfemaßnahmen werden nach den Kriterien des Managementsystems geplant, durchgeführt, überprüft und dokumentiert.

4.5.4 Überprüfung und kontinuierliche Verbesserung der Prozesse zur Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen und sonstigen Betriebserfahrungen

Nach den Kriterien des Managementsystems (siehe insbesondere Abschnitt 3.3 und die Nummer 4.1 (3) 2) werden die Prozesse zur Auswertung von Betriebserfahrungen und anderen Erkenntnissen in regelmäßigen Abständen auf ihre Wirksamkeit überprüft. Dies kann auch durch geeignetes anlagenfremdes Personal geschehen. Die Ergebnisse der Überprüfungen werden dokumentiert.

4.5.5 Dokumentation und Archivierung von Betriebserfahrung

Der Leiter der Anlage stellt sicher, dass die Betriebserfahrungen sowie andere sicherheitstechnisch relevante Informationen so dokumentiert und archiviert werden, dass sie einfach aufzufinden und systematisch durchsucht, sortiert und bewertet werden können.

I

MODUL 9
"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für den Strahlenschutz"

Inhaltsübersicht

0 Zielsetzung und Geltungsbereich sowie Hinweise zur Einordnung und Anwendung

1 Begrenzung der Strahlenexposition

- 1.1 Begrenzung der Strahlenexposition in der Anlage
- 1.2 Begrenzung der Strahlenexposition in der Umgebung

2 Organisatorischer und personeller Strahlenschutz

- 2.1 Grundsätzliche Kriterien
- 2.2 Organisation des Strahlenschutzpersonals
- 2.3 Gemeinsame Kriterien für die Sicherheitsebenen 1-4
 - 2.3.1 Planung, Durchführung und Nachbereitung von Tätigkeiten
- 2.4 Kriterien für die Sicherheitsebenen 1 und 2
- 2.5 Kriterien für die Sicherheitsebenen 3 und 4

3 Kontrolle des Aktivitätsinventars und Aktivitätsflusses

- 3.1 Sicherheitsebenen 1 und 2
- 3.2 Sicherheitsebene 3
- 3.3 Sicherheitsebene 4

4 Baulicher und technischer Strahlenschutz

- 4.1 Übergeordnete Kriterien
 - 4.1.1 Sicherheitsebenen 1 und 2
 - 4.1.2 Sicherheitsebene 3
 - 4.1.3 Sicherheitsebene 4
 - 4.2 Lüftungsanlagen
 - 4.2.1 Sicherheitsebenen 1 und 2
 - 4.2.2 Sicherheitsebene 3
 - 4.2.3 Sicherheitsebene 4
 - 4.3 Einrichtungen zur Abwasserbehandlung
 - 4.3.1 Sicherheitsebenen 1 und 2
 - 4.3.2 Sicherheitsebene 3
 - 4.3.3 Sicherheitsebene 4
 - 4.4 Sonstige Systeme mit Aktivitätsinventar
 - 4.4.1 Sicherheitsebenen 1 und 2
 - 4.4.2 Sicherheitsebenen 3 und 4
- #### **5 Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage**
- 5.1 Überwachung der Ableitung oder Freisetzung luftgetragener radioaktiver Stoffe in die Umgebung
 - 5.1.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2
 - 5.1.2 Überwachung bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3
 - 5.1.3 Überwachung bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4

- 5.2 Überwachung der Ableitung von radioaktiven Stoffen mit Wasser in die Umgebung
 - 5.2.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2 sowie bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3
 - 5.2.2 Überwachung bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4
- 5.3 Überwachung von Systemen
 - 5.3.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2
 - 5.3.2 Überwachung bei Ereignisabläufen der Sicherheitsebenen 3 bis 4b
- 5.4 Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft (ortsfestes System)
 - 5.4.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2
- 5.4.2 Überwachung bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 3 und 4
 - 5.5 Überwachung der Ortsdosisleistung (ortsfestes System)
 - 5.5.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2
 - 5.5.2 Überwachung bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3
 - 5.5.3 Überwachung bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4
- 5.6 Arbeitsplatzüberwachung und sonstige Mess- und Überwachungsaufgaben
 - 5.6.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2
- 5.6.2 Überwachung bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 3 und 4
- 5.7 Dokumentation der Ergebnisse der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage

6 Strahlungsüberwachung in der Umgebung

- 6.1 Immissionsüberwachung
 - 6.1.1 Immissionsüberwachung hinsichtlich Sicherheitsebenen 1 und 2
 - 6.1.2 Immissionsüberwachung hinsichtlich Sicherheitsebenen 3 und 4
- 6.2 Erfassung der Ausbreitungsverhältnisse
- 6.3 Dokumentation der Ergebnisse der Überwachung in der Umgebung

7 Ermittlung radiologischer Auswirkungen zur Planung von Katastrophenschutzmaßnahmen

- 7.1 Quelltermmittlung
- 7.2 Ermittlung der radiologischen Auswirkungen

Anhang 1

Detailkriterien für die Berechnung der radiologischen Auswirkungen zum Nachweis der Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3

- A1 1 Sicherheitsebenen 1 und 2
- A1 2 Sicherheitsebene 3

0 Zielsetzung und Geltungsbereich sowie Hinweise zur Einordnung und Anwendung

Dieser Regeltext enthält Kriterien 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.

Da der Regelungsinhalt der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den Strahlenschutz“ (Modul 9) an die in den rechtlichen Grundlagen verankerten Anforderungen anknüpft, enthalten die vorliegenden Regeln z. T. inhaltliche Überschneidungen mit den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung, sofern dies zur eindeutigen und verständlichen Formulierung des Regeltextes erforderlich ist. Textpassagen mit inhaltlichen Überschneidungen zur Strahlenschutzverordnung sind nicht als Anforderungen im Sinne einer Doppelregelung zu verstehen, sondern dienen der Klärung des Bezugs zu den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung.

Verordnung, Allgemeine Verwaltungsvorschriften und Richtlinien sind auch künftig für die Ausgestaltung von Genehmigungen und Auflagen sowie für aufsichtliche Maßnahmen maßgebend. Dies gilt auch für die Bundesaufsicht im Rahmen der Bundesauftragsverwaltung. Die Regelungsinhalte des Regeltextes sind danach eine Arbeitsgrundlage für die Landesbehörden im Bereich des Strahlenschutzes, die die im Regeltext formulierten Kriterien für den Bereich der Kerntechnik in Auflagen oder Anordnungen übernehmen und damit der Strahlenschutzverordnung und den zugehörigen Richtlinien Rechnung tragen.

1 Begrenzung der Strahlenexposition

1 (1) Die Maßnahmen und Einrichtungen des Strahlenschutzes haben zum Ziel, gemäß den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung jede unnötige Strahlenexposition von Personal, Bevölkerung und Umwelt zu vermeiden und jede Strahlenexposition von Personal, Bevölkerung und Umwelt unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich zu halten. Dieses Ziel wird bei der Auslegung und beim Betrieb der Anlage auf Basis der Anforderungen der Strahlenschutzverordnung umgesetzt durch

- die Beschaffenheit, Anordnung und Abschirmung von Anlagenteilen, die radioaktive Stoffe enthalten oder enthalten können,
- Maßnahmen und Einrichtungen, durch die die Anzahl und Dauer von Tätigkeiten des Personals in Strahlungsfeldern und die Möglichkeiten der Personenkontamination und Inkorporation unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten werden,
- Maßnahmen und Einrichtungen für den sicheren Umgang mit radioaktiven Stoffen und für die Behandlung radioaktiver Abfälle und schadlos zu verwertender radioaktiver Stoffe zur Lagerung in der oder den Abtransport aus der Anlage,
- Maßnahmen und Einrichtungen, durch die die Menge und Konzentration radioaktiver Abfälle und schadlos zu verwertender radioaktiver Stoffe, die in der Anlage anfallen, unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten werden,
- Maßnahmen und Einrichtungen zur Verhinderung, Begrenzung oder Reduzierung der Verbreitung von radioaktiven Stoffen in der Anlage und ihrer Ableitung in die Umgebung,
- Maßnahmen und Einrichtungen zur Verhinderung, Begrenzung oder Reduzierung von Freisetzungen radioaktiver Stoffe im Fall sicherheitstechnisch bedeutsamer Ereignisse sowie durch
- die Überwachung radiologisch relevanter Parameter in der Anlage und ihrer Umgebung.

1.1 Begrenzung der Strahlenexposition in der Anlage

1.1 (1) Zum Schutz des Eigen- und Fremdpersonals, das auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 Tätigkeiten innerhalb der Anlage ausführt, werden

- die Zahl der mit Tätigkeiten beauftragten Personen,
- ihre Individualdosis auch unterhalb der durch die Strahlenschutzverordnung festgelegten Grenzwerte sowie
- die Kollektivdosis

unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten und jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination wird vermieden.

1.1 (2) Auf der Sicherheitsebene 3 wird das Eigen- und Fremdpersonal gemäß den einschlägigen Kriterien durch die Nummer 2.4 (1) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) durch Maßnahmen und Einrichtungen vor ereignisbedingten radiologischen Auswirkungen geschützt.

Bei der Planung von Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3, zur Minderung der Auswirkungen oder zur Beseitigung der Folgen solcher Ereignisse, werden für die Strahlenexposition des Personals die einschlägigen Kriterien durch die Nummer 2.4 (1) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) zu Grunde gelegt.

1.1 (3) Gemäß den einschlägigen Kriterien durch die Nummer 2.4 (1) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) sind Maßnahmen und Einrichtungen zum Schutz des Eigen- und Fremdpersonals

- vor voraussichtlichen radiologischen Auswirkungen von Ereignissen der Sicherheitsebene 4a
- sowie im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes vor voraussichtlichen radiologischen Auswirkungen von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 4 b und c vorgesehen.

Bei der Planung von Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4, zur Minderung der Auswirkungen oder zur Beseitigung der Folgen solcher Ereignisabläufe und Anlagenzustände werden für die voraussichtliche Strahlenexposition des Personals die einschlägigen Kriterien durch die Nummer 2.4 (1) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) zu Grunde gelegt.

1.2 Begrenzung der Strahlenexposition in der Umgebung

1.2 (1) Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 wird die Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung des Standorts durch die Direktstrahlung und die Ableitung radioaktiver Stoffe aus der Anlage unterhalb der nach Vorgabe der Strahlenschutzverordnung zulässigen Grenzen unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten. Ableitungen bei Ereignissen auf der Sicherheitsebene 2 werden auf die betrieblichen Ableitungen angerechnet. Die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung für die Bevölkerung werden unter Berücksichtigung der Vorbelastung durch die genehmigte Ableitung radioaktiver Stoffe aus anderen kerntechnischen Anlagen, infolge des genehmigten Umgangs mit radioaktiven Stoffen sowie aus früheren Tätigkeiten im Geltungsbereich der Strahlenschutzverordnung und auf Grund der Entlassaktivitäten von Iod-Therapie-Patienten eingehalten.

1.2 (2) Durch geeignete Auslegung werden die radiologischen Auswirkungen von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten.

Der Auslegung zum Schutz der Bevölkerung vor freisetzungsbefindenden Strahlenexpositionen werden höchstens die Störfallplanungswerte der Strahlenschutzverordnung zu Grunde gelegt.

1.2 (3) Für die in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) aufgeführten Ereignisse der Sicherheitsebene 4a sowie für die bei der Planung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes berücksichtigten Anlagenzustände, Ereignisabläufe und Phänomene (Sicherheitsebenen 4b und 4c) gemäß Abschnitt 2 der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7) werden Maßnahmen zur Reduzierung der voraussichtlichen radiologischen Auswirkungen unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls in die Planung einbezogen, sofern Freisetzungen in die Umgebung nicht auszuschließen sind.

2 Organisatorischer und personeller Strahlenschutz

2.1 Grundsätzliche Kriterien

2.1 (1) Zur Umsetzung der Kriterien nach der Nummer 1.1 (1) verhalten sich alle Personen, die in Strahlenschutzbereichen tätig sind, den Strahlenschutzerfordernissen entsprechend. Zu diesem Zweck

- sind strahlenschutzrelevante Verhaltensregeln gemäß der in der Strahlenschutzverordnung geforderten Strahlenschutzanweisung aufgestellt,
- werden die im Kontrollbereich tätigen Personen über das richtige Verhalten unterwiesen,
- stehen die für die Planung und Durchführung von Strahlenschutzmaßnahmen erforderlichen Hilfsmittel zur Verfügung und
- wird das korrekte Verhalten unterstützt und überprüft.

2.1 (2) Die organisatorischen Maßnahmen zum Strahlenschutz des Personals sind im Rahmen des Betriebshandbuches (insbesondere in der Strahlenschutzordnung) umfassend festgelegt. Die Strahlenschutzordnung erfüllt die Anforderungen an eine Strahlenschutzanweisung gemäß den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung.

2.1 (3) Die Erfahrung aus dem Betrieb der Anlage wird regelmäßig auf Möglichkeiten für eine weitere Reduzierung der Strahlenexposition des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt ausgewertet. Neben den Erfahrungen aus dem Betrieb der eigenen Anlage werden auch verfügbare Erfahrungen in vergleichbaren in- und ausländischen Anlagen beachtet.

2.1 (4) Möglichkeiten zur Reduzierung der Strahlenexposition werden unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls durch vorhandene oder ggf. neu zu schaffende Maßnahmen und Einrichtungen umgesetzt. Hierzu sind neben geeigneten Arbeitsverfahren vorrangig dauerhafte Einrichtungen zum Einschluss radioaktiver Stoffe sowie zur Begrenzung und Reduzierung von Direktstrahlung, Kontaminationen und luftgetragener Aktivität vorgesehen. Falls erforderlich, werden auch mobile Einrichtungen wie mobile Abschirmungen, Absaugungen oder Dekontaminationseinrichtungen eingesetzt. Persönliche Schutzausrüstung (z. B. Atemschutz, Schutzkleidung) wird verwendet, wenn die erforderliche Schutzwirkung unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls durch die vorgenannten baulichen und technischen Mittel nicht zu erreichen ist.

2.1 (5) Die erfolgreiche Umsetzung der Kriterien gemäß Abschnitt 1.1 setzt eine aktive Mitarbeit aller in Kontrollbereichen tätigen Personen an der stetigen Verbesserung des Strahlenschutzes voraus, die über das reine Befolgen von Anweisungen hinausgeht. Hierzu wird die Weiterentwicklung des Strahlenschutzes als Bestandteil der Sicherheitskultur unter Einbeziehung der Erfahrungen und Beiträge aller Beteiligten gefördert. Insbesondere wird die Verantwortung jeder in einer Anlage tätigen Person für ein strahlenschutzgerechtes Verhalten gefördert und eingefordert.

2.1 (6) In Kontrollbereichen eingesetztes Personal wird über die radiologischen Bedingungen informiert und in korrektem Verhalten unterwiesen. Das notwendige Wissen über angemessene Verhaltensweisen und Schutzmaßnahmen wird zuverlässig vermittelt und bei Bedarf trainiert. Der Kenntnisstand des eingesetzten Personals wird durch regelmäßige Unterweisungen innerhalb der rechtlich vorgegebenen Fristen aktualisiert.

2.2 Organisation des Strahlenschutzpersonals

2.2 (1) Die Organisation des Strahlenschutzpersonals ist gemäß den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung festgelegt und dokumentiert. Diese Festlegungen beziehen den Strahlenschutzverantwortlichen und die bestellten Strahlenschutzbeauftragten, die ihnen übertragenen Aufgaben, Befugnisse, Pflichten sowie ihren innerbetrieblichen Entscheidungsbereich ein.

Hinweis: In der Praxis gibt es entsprechend der jeweiligen Organisationsstruktur der Anlagen die Alternativen:

- einen vom Strahlenschutzverantwortlichen benannten Strahlenschutzbeauftragten mit einer Anzahl von Stellvertretern, deren Entscheidungsbereiche eindeutig festgelegt sind,
- mehrere vom Strahlenschutzverantwortlichen benannte Strahlenschutzbeauftragte, mit festgelegten, getrennten Entscheidungsbereichen, die ebenfalls jeweils Stellvertreter haben.

Im weiteren Text von Abschnitt 2 wird der Begriff „Strahlenschutzbeauftragter“ im Singular in dem Sinne verwendet, dass der für den jeweiligen Entscheidungsbereich verantwortliche Strahlenschutzbeauftragte gemeint ist.

2.2 (2) Das Strahlenschutzpersonal verfügt zur Durchführung seiner Aufgaben über die im Atomgesetz, in der Strahlenschutzverordnung und den entsprechenden Richtlinien geforderte Fachkunde.

2.2 (3) Das Strahlenschutzpersonal ist in die Betriebsorganisation so eingeordnet und so ausgestattet, dass es im Hinblick auf die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage ausreichende Handlungsmöglichkeiten und Entscheidungsfreiheit sowie ausreichende Ressourcen zur Wahrnehmung seiner Funktionen hat. Insbesondere wird das Strahlenschutzpersonal bei der Erfüllung seiner Pflichten nicht behindert und wegen ihrer Erfüllung nicht benachteiligt.

2.2 (4) Der Strahlenschutzbeauftragte ist zum direkten Vortrag beim Strahlenschutzverantwortlichen und dem Leiter der Anlage befugt.

2.2 (5) Der Strahlenschutzbeauftragte ist auf Grund seiner organisatorischen Stellung berechtigt, die Unterbrechung der Durchführung von Tätigkeiten zu veranlassen, wenn der Schutz des Personals, der Bevölkerung oder der Umwelt vor den Gefahren ionisierender Strahlung dies erfordert und sonstige schwerwiegende Gründe sicherheitstechnischer Art dieser nicht widersprechen.

2.3 Gemeinsame Kriterien für die Sicherheitsebenen 1-4

2.3 (1) An Personen, die sich in einem Kontrollbereich aufhalten, wird die Körperdosis ermittelt.

2.3 (2) Beim Verlassen eines Kontrollbereiches, in dem offene radioaktive Stoffe vorhanden sind, wird jede Person einer Kontaminationskontrolle unterzogen und bei festgestellter Kontamination dekontaminiert. Bei einem Verdacht auf Inkorporation wird die betreffende Person einer Inkorporationsmessung unterzogen. Erforderlichenfalls wird die Personen- und Organdosis ermittelt und dokumentiert. Muss ein Kontrollbereich aus Sicherheitsgründen unter Umgehung der Kontaminationskontrolle verlassen werden, wird diese nachträglich durchgeführt.

2.3 (3) Der Weiterverbreitung von Kontaminationen durch Personen und Gegenstände wird durch vorbeugende Maßnahmen (z. B. Wechseln von Schutzkleidung, Überwachung des Herausbringens von Gegenständen) entgegen gewirkt.

2.3 (4) Der Strahlenschutzbeauftragte legt die Strahlenschutzmaßnahmen bei der Lagerung und Handhabung radioaktiver Stoffe fest. Die ordnungsgemäße Durchführung dieser Maßnahmen wird überprüft.

2.3.1 Planung, Durchführung und Nachbereitung von Tätigkeiten

2.3.1 (1) Alle Tätigkeiten in Kontrollbereichen werden unter Beteiligung des Strahlenschutzbeauftragten geplant. Das Strahlenschutzpersonal wird entsprechend der Planung in die Durchführung einbezogen.

2.3.1 (2) Arbeitsaufträge für Tätigkeiten in Kontrollbereichen bedürfen der Prüfung und schriftlichen Zustimmung durch den Strahlenschutzbeauftragten. Hierbei legt er die erforderlichen Strahlenschutz- und Überwachungsmaßnahmen hinsichtlich Direktstrahlung, Kontamination und Inkorporation fest. Bei Tätigkeiten, die zur Beherrschung oder zur Minderung der Auswirkungen von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 erforderlich sind, kann im Ausnahmefall auf die schriftliche Form der Zustimmung vor Tätigkeitsbeginn verzichtet werden, wenn die Situation kurzfristig eine sicherheitsgerichtete Aktion erfordert.

2.3.1 (3) Der Strahlenschutzbeauftragte legt Kriterien fest für die Erfordernisse bestimmter Strahlenschutzmaßnahmen gemäß der Nummer 2.3.1 (2), wie z. B.

- die Verwendung von Strahlenschutzhilfsmitteln, wie temporären Abschirmungen und persönlicher Schutzausrüstung,
- den Einsatz von fernbedienbaren Arbeitsmitteln,
- Maßnahmen zur Dekontamination,
- Maßnahmen zur Reduzierung der Aufenthaltsdauer (z. B. Erprobung der Arbeiten an inaktiven Modellen bei stark strahlenden Komponenten).

2.3.1 (4) Für Tätigkeiten, die nennenswerte Individual- oder Kollektivdosen erwarten lassen, werden

- a) die Strahlenschutzmaßnahmen radiologisch bewertet; bei verschiedenen Lösungsvarianten werden die Strahlenschutzmaßnahmen gegeneinander abgewogen und die Entscheidung wird unter Berücksichtigung der mit dem Strahlenschutz möglicherweise konkurrierenden Ziele der Tätigkeiten nachvollziehbar dargelegt;
- b) das Auftreten von Störungen und die Beseitigung oder Abschirmung von Strahlenquellen in Betracht gezogen.

2.3.1 (5) Dosisintensive Tätigkeiten an Komponenten werden, soweit wie unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls möglich, mechanisiert.

Schwierige dosisintensive Tätigkeiten an Komponenten werden vorher erprobt und geübt, ggf. an Modellen der Komponenten, wenn hierdurch eine nennenswerte Herabsetzung der Strahlenexposition erreichbar ist.

2.3.1 (6) Für Tätigkeiten in Bereichen mit nennenswerter Ortsdosisleistung werden bei der Planung der Tätigkeit die bei ihrer Durchführung zu erwartenden Individual- und Kollektivdosen abgeschätzt.

2.3.1 (7) Für Tätigkeiten, bei denen mit nennenswerten Strahlenexpositionen zu rechnen ist, erstellt der Strahlenschutzbeauftragte einen Plan zur tätigkeitsbezogenen Erfassung der Individualdosis des eingesetzten Personals.

2.3.1 (8) Vor der Aufnahme einer Tätigkeit in Kontrollbereichen werden die beteiligten Personen über die radiologische Situation an ihren Arbeitsplätzen sowie über die zu ergreifenden Strahlenschutzmaßnahmen unterwiesen.

2.3.1 (9) Eine Tätigkeit in einem Kontrollbereich wird erst aufgenommen, wenn der Strahlenschutzbeauftragte dies im Rahmen der innerbetrieblichen Regelungen gestattet hat.

2.3.1 (10) Der Strahlenschutzbeauftragte sorgt dafür, dass bei Tätigkeiten in Kontrollbereichen die festgelegten Strahlenschutzmaßnahmen eingehalten werden. Gegebenenfalls unterstützt das Strahlenschutzpersonal die Tätigkeiten am Arbeitsplatz unter Strahlenschutzgesichtspunkten und überprüft die Einhaltung der Strahlenschutzmaßnahmen.

2.3.1 (11) Für Tätigkeiten, bei denen mit nennenswerten Strahlenexpositionen zu rechnen ist, werden die Strahlenschutzmaßnahmen und die Ergebnisse der Dosisüberwachung dokumentiert. Während und nach Abschluss der Tätigkeiten werden die Ergebnisse der Dosisüberwachung mit den gemäß der Nummer 2.3.1 (6) abgeschätzten Planungswerten verglichen.

2.4 Kriterien für die Sicherheitsebenen 1 und 2

2.4 (1) Das Betreten und Verlassen eines Kontrollbereichs erfolgt grundsätzlich unter Aufsicht durch den Strahlenschutzbeauftragten oder durch von ihm beauftragtes fachkundiges Personal oder durch geeignete automatisierte Verfahren. Ausnahmen (z. B. für den Alarmfall) sind in den Betriebsordnungen festgelegt.

2.4 (2) Der Strahlenschutzbeauftragte stellt sicher, dass der Zutritt zu einem Sperrbereich nur für vorgesehene Betriebsvorgänge oder aus zwingenden betrieblichen Gründen erlaubt wird. Ein Sperrbereich wird nur unter Aufsicht - und falls erforderlich in Begleitung - des Strahlenschutzbeauftragten oder einer von ihm beauftragten fachkundigen Person betreten.

2.4 (3) Bereiche, in denen die Gefahr einer Kontaminationsverschleppung besteht, werden unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls dekontaminiert; bis zur Dekontamination werden sie vom Strahlenschutzpersonal als Kontaminationszone deutlich sichtbar und dauerhaft gekennzeichnet sowie abgegrenzt.

2.4 (4) Sofern in Arbeitsbereichen betrieblich bedingte Oberflächenkontaminationen nicht vermieden werden können, werden nicht fest haftende Oberflächenkontaminationen auf ein unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls erreichbares Maß reduziert und Maßnahmen zum Schutz des Personals getroffen.

2.4 (5) Wesentliche Ergebnisse und Befunde aus der Strahlenschutzüberwachung bei Routinemessungen, Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten werden dokumentiert und an einer zentralen Stelle aufbewahrt, die jederzeit für den Strahlenschutzbeauftragten oder für von ihm beauftragtes fachkundiges Personal zugänglich ist. Art, Umfang und Aufbewahrungsfristen dieser Unterlagen sind entsprechend den einschlägigen Regelwerken festgelegt.

2.4 (6) Für wiederkehrende Tätigkeiten in Kontrollbereichen sind bauliche und technische Einrichtungen sowie geeignete Arbeitsverfahren vorgesehen, um die Dosis für das beteiligte Personal zu reduzieren und jede unnötige Strahlenexposition zu vermeiden. Die für wiederkehrende Tätigkeiten festgelegten Strahlenschutzmaßnahmen werden regelmäßig auf ihre Wirksamkeit und Zweckmäßigkeit hin überprüft.

2.4 (7) Am Beginn eines Kalenderjahres erstellt und bewertet der Strahlenschutzbeauftragte eine Übersicht über die im vergangenen Jahr für die einzelnen dosisintensiven Tätigkeiten angefallenen Individual- und Kollektivdosen. Er überprüft insbesondere die Fälle, in denen die Individual- oder Kollektivdosis von den Planungswerten deutlich abweicht.

2.5 Kriterien für die Sicherheitsebenen 3 und 4

2.5 (1) Alle Tätigkeiten zur Beherrschung, zur Minderung der Auswirkungen oder zur Beseitigung der Folgen von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 werden unter Beteiligung des Strahlenschutzbeauftragten geplant. Das Strahlenschutzpersonal wird in die Durchführung der Tätigkeiten einbezogen.

2.5 (2) Die Aufgaben des Strahlenschutzpersonals im Hinblick auf den vorgeplanten Einsatz von Personal sowie die vorgeplanten Maßnahmen für den Schutz des möglicherweise betroffenen Personals bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 sind schriftlich festgelegt. Diese Festlegungen enthalten auch Angaben über Umfang und Häufigkeit von Übungen des Strahlenschutzpersonals.

3 Kontrolle des Aktivitätsinventars und Aktivitätsflusses

3 (1) Auslegung und Betrieb der Anlage sind so geplant, dass der Anfall von radioaktiven Abfällen und von schadlos zu verwertenden radioaktiven Stoffen nach Aktivität und Menge unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten wird.

3.1 Sicherheitsebenen 1 und 2

3.1 (1) Zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele gemäß der Nummer 2.4 (1) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) für die Sicherheitsebenen 1 und 2 werden die Quellen ionisierender Strahlung, die mit dem Betrieb der Anlage in Zusammenhang stehen, bei der Auslegung der Anlage identifiziert und beim Betrieb der Anlage entsprechend den Anforderungen der Strahlenschutzverordnung durch Maßnahmen und Einrichtungen unter Kontrolle gehalten.

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

H i n w e i s: Insbesondere lässt sich bei der Werkstoffwahl durch die Minimierung des Kobaltgehalts und die Vermeidung des Einsatzes von Kobaltbasislegierungen eine wesentliche Senkung der Ortsdosisleistung erzielen.

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

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

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

3.1 (6) Systeme, die radioaktiv kontaminierte Medien enthalten, sind so abgedichtet, dass die Weiterverbreitung von radioaktiven Stoffen vermieden wird. Die Wirksamkeit von Barrieren und Rückhaltefunktionen wird überwacht. Zu diesem Zweck sind Werte für maximal zulässige Leckagen in Abhängigkeit vom jeweiligen System und vom jeweiligen Medium festgelegt.

3.1 (7) Ein Eindringen und Verschleppen von Aktivität in angeschlossene, nicht aktivitätsführende Versorgungssysteme (z. B. Hilfsdampf-, Deionat-, Spülwasser- und Sperrwassersysteme) wird durch Vorkehrungen zuverlässig verhindert (z. B. durch Einbau von Armaturen, Anordnung der Rohrleitungsanbindung, Druckstaffelung).

3.1 (8) Radioaktiv kontaminierte Wässer (z. B. Kühlkreislauf-, Sumpf-, Labor- oder Waschwässer) werden herkunftsspezifisch gesammelt, behandelt und aufbereitet. Falls eine Weiterverwendung der Wässer in der Anlage nicht in Frage kommt, werden sie kontrolliert abgeleitet.

3.1 (9) Radioaktiv kontaminierte Abgase aus nuklearen Systemen werden grundsätzlich gesammelt und entsprechend ihrer Kontamination durch Einrichtungen zur Aktivitätsrückhaltung oder Verzögerung behandelt. Ausnahmen sind begründet. bei der Verzögerung werden solche Verzögerungszeiten eingehalten, dass die Ableitung kurzlebiger radioaktiver Edelgase nicht nennenswert zur Strahlenexposition beiträgt.

3.1 (10) Sammlung, Handhabung, Lagerung und Behandlung radioaktiver Abfälle und schadlos zu verwertender radioaktiver Stoffe werden so gestaltet, dass Kontaminationen und Strahlenexpositionen des Personals unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls soweit wie möglich verhindert werden. Dies wird bei der Erstellung eines Reststoff- und Abfallkonzepts berücksichtigt.

3.1 (11) Radioaktive Abfälle und schadlos zu verwertende radioaktive Stoffe werden entsprechend dem für sie vorgesehenen weiteren Umgang grundsätzlich getrennt gesammelt und aufbewahrt. Ausnahmen sind begründet.

Insbesondere werden Stoffe, die nach den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung zur Freigabe vorgesehen oder freigegeben sind, zur Vermeidung von Kontaminationen getrennt von anderen radioaktiven Stoffen gesammelt und aufbewahrt.

3.2 Sicherheitsebene 3

3.2 (1) Zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele gemäß der Nummer 2.4 (1) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) für die Sicherheitsebene 3 werden die potenziellen Quellen ionisierender Strahlung, die infolge von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 anfallen können, bei der Auslegung der Anlage identifiziert und Maßnahmen und Einrichtungen zur Kontrolle dieser Quellen vorgesehen.

3.2 (2) Radioaktiv kontaminierte Wässer, die infolge von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 anfallen, werden innerhalb der Anlage gesammelt. Entsprechende Maßnahmen sind vorgesehen und Einrichtungen vorhanden. Im Sicherheitsbehälter freigesetzte Wässer, z. B. infolge von Ereignissen mit Kühlmittelverlust, werden bis zur weiteren Behandlung soweit wie möglich innerhalb des Sicherheitsbehälters und in den für die Kernkühlung erforderlichen Systemen eingeschlossen. Die erforderliche Aufbereitung und Abgabe in der Langzeitphase erfolgt nach einem die radiologischen Aspekte berücksichtigenden Konzept.

H i n w e i s: Gemäß Abschnitt 5 sind Probenahme- und Überwachungseinrichtungen vorgesehen, die es ermöglichen, auch unter Bedingungen von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 ausreichende Informationen zu erhalten über

- die Dosisleistung (gemäß Abschnitt 5.5.2),
- die Aktivitätskonzentrationen in Raumbereichen (gemäß Abschnitt 5.4.2) sowie über
- die Aktivitätskonzentration in Systemen und über die Wirksamkeit von Barrieren (gemäß Abschnitt 5.3.2).

3.3 Sicherheitsebene 4

H i n w e i s: Kriterien für die Überwachung und Probenahme zur Kontrolle des Aktivitätsflusses auf der Sicherheitsebene 4 sind in Abschnitt 5.3 und 5.4 enthalten.

4 Baulicher und technischer Strahlenschutz

4 (1) Der bauliche Strahlenschutz (z. B. gebäudetechnische Komponenten) zielt auf den sicheren Einschluss von radioaktiven Stoffen, auf die Abschirmung von Strahlenquellen und die Vermeidung der Weiterverbreitung radioaktiver Stoffe in der Anlage. Bestandteil des baulichen Strahlenschutzes sind auch die Konzeption und die Anordnung von Räumen zur Optimierung der Aufenthaltszeiten.

4 (2) Der technische Strahlenschutz umfasst

- die Verwendung von Einrichtungen (u. a. Systeme, Werkzeuge und Verfahren) sowie
- weitere Vorkehrungen materieller Art wie Werkstoffwahl und Dekontaminierbarkeit zur Erfüllung der Kriterien gemäß der Nummer 1 (1).

4.1 Übergeordnete Kriterien

4.1.1 Sicherheitsebenen 1 und 2

4.1.1 (1) Bei der Planung baulicher und technischer Einrichtungen des Strahlenschutzes ist eine Erhöhung der Ortsdosisleistung in begehbaren Bereichen infolge langjährigen Betriebs der Anlage berücksichtigt.

4.1.1 (2) Bei der baulichen Gestaltung der Anlage sowie bei der Konstruktion und Anordnung insbesondere von Komponenten, die Aktivität führen, ist berücksichtigt, 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 getroffen, dass Komponenten unzerlegt und bei möglichst geringer Strahlenexposition ausgetauscht werden können. Die zur Erfüllung dieser Forderungen notwendigen Maßnahmen und Einrichtungen stehen sicherheitstechnischen Erfordernissen nicht entgegen; z. B. wird die Möglichkeit wiederkehrender Prüfungen der Komponenten nicht eingeschränkt.

4.1.1 (3) Die Räume des Kontrollbereichs sind nach dem Verwendungszweck des jeweiligen Raumes und der Häufigkeit und Aufenthaltszeit von Personen klassifiziert und entsprechend abgeschirmt.

4.1.1 (4) Wände, Decken und Böden von Räumen, in denen sich Strahlenquellen befinden, sind so bemessen, dass die durch Einstrahlung aus Nachbarräumen verursachte Ortsdosisleistung nur einen geringen Teil des für den betroffenen Raum geltenden oberen Richtwertes der Ortsdosisleistung beträgt.

4.1.1 (5) Bei häufig frequentierten Räumen wie Fluren, Treppenhäusern sowie Hygienetrakt, Erste-Hilfe-Raum oder an häufig besetzten Arbeitsplätzen ist durch Abschirmung oder Abstandshaltung sichergestellt, dass der Aufenthalt in diesen Bereichen nicht zu einer wesentlichen Strahlenexposition des Personals führt.

4.1.1 (6) Der erforderliche Platz zur ungehinderten Durchführung von Instandhaltungsarbeiten, zur Aufstellung zusätzlicher Abschirmungen, zum Einsatz spezieller Werkzeuge und sonstiger Ausbauhilfen sowie zum Absetzen ausgebaute Teile wird eingeplant. Die auftretenden Lasten sind bei der Bemessung der Bodenbelastbarkeit berücksichtigt.

4.1.1 (7) Räume, Systeme und Komponenten innerhalb des ständigen Kontrollbereichs sowie der Fußboden des außerhalb des Kontrollbereichs angeordneten Teils des Hygienetrakts sind leicht dekontaminierbar.

4.1.1 (8) Die für den Strahlenschutz erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen (Messgeräte, Schutzausrüstungen, Präparate, Probenahmeeinrichtungen, Strahlenschutzhilfsmittel etc.) sowie Räume zur Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Messungen, Plätze für die Kalibrierung der mobilen Strahlungsmessgeräte und Plätze für Strahlenschutzhilfsmittel sowie für Prüfstrahler und Proben sind in ausreichender Menge und Qualität verfügbar.

4.1.1 (9) Komponenten oder Systemabschnitte, in denen nicht festhaftende Ablagerungen radioaktiver Stoffe nicht vermieden werden können, sind zum Austragen dieser Stoffe spülbar. Komponenten oder Systemabschnitte mit flüssigen radioaktiven Stoffen sind, soweit technisch machbar, restentleerbar.

4.1.1 (10) Die für die Dekontamination von ausgebauten Teilen und Komponenten notwendigen Einrichtungen, Räume und Lagermöglichkeiten sind verfügbar. Zur Bearbeitung aktivierter und kontaminierter Bauteile und Komponenten ist eine „Heiße Werkstatt“ eingerichtet.

4.1.1 (11) Komponenten im Bereich hoher Ortsdosisleistung sind in besonderem Maß instandhaltungsarm und instandhaltungsgerecht ausgelegt und aufgestellt.

4.1.1 (12) Komponenten, von denen eine hohe Dosisleistung ausgeht, sind grundsätzlich gegeneinander abgeschirmt in eigenen Räumen aufgestellt. Ausnahmen sind begründet.

4.1.1 (13) Komponenten, an denen häufig wiederkehrende Prüfungen und Instandhaltungsarbeiten erwartet werden, sind so im Raum angeordnet, dass beim Zugang unnötige Strahlenexpositionen vermieden werden und die Arbeiten unter ergonomisch günstigen Bedingungen ausgeführt werden können. Soweit erforderlich, sind Ausbauhilfen für schwere Komponenten vorhanden. Zur Reduzierung der Strahlenexposition des Personals sind Einrichtungen vorgesehen, die die Aufenthaltsdauer im Strahlenfeld minimieren (z. B. Automatisierung, Fernbedienung, schnell abnehmbare Isolierungen).

4.1.1 (14) In die Planung der Anordnung von Komponenten wird einbezogen, dass der planmäßige Zugang zu einer Komponente mit nennenswerter Dosisleistung grundsätzlich nicht durch Bereiche erfolgt, in denen die Dosisleistung höher ist als an der Komponente selbst. Ausnahmen sind begründet.

4.1.2 Sicherheitsebene 3

4.1.2 (1) Sofern zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 die Bedienung von Einrichtungen vorgesehen ist, ist ein möglichst ungehinderter Zugang zu diesen Einrichtungen sichergestellt. Bei der Planung der Maßnahme werden für die gesamte mit der Maßnahme verbundene Strahlenexposition einschließlich Hin- und Rückweg zum Ort der Einrichtung die Anforderungen der Strahlenschutzverordnung zur Begrenzung der beruflichen Strahlenexposition zu Grunde gelegt.

4.1.2 (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 vorgesehen. Platz für erforderliche Ausbauhilfen ist verfügbar oder es sind diese vor Ort installiert.

4.1.2 (3) Es sind Bereiche auf dem Betriebsgelände vorgesehen, 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 geschützt.

4.1.3 Sicherheitsebene 4

4.1.3 (1) Einrichtungen sind so angeordnet und wenn notwendig so abgeschirmt, dass die Durchführbarkeit von Handmaßnahmen, die im Rahmen von Maßnahmen für die Sicherheitsebene 4 vorgesehen sind, gewährleistet ist.

4.1.3 (2) Es sind Bereiche auf dem Betriebsgelände vorgesehen, 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 geschützt.

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

4.2 Lüftungsanlagen

4.2 (1) Das Kernkraftwerk ist mit zuverlässigen Lüftungstechnischen Einrichtungen für folgende Räume ausgerüstet:

- a) 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 2.4 (1) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) gering gehalten wird;
- b) 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.

H i n w e i s: Weitere, sicherheitstechnische Kriterien für Lüftungsanlagen sind in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10) behandelt.

4.2 (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, verfügen die zugehörigen Lüftungstechnischen Einrichtungen über Luftfilteranlagen. Es ist zulässig, Lüftungstechnische Einrichtungen so zu realisieren, dass die Fortluft nur im Bedarfsfall über Filteranlagen geführt wird. Die Luftfiltereinrichtungen sind hinreichend zuverlässig und so beschaffen, dass sie unter den jeweiligen Einsatzbedingungen den erforderlichen Abscheidegrad haben. Zur Überprüfung ihres Zustandes sind die erforderlichen Einrichtungen vorgesehen.

4.2.1 Sicherheitsebenen 1 und 2

4.2.1 (1) Die Lüftungstechnischen Einrichtungen sind so ausgelegt und beschaffen und mit den Eigenschaften der übrigen Einrichtungen so abgestimmt, 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 kombiniert, so dass die einschlägigen Kriterien gemäß der Nummer 2.4 (1) der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) eingehalten werden. Fortluftanlagen, die Funktionen zur Unterdruckhaltung bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 ausführen, sind an die Notstromversorgung angeschlossen.

4.2.1 (2) In Räumen, die an die Lüftungsanlagen angeschlossen sind, wird durch Unterdruckhaltung und entsprechend gerichtete Strömungsführung oder durch Schließen geeigneter Absperrklappen ein unkontrolliertes Entweichen von Aktivität in die Umgebung verhindert. Die dazu notwendigen Maßnahmen sind von der Warte aus bedienbar.

4.2.1 (3) Zur Vermeidung einer Verschleppung radioaktiver Stoffe durch die Raumluft ist auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 die Luft im Kontrollbereich grundsätzlich so geführt und die Raumgruppen sind so gegeneinander und gegenüber der Atmosphäre abgedichtet, dass die Luft von Räumen oder Raumgruppen geringerer Kontaminationsgefährdung zu Räumen oder Raumgruppen mit höherer Kontaminationsgefährdung geführt wird. Ausnahmen sind begründet.

4.2.1 (4) Die Abluft wird überwacht und erforderlichenfalls über Filter abgegeben. Abluft, die auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 zur Unterdruckhaltung aus Bereichen des Sicherheitsbehälters, in denen Reaktorkühlmittel führende Komponenten vorhanden sind, anfällt, wird kontinuierlich durch Schwebstoff- und Iod- Sorptionsfilter gereinigt.

4.2.2 Sicherheitsebene 3

4.2.2 (1) Die Lüftungstechnischen Einrichtungen sind so ausgelegt und beschaffen und mit den Eigenschaften der übrigen Einrichtungen so abgestimmt, 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 kombiniert, so dass die einschlägigen Kriterien gemäß der Nummer 2.4 (1) in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) eingehalten werden. Die Fortluftanlagen und die Filteranlagen, die für den Einsatz während oder nach Ereignissen der Sicherheitsebene 3 vorgesehen sind, sind an die Notstromversorgung angeschlossen.

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

4.2.2 (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 ausgelegt, dass folgende Abscheidegrade beim Einsatz auf der Sicherheitsebene 3 nicht unterschritten werden:

- Schwebstoffe: $\eta = 99,9 \%$
- organisch gebundenes Iod: $\eta = 99 \%$
- elementares Iod: $\eta = 99,99 \%$.

4.2.2 (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 errichtet und werden so betrieben, dass die Unterschreitung eines bei der Planung technischer Schutzmaßnahmen gegen Ereignisse der Sicherheitsebene 3 zu Grunde gelegten Mindestabscheidegrades ausgeschlossen wird.

Insbesondere wird der Einfluss der Schadstoffbelastung während des Einsatzes auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 überwacht und ein angemessener Abstand zum Mindestabscheidegrad durch rechtzeitigen Wechsel des Filtermaterials sichergestellt.

4.2.2 (5) Filteranlagen nach der Nummer 4.2.2 (3) sind bezüglich ihrer aktiven Komponenten (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) ausgelegt. Die Filteranlagen sind mit Feuchteabscheidern und Nacherhitzern oder technisch gleichwertigen Einrichtungen ausgestattet, um Taupunktunterschreitungen in der Filterzuluft und Kondensateinspeicherung zu verhindern oder auf ein Ausmaß zu 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 spezifiziert. Wenn redundante Filter in einem Raum aufgestellt werden, ist sichergestellt, dass

- a) die redundanten Filter durch ein Ereignis der Sicherheitsebene 3, für dessen Beherrschung sie benötigt werden, nicht gleichzeitig ausfallen können und
- b) ein redundantes Filtersystem nicht durch Versagen eines anderen Filtersystems bei einem Ereignis der Sicherheitsebene 3, für dessen Beherrschung es benötigt wird, ebenfalls versagen kann.

4.2.3 Sicherheitsebene 4

4.2.3 (1) Lüftungstechnische Einrichtungen, die für den Einsatz im Rahmen von Maßnahmen auf der Sicherheitsebene 4 vorgesehen sind, sind so beschaffen, dass sie ihre hierfür benötigten sicherheitstechnischen Funktionen erfüllen.

4.2.3 (2) Filteranlagen, die für den Einsatz zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei Anlagenzuständen auf der Sicherheitsebene 4c vorgesehen sind, sind so ausgelegt, 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 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7) ist sichergestellt.

4.3 Einrichtungen zur Abwasserbehandlung

4.3.1 Sicherheitsebenen 1 und 2

4.3.1 (1) Die Einrichtungen zur Abwasserbehandlung und ihre Speicherkapazität sind so 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.

4.3.1 (2) Es ist durch zuverlässige Maßnahmen und Einrichtungen sichergestellt, 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.

4.3.2 Sicherheitsebene 3

4.3.2 (1) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, damit bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 anfallendes radioaktiv kontaminiertes Wasser nicht unkontrolliert in die Umgebung der Anlage gelangt.

4.3.3 Sicherheitsebene 4

Hinweis: Es gelten die übergeordneten Kriterien gemäß der Nummer 4.1.3 (1).

4.4 Sonstige Systeme mit Aktivitätsinventar

4.4.1 Sicherheitsebenen 1 und 2

4.4.1 (1) Aktivitätsführende Systeme werden kontrolliert entlüftet. Soweit in Systemen nennenswerte Ansammlungen von Spalt- und Radiolysegasen vorkommen können, sind diese an das Abgassystem angeschlossen. Die übrigen Systeme sind an die Systemabluft angeschlossen.

4.4.1 (2) Einrichtungen zur Druckbegrenzung an Systemen, die kontaminierte Medien enthalten, und die aufnehmenden Systeme oder Raumbereiche sind so beschaffen, dass bei einem Ansprechen die in die aufnehmenden Systeme oder Raumbereiche entwichenen Medien kontrolliert abgeführt werden können.

4.4.2 Sicherheitsebenen 3 und 4

Hinweis: Es gelten die übergeordneten Kriterien gemäß der Nummer 4.1.2 (1) und (2) für die Sicherheitsebene 3 bzw. 4.1.3 (1) für die Sicherheitsebene 4.

5 Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage

Hinweis: Für Einrichtungen der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung, die Aufgaben der Störfallinstrumentierung erfüllen, ergeben sich weitere Kriterien aus „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung“ (Modul 5), „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Elektrische Energieversorgung“ (Modul 12).

Zur Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage sind vorgesehen:

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.

5.1 Überwachung der Ableitung oder Freisetzung luftgetragener radioaktiver Stoffe in die Umgebung

5.1 (1) Maßnahmen und Einrichtungen zur Überwachung der Ableitung luftgetragener radioaktiver Stoffe sowie für den Fall von Freisetzungen luftgetragener radioaktiver Stoffe zur Bestimmung der freigesetzten Aktivität sind vorgesehen.

5.1 (2) Überwacht werden Ableitungen und Freisetzungen luftgetragener radioaktiver Stoffe über den Fortluftkamin sowie über alle weiteren Wege, auf denen luftgetragene radioaktive Stoffe in nennenswerter Menge abgeleitet oder freigesetzt werden können.

5.1 (3) Die kontinuierlich zu betreibenden Komponenten der Überwachungseinrichtungen verfügen über eine zuverlässige Energieversorgung.

5.1.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2

5.1.1 (1) Die Ableitung luftgetragener radioaktiver Stoffe mit der Fortluft wird durch fest installierte Einrichtungen überwacht. Mit Hilfe dieser Einrichtungen wird der Nachweis geführt, dass die genehmigten Werte für die Aktivitätsabgaben eingehalten werden und die Dosisgrenzwerte für Personen in der Umgebung nicht überschritten werden. Die Messwerte werden aufgezeichnet.

5.1.1 (2) Dazu werden

- a) die Ableitungen radioaktiver Edelgase, radioaktiver Schwebstoffe und radioaktiven Iods mit der Fortluft durch kontinuierliche Messung überwacht und bilanziert und
- b) die Ableitungen von Tritium, radioaktivem Strontium, Alphastrahlern und Kohlenstoff-14 mit der Fortluft bilanziert.

5.1.1 (3) Die Systemabluft gemäß der Nummer 4.4.1 (1) wird überwacht.

5.1.1 (4) Die Einrichtungen für die Überwachung der Ableitung radioaktiver Edelgase sowie zur Bilanzierung radioaktiver Schwebstoffe und radioaktiven Iods mit der Kaminfortluft sind redundant ausgeführt.

5.1.2 Überwachung bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3

5.1.2 (1) Die Überwachung luftgetragener radioaktiver Stoffe in der Fortluft ist auch bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sichergestellt.

5.1.2 (2) Zur Bestimmung der Aktivität luftgetragener radioaktiver Stoffe in der Kaminfortluft bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sind geeignete fest installierte Sammel- und Messeinrichtungen für radioaktive Edelgase, radioaktive Schwebstoffe und radioaktives gasförmiges Iod vorhanden.

5.1.2 (3) Soweit bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 luftgetragene radioaktive Stoffe in radiologisch relevantem Ausmaß über Pfade freigesetzt werden können, bei denen der Fortluftstrom nicht überwacht wird, werden zur Überwachung der Freisetzung die spezifische Aktivität oder Aktivitätskonzentration des Mediums in dem betreffenden System und die Menge des abgegebenen Mediums ermittelt und daraus die Aktivitätsabgabe berechnet.

5.1.3 Überwachung bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4

5.1.3 (1) Es ist sichergestellt, dass die Freisetzung luftgetragener radioaktiver Stoffe bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4 abgeschätzt werden kann.

5.1.3 (2) Zur Abschätzung der Freisetzung über das gefilterte Druckentlastungssystem des Sicherheitsbehälters bei Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4c sind geeignete Sammel- und Messeinrichtungen für radioaktive Edelgase, radioaktive Schwebstoffe und gasförmiges radioaktives Iod vorhanden.

5.1.3 (3) Es sind Hochdosisleistungsmesseinrichtungen und Probenahmeeinrichtungen vorhanden, die 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.

5.1.3 (4) 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 gemäß Abschnitt 6.1 in Verbindung mit der Erfassung der Ausbreitungsverhältnisse gemäß Abschnitt 6.2 sichergestellt.

5.2 Überwachung der Ableitung von radioaktiven Stoffen mit Wasser in die Umgebung

5.2.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2 sowie bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3

5.2.1 (1) Die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser wird überwacht. Anhand der Überwachung wird nachgewiesen, dass die genehmigten Werte für die Ableitung eingehalten werden.

5.2.1 (2) Die Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kontrollbereichen werden überwacht und bilanziert.

H i n w e i s: Gemäß der Nummer 3.1 (8) und 3.2 (2) werden die Abwässer aus Kontrollbereichen für alle Betriebszustände auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 und bei allen Ereignissen der Sicherheitsebene 3 gesammelt und nur dann kontrolliert abgeleitet, wenn sichergestellt ist, dass festgelegte Werte der Aktivitätskonzentration im Übergabebehälter nicht überschritten werden.

5.2.1 (3) Die Abwasserableitung aus Kontrollbereichen wird mittels fest installierter Aktivitätsmessstellen überwacht und bei Überschreitung festgelegter Werte rechtzeitig automatisch unterbrochen.

5.2.1 (4) Ableitungen radioaktiver Stoffe über sonstige Systeme, die Aktivität führen können, z. B. nukleares Nebenkühlwasser, Maschinenhausabwasser, werden überwacht und beim Überschreiten festgelegter Aktivitätswerte bilanziert.

5.2.1 (5) Das in den Vorfluter rückströmende Wasser wird kontinuierlich überwacht.

5.2.2 Überwachung bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4

5.2.2 (1) Bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4 werden etwaige Freisetzungen über den Abwasserpfad abgeschätzt.

5.3 Überwachung von Systemen

5.3 (1) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, durch die der Aktivitätsfluss in der Anlage und die Wirksamkeit von Barrieren gegen das Entweichen radioaktiver Stoffe überwacht werden, um frühzeitig erkennen zu können, wenn eine Freisetzung oder eine unzulässige Verbreitung radioaktiver Stoffe in der Anlage droht und um erforderliche Eingriffe rechtzeitig vornehmen zu können.

5.3.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2

5.3.1 (1) Die Überwachung ist so gestaltet, dass unzulässige Änderungen der Aktivitätskonzentration in Systemen, insbesondere Aktivitätsübertritte in Systeme oder Systembereiche, die auslegungsgemäß keine radioaktiven Stoffe enthalten, zuverlässig erkannt werden.

5.3.1 (2) Die Aktivitätskonzentration wird durch kontinuierliche Messung mittels fest installierter Messeinrichtungen und durch regelmäßige Probenahme überwacht. Wird die Aktivitätskonzentration im Hauptkühlmittelkreislauf, in den unmittelbar mit ihm verbundenen Systemen oder in den Beckenkühl- und Reinigungskreisläufen nicht kontinuierlich sondern durch Probenahmen bestimmt, erfolgen die Probenahmen hinreichend häufig.

5.3.1 (3) Bei Überschreitung vorgegebener Schwellenwerte bei den kontinuierlich messenden Einrichtungen wird eine Warnmeldung in der Warte ausgelöst.

5.3.1 (4) Eine Bestimmung der Aktivitätskonzentration in den Kreisläufen durch Probenahme erfolgt außerdem, wenn Anzeichen für eine erhöhte Aktivitätskonzentration vorliegen.

5.3.2 Überwachung bei Ereignisabläufen der Sicherheitsebenen 3 bis 4b

5.3.2 (1) Die Überwachung ist so gestaltet, 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.

5.3.2 (2) Bei Systemen, die nach der Nummer 5.3.1 (2) durch kontinuierliche Messung überwacht werden, ist dies auch auf der Sicherheitsebene 3 gewährleistet.

5.4 Überwachung der Radioaktivität in der Raumlufth (ortsfestes System)

5.4 (1) Räume oder Raumgruppen des Kontrollbereichs, die vom Betriebspersonal regelmäßig betreten werden und in denen erhöhte Raumlufthkontaminationen auftreten können, werden kontinuierlich auf die Radionuklidgruppen (Edelgase, Schwebstoffe, gasförmiges Iod) überwacht, die jeweils auftreten können. Hierfür sind Überwachungseinrichtungen fest installiert, die beim Überschreiten von Schwellenwerten Warnmeldungen auslösen.

Das fest installierte System gibt Hinweise auf die Begehrbarkeit überwachter Bereiche, den Anlagenzustand und die Integrität der Systeme.

H i n w e i s: Zusätzlich sind mobile Messeinrichtungen nach dem Abschnitt 5.6 verfügbar.

5.4.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2

5.4.1 (1) Das System ist so ausgelegt, dass bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2

- a) erhöhte Aktivitätskonzentrationen in der Raumlufth erkannt werden,
- b) die betroffenen Gebäude oder Raumgruppen identifiziert werden können und
- c) Undichtigkeiten an Aktivität führenden Systemen erkannt werden (Leckageüberwachung).

5.4.2 Überwachung bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 3 und 4

5.4.2 (1) Das System ist so ausgelegt, dass bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 Aktivitätsfreisetzungen in die Raumlufth erkannt und räumlich eingegrenzt werden können.

5.4.2 (2) Zur Überwachung der Aktivität in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 3 und 4 sind Hochdosisleistungsmesseinrichtungen und Probeentnahmeeinrichtungen vorhanden, durch die erforderliche Informationen zur Einleitung von Notfallmaßnahmen und zur Unterstützung von Katastrophenschutzmaßnahmen zur Verfügung gestellt werden.

H i n w e i s: Notfallmaßnahmen zur Probenahme zur Diagnose des Zustands im Sicherheitsbehälter sind implementiert, durch die Informationen bereitgestellt werden, die bei der Bewertung der radiologischen Auswirkungen einer gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters berücksichtigt werden (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfall-schutz“ [Modul 7], in der Nummer 3.1(2) und 3.3(6)).

5.5 Überwachung der Ortsdosisleistung (ortsfestes System)

5.5 (1) Zur kontinuierlichen Überwachung der Ortsdosisleistungen in Kontrollbereichen ist ein ortsfestes System vorhanden, das beim Überschreiten von Schwellenwerten Warnmeldungen auslöst.

H i n w e i s: Zusätzlich sind mobile Messeinrichtungen nach dem Abschnitt 5.6 verfügbar.

5.5 (2) Die Messwerte dieses ortsfesten Systems werden vor Ort und in der Warte angezeigt, und sie werden aufgezeichnet. Die Messwerte werden auf die Überschreitung von Warnschwellen überwacht. Eine solche Überschreitung wird vor Ort und in der Warte optisch und akustisch signalisiert.

5.5.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2

5.5.1 (1) Ortsfeste Dosisleistungsmessgeräte dieses Systems sind in solchen Bereichen der Anlage installiert, in denen Veränderungen der Ortsdosisleistung zu erwarten sind und Personen gewarnt werden müssen.

5.5.2 Überwachung bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3

5.5.2 (1) Das System ist so ausgelegt, dass es bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 Hinweise auf die Begehrbarkeit überwachter Bereiche geben kann.

5.5.2 (2) Zur Bewertung der radiologischen Folgen von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 wird die Ortsdosisleistung an geeigneter Stelle innerhalb der Anlage (z. B. im Reaktorgebäude und bei Siedewasserreaktoren zusätzlich im Maschinenhaus) überwacht.

5.5.3 Überwachung bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4

5.5.3 (1) Zur Bewertung der radiologischen Folgen von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 4b und 4c wird die Ortsdosisleistung an geeigneten Stellen innerhalb der Anlage (z. B. im Reaktorgebäude und bei Siedewasserreaktoren zusätzlich im Maschinenhaus) überwacht, so dass erforderliche Informationen zur Einleitung von Notfallmaßnahmen und zur Unterstützung von Katastrophenschutzmaßnahmen zur Verfügung gestellt werden.

5.6 Arbeitsplatzüberwachung und sonstige Mess- und Überwachungsaufgaben

5.6 (1) Es sind Vorkehrungen getroffen, dass zum Schutz von Personen, die in einem Kontrollbereich tätig werden, deren Arbeitsplätze überwacht und weitere erforderliche Überwachungsmaßnahmen z. B. an den Zugängen und an Personenschleusen sowie bei Kontrollgängen durchgeführt werden können und dass die Ermittlung der Körperdosis nach den rechtlichen Vorgaben erfolgen kann.

5.6 (2) Es sind Vorkehrungen getroffen, dass erforderliche Messungen und Kontrollen

- a) beim Herausbringen beweglicher Gegenstände aus Kontrollbereichen oder aus Überwachungsbereichen gemäß den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung,
- b) in Verbindung mit Freigabeverfahren nach den Vorgaben der Strahlenschutzverordnung und
- c) an radioaktiven Abfällen und schadlos zu verwertenden radioaktiven Stoffen im Hinblick auf Charakterisierung, Transportfähigkeit sowie auf die Integrität von Gebinden durchgeführt werden können.

5.6.1 Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2

5.6.1 (1) Für die Messaufgaben nach der Nummer 5.6 (1) werden an geeigneten Orten mobile Messgeräte vorgehalten oder Einrichtungen vorgesehen, 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.

5.6.1 (2) Für Arbeitsplätze, die für einen regelmäßigen Aufenthalt über einen längeren Zeitraum vorgesehen sind und an denen möglicherweise schnell veränderliche radiologische Bedingungen herrschen, sind erforderlichenfalls zur Überwachung bei Betriebszuständen der Sicherheitsebenen 1 und 2 fest installierte Messeinrichtungen für die Ortsdosisleistung und die Aktivitätskonzentration in der Raumluft vorhanden.

5.6.1 (3) Zur Überwachung der im Kontrollbereich tätigen Personen werden vorgehalten:

- a) Dosiswarngeräte,
- b) Personendosimeter,
- c) Personenkontaminationsmonitore,
- d) Messgeräte zur Ermittlung der inkorporierten Aktivität.

5.6.1 (4) Für Messaufgaben nach der Nummer 5.6 (2) sind entsprechende Messplätze an geeigneten Orten in der Anlage eingerichtet sowie im erforderlichen Umfang mobile Messgeräte vorhanden.

5.6.2 Überwachung bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 3 und 4

5.6.2 (1) Bei der Auslegung von Maßnahmen für Ereignisse der Sicherheitsebene 3 und bei der Planung von Maßnahmen für Ereignisabläufe und Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4 wird sichergestellt, dass diese Maßnahmen unter angemessener Strahlenschutzüberwachung durchgeführt werden können. Hierzu gehört insbesondere die Bereitstellung geeigneter Messgeräte.

5.7 Dokumentation der Ergebnisse der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage

5.7 (1) Die Ergebnisse der Messungen nach dem Abschnitt 5.1 bis 5.6 werden entsprechend den einschlägigen gesetzlichen oder behördlichen Vorgaben sowie nach Maßgabe der jeweils einschlägigen sicherheitstechnischen Regeln dokumentiert und aufbewahrt. Soweit zur Beweissicherung die Aufbewahrung von Proben erforderlich ist, sind hierzu geeignete Vorkehrungen getroffen.

5.7 (2) Soweit die Ergebnisse entsprechend den rechtlichen Vorgaben regelmäßig bei Überschreitung vorgegebener Werte oder bei bestimmten Anlässen an die zuständigen Behörden zu übermitteln sind, werden hinsichtlich des Umfangs und der Gestaltung die Vorgaben einschlägiger sicherheitstechnischer Regeln und behördlicher Richtlinien beachtet.

6 Strahlungsüberwachung in der Umgebung

6 (1) Ergänzend zur Emissionsüberwachung ermöglicht die Immissionsüberwachung eine zusätzliche Kontrolle der Ableitungen radioaktiver Stoffe sowie der Einhaltung von Dosisgrenzwerten in der Umgebung der Anlage. Entsprechende Einrichtungen und Messprogramme sind vorgesehen.

6 (2) Für die Immissionsüberwachung bestehen zwei Messprogramme:

- a) Ein Programm, das vom Genehmigungsinhaber durchgeführt wird (insbesondere zur Überwachung des Nahbereichs und von Primärmedien) und
- b) ein ergänzendes und kontrollierendes Programm, das von einer unabhängigen Messorganisation (im Folgenden: unabhängige Messstelle) durchgeführt wird (insbesondere zur Überwachung der weiteren Umgebung und von Nahrungsmitteln sowie Trinkwasser).

Aus Gründen der Kontrolle und zum Vergleich werden ausgewählte Medien durch beide Programme überwacht.

6 (3) Die Probenahme- und Messorte befinden sich dort, wo auf Grund der Verteilung der emittierten radioaktiven Stoffe in der Umwelt unter Berücksichtigung realer Nutzung durch Aufenthalt oder durch Verzehr dort erzeugter Lebensmittel ein maßgeblicher Dosisbeitrag zu erwarten ist. Darüber hinaus sind Probenentnahme- und Messorte vorgesehen, die vom bestimmungsgemäßen Betrieb weitgehend unbeeinflusst sind (Referenzorte).

H i n w e i s: Durch das Strahlenschutzvorsorgegesetz sind Maßnahmen zur Überwachung der Umweltradioaktivität geregelt, die der großräumigen Ermittlung von Radioaktivität und Dosisleistung dienen. Diese beziehen sich nicht auf die Überwachung einer konkreten Anlage.

6.1 Immissionsüberwachung

6.1.1 Immissionsüberwachung hinsichtlich Sicherheitsebenen 1 und 2

6.1.1 (1) Zur Immissionsüberwachung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sind Einrichtungen zur Bestimmung von

- a) Ortsdosis, Ortsdosisleistung und
- b) Aktivitätskonzentration in Umgebungsluft, Boden, Bewuchs, Nahrungsmitteln, Gewässern und Niederschlag vorhanden.

6.1.1 (2) Die Messprogramme sind so gestaltet, dass eventuelle langfristige Veränderungen infolge der Ableitungen radioaktiver Stoffe an den für die verschiedenen Expositionspfade relevanten Stellen aufgezeigt werden können. Hierzu werden die Ergebnisse des der Inbetriebnahme vorausgehenden Messprogramms, durch das die vom Betrieb der Anlage noch unbeeinflusste Umweltradioaktivität und Dosisleistungen erfasst wurden, herangezogen.

6.1.2 Immissionsüberwachung hinsichtlich Sicherheitsebenen 3 und 4

6.1.2 (1) Zur Immissionsüberwachung auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 sind Einrichtungen zur Bestimmung von

- a) Ortsdosis, Ortsdosisleistung,
- b) Bodenkontamination und
- c) Aktivitätskonzentration in Umgebungsluft, Boden, Bewuchs, Nahrungsmitteln, Gewässern und Niederschlag vorhanden.

6.1.2 (2) Für die Immissionsüberwachung auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 liegen Probeentnahme- und Messverfahren vor. Die erforderlichen Messungen werden durch regelmäßige Messfahrten des Genehmigungsinhabers und der unabhängigen Messstellen an festgelegten Probenentnahme- und Messpunkten des Störfallmessprogramms eingeübt.

6.1.2 (3) Für die Sicherheitsebenen 3 und 4 sind Probeentnahme- und Messverfahren festgelegt, deren Messbereiche lückenlos an die Messbereiche für den bestimmungsgemäßen Betrieb anschließen und soweit reichen, dass die Immissionen bei allen zu unterstellenden Ereignissen der Sicherheitsebene 3 sowie bei solchen Ereignissen der Sicherheitsebene 4 erfasst werden, die Maßnahmen des Katastrophenschutzes erfordern.

6.2 Erfassung der Ausbreitungsverhältnisse

6.2 (1) Zur Beurteilung der radiologischen Auswirkungen von Emissionen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 werden die für die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe relevanten meteorologischen und hydrologischen Parameter standortspezifisch erfasst.

6.2 (2) Mit einer Instrumentierung am Standort der Anlage werden die für die Ausbreitung radioaktiver Stoffe bedeutsamen Einflussgrößen fortlaufend gemessen.

6.2 (3) Für den Fall einer Nichtverfügbarkeit der Instrumentierung sind Ersatzmaßnahmen festgelegt.

6.3 Dokumentation der Ergebnisse der Überwachung in der Umgebung

6.3 (1) Über die Ergebnisse aus der Immissionsüberwachung berichten Genehmigungsinhaber und unabhängige Messstellen den zuständigen Behörden in Form von Quartalsberichten und Jahresberichten. Unabhängig hiervon werden die zuständigen Behörden unverzüglich informiert, wenn auf Grund der Messergebnisse eine Überschreitung der Dosisgrenzwerte für Personen der Bevölkerung zu besorgen ist.

7 Ermittlung radiologischer Auswirkungen zur Planung von Katastrophenschutzmaßnahmen

H i n w e i s: In diesem Abschnitt werden Kriterien für die Ermittlung radiologischer Auswirkungen zur Planung von Katastrophenschutzmaßnahmen durch deterministische Untersuchungen definiert. Sobald detaillierte Berechnungsgrundlagen hierfür vorliegen werden sie angewendet.

7 (1) Zur Planung von Maßnahmen des Katastrophenschutzes werden für die gemäß Abschnitt 2 der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7) bei der Planung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes berücksichtigten Anlagenzustände, Ereignisabläufe und Phänomene (Sicherheitsebenen 4b und 4c), bei denen es zu Freisetzungen kommt, die Maßnahmen des Katastrophenschutzes erforderlich machen können, die potenziellen radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage ermittelt.

7 (2) Die Ermittlung der radiologischen Auswirkungen hat zum Ziel, eine Einschätzung über das potenzielle Erfordernis der Maßnahmen des Katastrophenschutzes

- a) Aufenthalt in Gebäuden,
- b) Einnahme von Iodtabletten,
- c) Evakuierung,

zu ermöglichen. Zu diesem Zweck werden möglichst realistische Werte für den Vergleich mit den jeweiligen Eingreifrichtwerten für die vorgenannten Maßnahmen ermittelt.

7 (3) Zur Ermittlung der radiologischen Auswirkungen werden möglichst realistische Annahmen, Modelle und Parameter verwendet. Wo dies nicht praktikabel ist, werden Unsicherheiten im Kenntnisstand über die relevanten Prozesse und Parameter durch konservative Annahmen, die der Zielsetzung gemäß der Nummer 7 (2) angemessen sind, berücksichtigt.

7.1 Quelltermmittlung

7.1 (1) Auf der Sicherheitsebene 4b werden für Leckereignisse mit Umgehung des Sicherheitsbehälters Quellterme auf Basis des zu unterstellenden Umfangs ereignisbedingt versagender Brennstab-Hüllrohre abgeschätzt.

7.1 (2) Die Quelltermmittlung für Anlagenzustände auf der Sicherheitsebene 4c wird anlagenspezifisch auf der Basis von Freisetzungskategorien vorgenommen, durch die Anlagenzustände mit jeweils ähnlichen Freisetzungen und Freisetzungsverläufen geeignet zusammengefasst werden.

7.2 Ermittlung der radiologischen Auswirkungen

7.2 (1) Die radiologischen Auswirkungen werden unter Berücksichtigung der Variation der Ausbreitungsverhältnisse jeweils spezifisch für die Zonen und Sektoren ermittelt, in die die Umgebung der Anlage zur Katastrophenschutzplanung eingeteilt wird.

7.2 (2) Die radiologischen Auswirkungen werden für Ausbreitungsverhältnisse, die für den Standort repräsentativ sind, abgeschätzt. Dabei wird die Variabilität der Ausbreitungsverhältnisse berücksichtigt, soweit sie im Hinblick auf die Katastrophenschutzplanung zu relevanten Unterschieden der radiologischen Auswirkungen führen kann.

7.2 (3) Die Strahlenexposition wird so ermittelt, dass sie einen direkten Vergleich mit den einschlägigen Eingreifrichtwerten für die in der Nummer 7 (2) genannten Katastrophenschutzmaßnahmen ermöglicht. Expositionspfade und -zeiten werden der Berechnung konsistent mit der Definition der Eingreifrichtwerte zu Grunde gelegt.

**Detailkriterien für die Berechnung der radiologischen Auswirkungen zum
Nachweis der Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung auf den Sicherheits-
ebenen 1 bis 3**

A1 1 Sicherheitsebenen 1 und 2

A1 1 (1) Für Planungszwecke werden zur Berechnung der Strahlenexposition durch Direktstrahlung in der Umgebung der Anlage Annahmen, Parameter und Rechenmodelle verwendet, durch die für die zu berechnende Strahlenexposition ein konservatives Ergebnis ermittelt wird.

A1 1 (2) 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.

A1 2 Sicherheitsebene 3

A1 2 (1) Die möglichen radiologischen Auswirkungen werden für die Ereignisse der Sicherheitsebene 3 berechnet, für die gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) die Einhaltung radiologischer Sicherheitsziele nachzuweisen ist. Bei der Berechnung werden in der Regel die Annahmen, Parameter und Rechenmodelle zu Grunde gelegt, die in den einschlägigen Störfallberechnungsgrundlagen festgelegt sind.

A1 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 werden im Einzelnen begründet; dabei wird nachgewiesen, dass die anderen Parameter und Rechenmodelle den tatsächlichen Gegebenheiten des jeweiligen Einzelfalles besser entsprechen.

A1 2 (3) Für die Berechnung werden Annahmen, Parameter und Rechenmodelle verwendet, mit denen die zu erwartende Strahlenexposition in der Umgebung der Anlage in einer für Planungszwecke hinreichend konservativen Weise ermittelt wird.

A1 2 (4) Dazu werden 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 zugrunde gelegt und hierbei - soweit möglich - beobachtete Häufigkeitsverteilungen herangezogen.

Bei Anwendung vereinfachter Berechnungsverfahren werden die Annahmen, Rechenmodelle und Parameter so festgelegt, dass gemäß der Nummer A1 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 u n d / o d e r 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.

H i n w e i s: Für eine Nachweisführung unter Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten gelten die Kriterien gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6), in dem Abschnitt 3.3, für eine abdeckende

Nachweisführung die dortigen Kriterien in dem Abschnitt 3.4.

A1 2 (5) Parameter für die Berechnung der Aktivitätsfreisetzung, deren Werte stark streuen können, werden

- konservativ abgeschätzt oder
- so gewählt, dass die aus der Freisetzung zu berechnende nuklidspezifische Aktivitätskonzentration und Kontamination in der Umgebung der Anlage mindestens 95 % der Streubreiche abdecken oder
- unter Beachtung der folgenden Bedingungen anhand ihrer beobachteten Häufigkeitsverteilung festgelegt.

A1 2 (5a) Es liegen gesicherte Verteilungsfunktionen der Parameter vor; dazu gehört auch die Gewinnung der Messwerte in einer repräsentativen zeitlichen Verteilung.

A1 2 (5b) Die für die Berechnung der Aktivitätsfreisetzung verwendeten Parameterwerte decken 95 % der Verteilung der Messwerte ab.

A1 2 (5c) Wenn für den jeweiligen Standort geeignete meteorologische Daten vorliegen, kann das statistische Rechenverfahren auch bei der Ermittlung der Ausbreitungsparameter angewendet werden.

A1 2 (6) Bei der Berechnung der möglichen radiologischen Auswirkungen von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 werden Freisetzungen radioaktiver Stoffe über den Abluftpfad berücksichtigt

A1 2 (7) Die Strahlenexposition wird über die Expositionspfade äußere Bestrahlung, Inhalation und Ingestion ermittelt. Bei der Berechnung der Strahlenexposition wird den Nutzungseinschränkungen nach Eintritt eines Ereignisses der Sicherheitsebene 3 Rechnung getragen.

Hinweis: Annahmen zum Verzehrverhalten und zu Nutzungseinschränkungen sind in den Störfallberechnungsgrundlagen festgelegt (siehe in der Nummer A1 2 (1)).

A1 2 (8) Bei der Berechnung werden ferner die tatsächlichen Verhältnisse in der Umgebung des Standortes berücksichtigt.

A1 2 (9) Abweichend von den Kriterien gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), in der Nummer 3.1 (8) 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 Reaktorschnellabschaltung wirksam wird, soweit dies nicht vom jeweiligen Ereignis selbst beeinträchtigt wird.

A1 2 (10) Abweichend von den Kriterien gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), in der Nummer 2.1 (5) kann die Berechnung der radiologischen Auswirkungen von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 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 Betriebsbewahrung besitzen und wenn sie nicht von den Folgen des jeweiligen Ereignisses in ihrer Funktionsfähigkeit beeinträchtigt werden.

A1 2 (11) Ein über die Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, System und Komponenten“ (Modul 10), Abschnitt 1.1 hinaus gehender Einzelfehler zur Verschärfung der jeweiligen Randbedingungen in der Analyse zum Nachweis der Begrenzung der Strahlenexposition für die Bevölkerung wird nicht unterstellt.

Hinweis: Für den Nachweis der Begrenzung der Strahlenexposition für die Bevölkerung auf der Sicherheitsebene 3 gemäß den Anforderungen der Strahlenschutzverordnung sind weitere Randbedingungen durch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6), Abschnitt 3.2.4 festgelegt.

J

MODUL 10

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen,
Systemen und Komponenten"**

Inhaltsübersicht

0 Zielsetzung und Geltungsbereich

1 Allgemeine Kriterien

- 1.1 Kriterien zur Beherrschung von Einzelfehlern
 - 1.1.1 Allgemeine Redundanzkriterien für die Betriebsphasen A und B
 - 1.1.2 Allgemeine Redundanzkriterien für Sicherheitseinrichtungen für die Betriebsphasen C bis F
 - 1.1.3 Spezifische Kriterien
- 1.2 Instandhaltungsmaßnahmen an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen
 - 1.2.1 Instandhaltungsmaßnahmen zur Herstellung des bestimmungsgemäßen Zustands einer sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtung (Instandsetzung)
 - 1.2.2 Kriterien für die Vorbeugende Instandhaltung in den Betriebsphasen A und B
- 1.3 Vermeidung von Mehrfachausfällen
- 1.4 Sicherstellung der Funktionsbereitschaft von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen

2 Kriterien zur Beherrschung von Einwirkungen von innen

- 2.1 Allgemeine Kriterien
- 2.2 Ereignisspezifische Kriterien
 - 2.2.1 Anlageninterner Brand
 - 2.2.2 Anlageninterne Überflutung
 - 2.2.3 Komponentenversagen mit potentiellen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen
 - 2.2.4 Absturz und Anprall von Lasten mit potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen
 - 2.2.5 Elektromagnetische Einwirkungen
 - 2.2.6 Kollision von Fahrzeugen auf dem Anlagengelände mit sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Anlagenteilen, Systemen oder Komponenten
 - 2.2.7 Gegenseitige Beeinflussung von Mehrblockanlagen und Nachbaranlagen
 - 2.2.8 Explosionsschutz

3 Kriterien zur Beherrschung von Einwirkungen von außen

- 3.1 Allgemeine Kriterien
 - 3.2 Ereignisspezifische Kriterien
 - 3.2.1 Zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfälle)
 - 3.2.2 Sonstige zivilisatorische Einwirkungen
 - 3.2.3 Naturbedingte Einwirkungen
- #### **4 Kriterien für Maßnahmen und Einrichtungen, bei deren Vorhandensein das Eintreten spezifischer Ereignisse nicht unterstellt wird (Vorsorgemaßnahmen)**
- 4.1 Übergeordnete Kriterien

4.2 Ereignisspezifische Kriterien

4.2.1 Eintrag von Deionat oder minderboriertem Kühlmittel in den Reaktorkern

4.2.2 Absturz eines Brennelements in den Reaktorkern während des Brennelementwechsels (SWR)

Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens (SWR)

4.2.3 Fehlbeladung des Reaktorkerns bzw. Fehlbelegung des Brennelementlagerbeckens bzw. des Transport- und Lagerbehälters mit mehr als einem Brennelement

4.2.4 Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohrleitungen im Ringraum und in der Armaturenkammer (DWR) bzw. zwischen Sicherheitsbehälter und erster Absperrmöglichkeit außerhalb des Sicherheitsbehälters (SWR)

4.2.5 Dichtheitsverlust zwischen Druck- und Kondensationskammer (SWR)

5 Spezifische Kriterien für bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten

5.1 Kriterien für bauliche Anlagenteile (Bauwerke)

5.2 Komponentenspezifische Kriterien

5.2.1 Allgemeine Kriterien

5.2.2 Kriterien für Stützkonstruktionen, Halterungen und Bühnen

5.2.3 Kriterien für elektrische Antriebe

5.2.4 Kriterien für Armaturen

5.2.5 Kriterien für Druckabsicherung und Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufes und des Frischdampfsystems

5.2.6 Kriterien für Pumpen

5.2.7 Kriterien für Wärmetauscher

5.2.8 Kriterien für Rohrleitungen und Behälter

5.2.9 Kriterien für Hebezeuge und Lastanschlagpunkte

5.3 Systemspezifische Kriterien

5.3.1 Kriterien für das Not- und Nachkühlsystem

5.3.2 Kriterien für Notstandseinrichtungen

5.3.3 Kriterien für Lüftungstechnische Einrichtungen zur Klimatisierung von Räumen

5.3.4 Kriterien für das Druckabbausystem (SWR)

5.3.5 Kriterien für Entgasungsmöglichkeiten für Reaktordruckbehälter

6 Sonstige Kriterien

6.1 Kriterien für Rettungswege und an die Alarmierung

6.2 Kriterien für die Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände

6.3 Kriterien für die Gestaltung der Arbeitsumgebung und Arbeitsmittel

0 Zielsetzung und Geltungsbereich

Dieser Regeltext enthält sicherheitstechnische Kriterien für die Auslegung sicherheitstechnisch wichtiger baulicher Anlagenteile, Systeme und Komponenten in Kernkraftwerken und an deren sicheren Betrieb.

Weitere, spezifische Kriterien für Auslegung und Betrieb von Einrichtungen in Kernkraftwerken finden sich gesondert in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“:

- „Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“ (Modul 2),
- „Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4),
- „Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung“ (Modul 5),
- „Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7),
- „Kriterien für den Strahlenschutz“ (Modul 9),
- „Kriterien für die Handhabung und Lagerung der Brennelemente“ (Modul 11),
- „Kriterien für die Elektrische Energieversorgung“ (Modul 12),

Für Einrichtungen, die darin nicht erfasst sind, gelten in Bezug auf den Anwendungsfall anerkannte Regeln der Technik, z. B. das konventionelle Regelwerk. Bei Anwendung von anerkannten Regeln der Technik sind diese im Einzelfall daraufhin überprüft, ob sie dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

1 Allgemeine Kriterien

1.1 Kriterien zur Beherrschung von Einzelfehlern

Hinweis: Die Annahme des Einzelfehlers ist ein deterministisches Konzept für die Auslegung von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen in Kernkraftwerken. Die Unterstellung des Einzelfehlers dient bei der Auslegung von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen der Sicherstellung einer ausreichenden Redundanz und Entmaschung. Wird eine sicherheitstechnisch wichtige Einrichtung entsprechend dem Einzelfehlerkonzept ausgelegt, so kann mit hinreichender Sicherheit davon ausgegangen werden, dass ihre Funktionsfähigkeit nicht vom zufälligen Ausfall eines beliebigen einzelnen Teils der Einrichtung abhängt.

Die nachfolgenden Kriterien stellen eine Konkretisierung der in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1) formulierten Grundsätze zum Einzelfehlerkonzept dar.

1.1 (1) Der erforderliche Redundanzgrad von Einrichtungen zur Sicherstellung einer Sicherheitsfunktion ist abhängig von deren sicherheitstechnischer Bedeutung im gestaffelten Sicherheitskonzept.

1.1 (2) Ein Einzelfehler führt nicht zu sicherheitstechnisch relevanten Ausfällen von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen zur Sicherstellung einer Sicherheitsfunktion in anderen Redundanten.

1.1.1 Allgemeine Redundanzkriterien für die Betriebsphasen A und B

Hinweis: Für die Definitionen der Betriebsphasen siehe: „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse (Modul 3)“

1.1.1.1 Redundanzkriterien für Einrichtungen der Sicherheitsebene 1

Für Einrichtungen der Sicherheitsebene 1 besteht keine Anforderung an redundante Auslegung (Redundanzgrad $n+0$).

1.1.1.2 Redundanzkriterien für Einrichtungen der Sicherheitsebene 2

1.1.1.2 (1) Für Einrichtungen zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 2 sind für den Anforderungsfall weder ein Einzelfehler noch die Unverfügbarkeit einer Redundante infolge von Instandhaltungsmaßnahmen (Instandhaltungsfall) unterstellt (Redundanzgrad $n+0$).

Für die Leittechnik-Funktionen der Kategorie B gilt jedoch der Redundanzgrad $n+1$ (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung“ [Modul 5] Abschnitt 3.3).

1.1.1.2 (2) Instandhaltungsarbeiten an Einrichtungen, die Leittechnik-Funktionen der Kategorie B ausführen (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung“ [Modul 5]), werden nur unter Berücksichtigung von spezifizierten zulässigen Instandhaltungszeiten durchgeführt.

1.1.1.3 Redundanzkriterien für Einrichtungen der Sicherheitsebene 3

1.1.1.3 (1) In den zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 notwendigen Sicherheitseinrichtungen ist im Anforderungsfall ein Einzelfehler und grundsätzlich gleichzeitig der Instandhaltungsfall unterstellt (Redundanzgrad $n+2$).

Bei den Instandhaltungsfällen sind alle in den jeweils relevanten Betriebsphasen durchführbaren Instandhaltungsmaßnahmen berücksichtigt.

Wenn bei einer Sicherheitseinrichtung lediglich ein Redundanzgrad von $n+1$ realisiert ist (z. B. bei Primärkreis- oder Gebäudeabschlussarmaturen), werden Instandhaltungsmaßnahmen nur durchgeführt, wenn während der Dauer der instandhaltungsbedingten Unverfügbarkeit einer solchen Einrichtung deren sicherheitstechnische Funktion durch Ersatzmaßnahmen anderweitig zuverlässig gewährleistet ist (z. B. vorsorgliches Schließen der 2. Abschlussarmatur).

1.1.1.3 (2) Instandhaltungsarbeiten an Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 werden nur unter Berücksichtigung der Kriterien gemäß dem Abschnitt 1.2 durchgeführt (zeitweise auf $n+1$ reduzierter Redundanzgrad).

1.1.1.4 Redundanzkriterien für Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a

1.1.1.4 (1) Für Einrichtungen, die zur Beherrschung der Ereignisse der Sicherheitsebene 4a erforderlich sind, ist im Anforderungsfall grundsätzlich weder ein Einzelfehler noch ein Instandhaltungsfall unterstellt (Redundanzgrad $n+0$).

1.1.1.4 (2) Sofern zur Beherrschung der Einwirkungen aus den Notstandsfällen Flugzeugabsturz sowie Explosionsdruckwelle die Funktion von Einrichtungen innerhalb von 30 Minuten erforderlich ist, ist ein Einzelfehler in aktiven Systemteilen dieser Einrichtungen unterstellt (Redundanzgrad $n+1$).

1.1.1.5 Redundanzkriterien für Einrichtungen der Sicherheitsebene 4b und 4c

Für Einrichtungen der Sicherheitsebenen 4b und 4c ist weder ein Einzelfehler noch ein Instandhaltungsfall unterstellt (Redundanzgrad $n+0$).

1.1.2 Allgemeine Redundanzkriterien für Sicherheitseinrichtungen für die Betriebsphasen C bis F

1.1.2 (1) Für die Zeiträume planmäßig durchgeführter Instandhaltungsmaßnahmen in den Betriebsphasen C bis F an für diese Betriebsphasen notwendigen Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 ist ein Einzelfehler, jedoch kein weiterer Instandhaltungsfall unterstellt (Redundanzgrad $n+1$).

1.1.2 (2) Ein Redundanzgrad $n+0$ ist in den Betriebsphasen E und F dann zulässig, wenn bei Ausfall der Sicherheitseinrichtung die Zeit bis zur Nichteinhaltung von Nachweiskriterien mehr als 10 Stunden beträgt und die ausgefallenen oder in Instandhaltung befindlichen aktiven sicherheitsrelevanten Einrichtungen zuverlässig innerhalb dieses Zeitraums verfügbar sind.

1.1.3 Spezifische Kriterien

1.1.3.1 Einzelfehlerannahmen bei aktiven und passiven Einrichtungen

1.1.3.1 (1) Einzelfehler werden bei aktiven Einrichtungen immer und bei passiven Einrichtungen grundsätzlich unterstellt. Ausnahmen sind begründet.

1.1.3.1 (2) In passiven Einrichtungen ist ein Einzelfehler dann nicht unterstellt, wenn nachgewiesen ist, dass sie mindestens die Kriterien hinsichtlich Auslegung, Konstruktion, Werkstoffwahl, Herstellung, Prüfbarkeit und Betriebsbedingungen an die Äußeren Systeme gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) erfüllen.

1.1.3.1 (3) Rückflussverhinderer zählen dann zu den passiven Einrichtungen, wenn sie im Anforderungsfall für die Wahrnehmung der Sicherheitsfunktion ihre Ausgangsstellung nicht ändern müssen.

1.1.3.2 Ermittlung des ungünstigsten Einzelfehlers

Der im Hinblick auf die Einhaltung des jeweiligen Nachweiskriteriums ungünstigste Einzelfehler ist begründet.

1.1.3.3 Kombination von Einzelfehler und Instandhaltungsfall

Ist gemäß den sicherheitstechnischen Redundanzgradkriterien ein gleichzeitiger Instandhaltungsfall unterstellt, wird die insgesamt ungünstigste Kombination eines Einzelfehlers mit dem Instandhaltungsfall betrachtet.

1.1.3.4 Einzelfehler infolge Fehlbedienung

Eine betrieblich mögliche Fehlbedienung, die eine Fehlfunktion von Einrichtungen zur Folge hat, ist einem Einzelfehler gleichgesetzt.

1.1.3.5 Einzelfehler bei vorgesteuerten Armaturen

Bei eigenmediumbetätigten Sicherheitsventilen, Abblaseventilen und Absperrventilen des Reaktorkühlkreises und des Frischdampfsystems, die zur Störfallbeherrschung erforderlich sind, ist der Einzelfehler in der Vorsteuerung unterstellt.

1.1.3.6 Einzelfehler in mehreren zur Beherrschung des Anforderungsfalls erforderlichen Einrichtungen

Müssen zur Beherrschung eines zu unterstellenden Anforderungsfalls mehrere Einrichtungen gleichzeitig oder zeitlich nacheinander ihre Funktion erfüllen, so ist das Auftreten eines Einzelfehlers für die Summe der Einrichtungen unterstellt, nicht aber in mehreren der benötigten Einrichtungen gleichzeitig.

1.2 Instandhaltungsmaßnahmen an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen

Für die Instandhaltung existieren ausführliche Betriebsvorschriften.

1.2.1 Instandhaltungsmaßnahmen zur Herstellung des bestimmungsgemäßen Zustands einer sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtung (Instandsetzung)

Instandhaltungsmaßnahmen zur Herstellung des bestimmungsgemäßen Zustands einer sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtung, bei der gemäß den Kriterien aus dem Abschnitt 1.1.1 im Anforderungsfall ein Instandhaltungsfall unterstellt wird, sind innerhalb der in den Betriebsvorschriften spezifizierten Zeiten zulässig.

1.2.1.1 Kriterien bei Feststellung von Mängeln an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen

1.2.1.1 (1) Bei Feststellung von Mängeln an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen, die eine Unverfügbarkeit der Einrichtung im Anforderungsfall zur Folge haben, werden unverzüglich Maßnahmen zur Identifizierung der Fehlerursache und zur Behebung des Mangels eingeleitet.

1.2.1.1 (2) Hat ein festgestellter Mangel eine Unverfügbarkeit einer sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtung zur Folge, gelten die nach der Nummer 1.2.1.2 zu ermittelnden Instandsetzungszeiten. In Fällen, in denen in den Betriebsvorschriften keine expliziten Vorgaben für zulässige Instandsetzungszeiten für Sicherheitseinrichtungen enthalten sind, wird die Anlage unverzüglich in einen Betriebszustand überführt, in dem die Verfügbarkeit dieser Einrichtungen nicht oder in eingeschränktem Umfang erforderlich ist. Die Betriebsvorschriften enthalten Anweisungen zur Bestimmung eines geeigneten Betriebszustandes für derartige Fälle.

1.2.1.2 Festlegung zulässiger Instandsetzungszeiten

Die zulässigen Unverfügbarkeitszeiten von Einrichtungen zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 2 bis 4a sind ermittelt und in den Betriebsvorschriften festgelegt. Insbesondere enthalten diese Festlegungen folgende Angaben:

- Zulässige Dauer der Unverfügbarkeit einer bzw. von mehreren dieser Einrichtungen bzw. deren Mindestverfügbarkeit für jede Betriebsphase.
- Eindeutige Beschreibung der Maßnahmen, die bei Erreichung der zulässigen Unverfügbarkeitszeiten einzuleiten sind (z. B. Leistungseinschränkung bzw. einzustellender Anlagenzustand, Maßnahmen zur Reduzierung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Ereignissen).

1.2.1.3 Maßnahmen bei absehbarer Überschreitung von zulässigen Instandsetzungszeiten

Ist bei der Feststellung eines Mangels an einer sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtung, für die die zulässige Instandsetzungszeiten festgelegt sind, abzusehen, dass eine Instandsetzung innerhalb der zulässigen Zeit nicht möglich ist, werden die gemäß der Nummer 1.2.1.2 vorgesehenen Maßnahmen unverzüglich eingeleitet.

1.2.1.4 Wartungsmaßnahmen an Sicherheitseinrichtungen

Sind zur Gewährleistung der Funktionsfähigkeit von Sicherheitseinrichtungen Wartungen erforderlich, können diese ohne besondere weitere Einschränkungen immer durchgeführt werden, wenn

- die Wartungsmaßnahme nur Unverfügbarkeitszeiten der Sicherheitseinrichtung < 8 Stunden verursacht und
- die Sicherheitseinrichtung im Anforderungsfall rasch in den Betriebszustand zurückversetzt werden kann, wobei dies auch unter den Bedingungen eines eingetretenen Störfalls möglich ist und
- die Arbeiten auf eine Redundante beschränkt bleiben.

1.2.2 Kriterien für die Vorbeugende Instandhaltung in den Betriebsphasen A und B

1.2.2.1 Zulässigkeit von vorbeugender Instandhaltung im Betrieb (VIB) in Abhängigkeit vom erforderlichen Redundanzgrad

1.2.2.1 (1) Die Dauer und die Randbedingungen unter denen VIB an Einrichtungen zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a in den Betriebsphasen A und B zugelassen ist, sind unter Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Anforderungen in den Betriebsvorschriften festgelegt.

1.2.2.1 (2) Folgende Kriterien sind bei den Festlegungen eingehalten:

- Wenn VIB an Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 durchgeführt wird, dann ist der Redundanzgrad der Einrichtungen größer oder gleich $n+2$. Bei $n+3$ und höher redundanten Sicherheitseinrichtungen bestehen hinsichtlich VIB in einer Redundanten keine über die Kriterien gemäß der Nummer 1.2.2.2 hinausgehenden Kriterien.
- Die Unverfügbarkeit infolge VIB ist bei $n+2$ Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 unter Berücksichtigung der Zuverlässigkeitsvorgaben an die jeweilige Sicherheitseinrichtung zeitlich begrenzt. Bei $n+2$ Einrichtungen wird die Unverfügbarkeitsdauer pro Redundante und Jahr von 7 Tagen nicht überschritten. Für längere Zeiträume liegen Begründungen in Form von anlagenpezifischen Einzelnachweisen vor.

- Einrichtungen der Sicherheitsebene 2 mit einem Redundanzgrad von n+1 werden nur dann einer VIB unterzogen, wenn eine Bewertung über die ausreichende Zuverlässigkeit der Einrichtungen unter Berücksichtigung der relevanten Anforderungsfälle durchgeführt ist.
- Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a werden nur dann einer VIB unterzogen, wenn eine Bewertung über die ausreichende Zuverlässigkeit der Einrichtungen unter Berücksichtigung der relevanten Anforderungsfälle durchgeführt ist.

1.2.2.2 Spezielle Kriterien

VIB-Maßnahmen sind über die Kriterien aus dem Abschnitt 1.2.2.1 hinaus nur zulässig, wenn folgende Randbedingungen eingehalten werden:

- Die VIB-Maßnahme führt nicht zu einer nennenswerten Erhöhung der Eintrittswahrscheinlichkeit für Ereignisse der Sicherheitsebenen 2 und 3.
- VIB-Maßnahmen werden nicht in mehreren Redundanten gleichzeitig durchgeführt, sondern sind auf eine Redundante beschränkt.
- Die VIB-Maßnahme führt zu keinen Ausfällen nicht betroffener sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen.
- Die VIB-Maßnahme erhöht nicht die Möglichkeiten für Ausfälle von sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen infolge gemeinsamer Ursachen.
- Die Einhaltung der Kriterien für Instandhaltungsmaßnahmen bei VIB ist unter den Bedingungen der Betriebsphasen A und B sichergestellt (z. B. uneingeschränkte Durchführbarkeit von Funktionsprüfungen nach erfolgter Instandhaltung).
- Die Integrität der beiden Barrieren Druckführende Umschließung und Sicherheitsbehälter und die Zuverlässigkeit ihrer sicherheitstechnischen Funktionen sind durch VIB Maßnahmen nicht unzulässig beeinträchtigt.

1.3 Vermeidung von Mehrfachausfällen

1.3 (1) Gegen Ausfälle infolge gemeinsamer Ursachen an mehreren zueinander redundanten Sicherheitseinrichtungen sind geeignete Maßnahmen und Einrichtungen unter Anwendung der Auslegungsgrundsätze gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), der Nummer 3.1 (3) vorhanden.

1.3 (2) Sicherheitseinrichtungen, bei denen Möglichkeiten für Ausfälle infolge gemeinsamer Ursache identifiziert sind, sind soweit möglich und technisch sinnvoll diversitär ausgeführt.

1.3 (3) Redundante Einrichtungen sind räumlich oder baulich so getrennt, dass potentiell übergreifende Einwirkungen von innen und von außen auf eine Redundante der zur Beherrschung von postulierten Störfällen gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) erforderlichen Einrichtungen beschränkt bleiben. Bei Notstandsfällen ist für Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a sichergestellt, dass im Ereignisfall eine Redundante erhalten bleibt. Dabei sind jeweils auch Folgewirkungen berücksichtigt.

1.3 (4) Sofern gemeinsame Komponenten für mehrere Redundanten, z. B. Prüfeinrichtungen, unumgänglich sind, ist sichergestellt, dass mögliche Versagensmechanismen an diesen Komponenten und den verbindenden Teilen nicht zu redundanzübergreifenden Auswirkungen führen.

1.3 (5) Instandhaltungsmaßnahmen sind so organisiert und gestaltet, dass Fehlhandlungen des ausführenden Personals auf eine Redundanz begrenzt bleiben. Ferner wird durch geeignete Qualitätssicherungsmaßnahmen ein redundanzübergreifender fehlerhafter Einsatz von Hilfs- und Betriebsstoffen (z. B. Schmiermittel, Dichtungen) verhindert.

1.3 (6) Die wiederkehrenden Prüfungen von redundanten Einrichtungen sind durch geeignete Maßnahmen, z. B. zeitliche Staffelung, so gestaltet, dass redundanzübergreifende Fehler vermieden bzw. möglichst frühzeitig identifiziert und beseitigt werden.

1.3 (7) Mängel und Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen werden hinsichtlich ihrer Ursache untersucht. Insbesondere wird dabei geklärt, ob der festgestellte Schadensmechanismus systematischer Natur ist. Liegt ein Verdacht auf einen systematischen Fehler vor, wird dieser unverzüglich geklärt und es werden gegebenenfalls Abhilfemaßnahmen ergriffen. Die sicherheitstechnisch notwendigen Maßnahmen bei der Feststellung redundanzübergreifender Fehler sind in die Betriebsvorschriften aufgenommen.

1.4 Sicherstellung der Funktionsbereitschaft von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen

1.4 (1) Die Funktion von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen wird unter Bedingungen, die möglichst dem Anforderungsfall entsprechen, im erforderlichen Umfang geprüft.

1.4 (2) Die Durchführung von Funktionsprüfungen führt nicht zu einer nennenswerten Erhöhung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Ereignissen der Sicherheitsebene 2 und 3.

1.4 (3) Bei den Funktionsprüfungen wird möglichst der gesamte Funktionsablauf bei Anforderung der Einrichtung geprüft, z. B. auch die Aufschaltung der Notstromversorgung auf die Verbraucher. Sind aus verfahrenstechnischen Gründen Teilprüfungen erforderlich, ist eine aussagekräftige Überlappung der einzelnen Teilprüfungen sichergestellt.

1.4 (4) Die Funktionsbereitschaft der Einrichtungen wird auch während der Funktionsprüfung so weit wie möglich erhalten. Gegebenenfalls sind Ausfallzeiten infolge Prüfung bei der Zuverlässigkeitsanalyse berücksichtigt.

1.4 (5) Bei prüfungsbedingten Abweichungen von der Bereitschaftsstellung einer Sicherheitseinrichtung ist sichergestellt, dass diese bei Eintreten eines Anforderungsfalls rechtzeitig rückgängig gemacht werden können.

1.4 (6) Die Funktionsbereitschaft einer sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtung ist gewährleistet. Geplante oder störungsbedingte Unverfügbarkeiten (z. B. Abweichung von der Bereitschaftsstellung, Unverfügbarkeit infolge Instandhaltung) einzelner Komponenten, die eine Unverfügbarkeit zur Folge haben, sind für das Betriebspersonal erkennbar. Die Fehlpositionierung von Armaturen wird durch zuverlässige technische Einrichtungen und/oder organisatorische Maßnahmen so weit wie möglich verhindert.

1.4 (7) Abweichungen von Parameterwerten, die zur Gewährleistung des sicheren Betriebs in den Betriebsvorschriften der Anlage definiert sind, werden dem Betriebspersonal optisch und akustisch in der Warte gemeldet.

1.4 (8) Es ist sichergestellt, dass bei einem Anforderungsfall dem Betriebspersonal alle für die Beurteilung der Funktionsbereitschaft und der Wirksamkeit von im Anforderungsfall benötigten Einrichtungen erforderlichen Informationen auf der Warte bzw. der Notsteuerstelle zur Verfügung stehen bzw. mit den in der Warte oder Notsteuerstelle verfügbaren Informationen einfach und schnell ermittelt werden können.

1.4 (9) Die Funktionsbereitschaft und die anforderungsgerechte Funktion von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen sind nach abgeschlossener Instandhaltungsmaßnahme durch qualifizierte Funktionsprüfungen sichergestellt.

2 Kriterien zur Beherrschung von Einwirkungen von innen

2.1 Allgemeine Kriterien

2.1 (1) Die auf Grund der anlagenspezifischen Gegebenheiten möglichen inneren Einwirkungen gemäß „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) sind erfasst.

2.1 (2) Für jede Einwirkung sind deren sicherheitstechnische Auswirkungen auf die Anlage unter Berücksichtigung aller zu erwartenden Folgewirkungen ermittelt. Insbesondere sind die nachstehend aufgeführten Folgewirkungen betrachtet:

- Interne Überflutung,
- anlageninterne Brände,
- erhöhte Strahlenpegel,
- chemische Reaktionen,
- elektrische, leittechnische oder verfahrenstechnische Fehlfunktionen/ Funktionsausfälle,
- Druckaufbau, Druckdifferenzen,
- Temperatur- und Feuchteanstieg,
- Umher fliegende und fallende Bruchstücke (Trümmer) sowie
- Strahl- und Reaktionskräfte.

2.1 (3) Einrichtungen zum Schutz gegen Einwirkungen sind vorzugsweise nahe an der potentiellen Quelle einer inneren Einwirkung errichtet.

2.2 Ereignisspezifische Kriterien

2.2.1 Anlageninterner Brand

H i n w e i s: Für die nachfolgend behandelten Sachverhalte gelten auch einschlägige Anforderungen des konventionellen Regelwerks.

2.2.1 (1) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen zum Schutz vor Bränden und deren Folgewirkungen sowohl innerhalb als auch außerhalb von Gebäuden getroffen bzw. vorhanden.

2.2.1 (2) Die Brandschutzmaßnahmen sind so geplant und ausgeführt, dass eine gestaffelte Abwehr realisiert wird:

- Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorhanden, die die Entstehung von Bränden verhindern.
- Dennoch entstandene Brände werden rasch erkannt und bekämpft.
- Die Ausbreitung eines nicht gelöschten oder nicht selbst verlöschenden Brandes ist begrenzt.

2.2.1 (3) Die Brandsicherheit von Gebäudegruppen, einzelnen Gebäuden und baulichen Anlagenteilen innerhalb von Gebäuden ist durch bautechnische Brandschutzmaßnahmen sicher gestellt. Die Brandausbreitung über mehrere Gebäude wird verhindert und bleibt innerhalb der Gebäude auf einen kontrollierbaren Bereich begrenzt.

2.2.1 (4) Es ist anlagenspezifisch ein Brandschutzkonzept erstellt und dokumentiert. Die Dokumentation wird aktuell gehalten. Um die Eignung des Brandschutzkonzepts und der darin ergriffenen Brandschutzmaßnahmen nachzuweisen, ist eine Brandgefahrenanalyse durchgeführt.

2.2.1 (5) Eine Entzündung brennbarer Stoffe ist grundsätzlich unterstellt.

2.2.1 (6) Brandlasten und mögliche Zündquellen sind minimiert.

2.2.1 (7) Ein Alarmplan für Maßnahmen im Brandfall ist erstellt.

2.2.1 (8) Die Verwendung brennbarer Stoffe als Konstruktionselemente oder als Betriebsstoffe ist grundsätzlich vermieden. In Bereichen, in denen die Verwendung solcher Stoffe unvermeidbar ist, sind geeignete Maßnahmen ergriffen, die der Entstehung von Bränden vorbeugen und deren Ausbreitung begrenzen sowie die Entstehung und Ausbreitung von Rauch minimieren. Alle verwendeten Baustoffe sind zumindest schwer entflammbar.

2.2.1 (9) Soweit in Räumen mit sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen oder in Räumen, aus denen sich ein Brand in angrenzende Räume mit sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen ausbreiten kann, größere Mengen ungeschützter Brandgüter vorhanden sind, sind für diese schnell wirksame Löscheinrichtungen vorgesehen.

Automatische Löscheinrichtungen sind gegen fehlerhafte Auslösung gesichert bzw. die Räume, in denen solche Löscheinrichtungen installiert sind, sind gegen die Auswirkungen einer fehlerhaften Auslösung ausgelegt. Beim Einbringen brennbarer Stoffe im Zusammenhang mit Instandhaltungsarbeiten sind gesonderte Maßnahmen und Einrichtungen vorhanden.

2.2.1 (10) Die Redundanten des Sicherheitssystems sind grundsätzlich zueinander so angeordnet, dass im Brandfall ein durch Brandhitze, Brandgase oder Löschmittel bedingter Ausfall von mehr als einer Redundanten nicht unterstellt zu werden braucht.

2.2.1 (11) Wenn eine ausreichende räumliche Trennung nicht durchführbar ist, so sind die Redundanten mindestens mit einer der Brandbelastung entsprechenden Feuerwiderstandsklasse abgeschottet oder gekapselt.

2.2.1 (12) Leitungen und Kabel von sicherheitstechnisch wichtigen leittechnischen Einrichtungen sind grundsätzlich getrennt von warm gehenden Rohrleitungen oder solchen, die brennbare Medien führen, verlegt. Leistungskabel sind hinreichend getrennt von Signal- und Steuerkabeln verlegt. Bei unvermeidbaren Kreuzungen sind besondere Maßnahmen und Einrichtungen vorhanden. Es sind Maßnahmen und Einrichtungen gegen die Beeinträchtigung sicherheitstechnisch wichtiger Kabel durch Brand sowie gegen Ausbreitung von Bränden entlang sicherheitstechnisch wichtiger Kabel vorhanden.

2.2.1 (13) Anlagenbereiche mit Sicherheitseinrichtungen und Kontrollbereiche sowie Anlagenbereiche, aus denen sich gegebenenfalls ein Brand in Anlagenbereiche mit Sicherheitseinrichtungen oder Kontrollbereiche ausbreiten kann, sind mit einer geeigneten Instrumentierung zur Früherkennung von Bränden ausgestattet. Die Einrichtungen zur Früherkennung von Bränden sind hinreichend zuverlässig ausgeführt.

2.2.1 (14) Durch die Abfuhr von Brandhitze und Brandgasen wird die Funktion von durch den Brand nicht unmittelbar betroffenen Rettungswegen und von Redundanten von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen nicht behindert. Werden raumluftechnische Einrichtungen zur Entrauchung verwendet, sind diese entsprechend den zu erwartenden thermischen Einwirkungen ausgelegt. Gegebenenfalls sind besondere Rauch- und Wärmeabzugsanlagen vorgesehen. Die Trennung der einzelnen Brand- und Brandbekämpfungsabschnitte ist durch bautechnisch ausgebildete Lüftungskanäle oder Brandschutzklappen in den Lüftungskanälen im Bereich der Wände, Decken und Böden sichergestellt.

2.2.1 (15) Bei der Auswahl und Installation der aktiven und passiven Brandschutzvorkehrungen sind die im Kontrollbereich vorhandenen Beschränkungen beachtet.

2.2.1 (16) Die Brandschutzeinrichtungen werden regelmäßig wiederkehrenden Prüfungen im Hinblick auf ihre Funktionsfähigkeit unterzogen. Die Prüf Fristen sind entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung der zu schützenden Einrichtung festgelegt.

2.2.1 (17) Die Branderkennungs- und Meldesysteme und die Löscheinrichtungen im Sicherheitsbehälter sind so zuverlässig und wirkungsvoll, dass Brände auch ohne Entrauchung des Sicherheitsbehälters sicher und schnell lokalisiert und wirksam bekämpft werden können.

2.2.1 (18) Ein Einzelfehler bleibt aufgrund der Maßnahmen und Einrichtungen gemäß der Nummer 2.2.1 (2) ohne sicherheitstechnisch relevante Folgen.

2.2.1 (19) Aus dem Betriebspersonal ist eine Feuerwehr nach Landesrecht (i. A. als Werkfeuerwehr bezeichnet) eingerichtet. Neben dieser ist auch die zuständige anlagenexterne Feuerwehr mit den Räumlichkeiten der Anlagen sowie den besonderen Gegebenheiten eines Kernkraftwerks vertraut gemacht. Diese Einweisung wird regelmäßig wiederholt. Einsatzübungen werden in ausreichenden Abständen durchgeführt.

2.2.1 (20) Es ist sichergestellt, dass auch im Brandbekämpfungsfall alle erforderlichen Maßnahmen zur Gewährleistung des sicheren Betriebs und zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a durchgeführt werden können.

2.2.2 Anlageninterne Überflutung

2.2.2 (1) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Verhinderung von anlageninternen Überflutungen vorgesehen, darunter

- hochwertige Ausführung der mediumführenden Komponenten,
- präzise Vorgaben für Instandhaltungsmaßnahmen an mediumführenden Komponenten, insbesondere bei solchen mit hohem Überflutungspotential,
- hohe Zuverlässigkeit von automatisch auslösenden Löschanlagen.

2.2.2 (2) Mögliche auslösende Ereignisse für eine Überflutung innerhalb der Anlage sind identifiziert (z. B. Lecks, Aktivierung eines Löschsystems, menschliche Fehlhandlung, Absturz oder Anstoßen von Lasten, Inbetriebnahme eines Systems mit fälschlicherweise nicht eingebauten Absperrreinrichtungen). Wo möglich, sind abdeckende Ereignisse definiert.

2.2.2 (3) Werden Instandhaltungsmaßnahmen an Einrichtungen zur Vermeidung von Überflutungsereignissen durchgeführt, so ist sichergestellt, dass deren Funktion, sofern erforderlich, auch während der Instandhaltungsmaßnahme gewährleistet bleibt oder vorsorglich durch anderweitige Maßnahmen vollwertig kompensiert wird. Zu den besonders gefährdeten Bereichen im Zusammenhang mit Instandhaltungsmaßnahmen zählen z. B. die Sumpfansaugeleitungen und deren Absperrarmaturen, Leitungen mit einem hohen Nachspeisepotential und deren Absperrreinrichtungen, Einrichtungen zur Verhinderung von redundanzübergreifenden Überflutungen im Ringraum von DWR-Anlagen sowie Instandhaltungsarbeiten im Bodenbereich des Reaktordruckbehälters von SWR-Anlagen.

2.2.2 (4) Sicherheitstechnisch relevante Auswirkungen einer Ansammlung von Wasser auf hoch gelegenen Strukturen (z. B. Kabelpritschen mit ungenügender Entwässerung) sind in die Überflutungsanalysen einbezogen.

2.2.2 (5) Für alle unterstellten Überflutungsereignisse ist der zu erwartende Zeitverlauf des Wasserstands im unmittelbar betroffenen Raum und in den möglicherweise betroffenen angrenzenden Räumen berücksichtigt.

2.2.2 (6) Der Möglichkeit einer Verstopfung von Entwässerungsstrukturen und einer Verlagerung von Gegenständen und kleinen Partikeln ist Rechnung getragen.

2.2.2 (7) Bei der Ermittlung der Überflutungshöhe und der mechanischen Einwirkung auf Komponenten oder Barrieren ist eine mögliche Wellenbildung berücksichtigt.

2.2.2 (8) Ein möglicher Druckanstieg durch den Kontakt von Wasser mit heißen Komponenten ist berücksichtigt.

2.2.2 (9) Bei unterstellten Überflutungsereignissen sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung bzw. zur Vermeidung von unzulässigen sicherheitstechnischen Auswirkungen getroffen bzw. vorgesehen. Hierbei sind insbesondere die folgenden Maßnahmen und Einrichtungen entsprechend einem gestaffelten Vorgehen berücksichtigt:

- Lecküberwachungseinrichtungen,
- Maßnahmen zur Feststellung und Isolierung von Leckstellen,
- erhöhte Aufstellung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten,
- bauliche Einrichtungen (z. B. Auffangwannen, Abschottungen) um sicherheitstechnisch wichtige Komponenten,
- Doppelrohrausführungen,
- Schwellen oder gleichwertige Einrichtungen zur Verhinderung der Ausbreitung von Wasser, insbesondere in andere Redundanten,
- aktive u n d / o d e r passive Einrichtungen zur Entwässerung,
- organisatorische Maßnahmen für den Fall einer Überflutung (z. B. Vorhaltung von Maßnahmen und Einrichtungen zur Entwässerung).

2.2.2 (10) Neben den direkten Auswirkungen einer Überflutung sind auch indirekte Effekte wie der Anstieg der Luftfeuchtigkeit berücksichtigt.

2.2.3 Komponentensversagen mit potentiellen Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen

2.2.3 (1) Die Funktion sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen ist zuverlässig vor folgenden Einwirkungen eines unterstellten Komponentensversagens geschützt:

- direkte mechanische Einwirkungen (Reaktionskräfte, schlagende Rohrleitungen),
- hochenergetische Bruchstücke,
- Strahlkräfte,
- Überflutung,
- erhöhte Luftfeuchtigkeit,
- physikalische oder chemische Einwirkungen,
- Druckdifferenzen (statisch und dynamisch),
- erhöhte Raumtemperatur und
- erhöhter Strahlenpegel.

Für die Leck- und Bruchannahmen gelten die Ausführungen in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3), Anhang 2.

2.2.3 (2) Bei diesen Einwirkungen ist auch die Standsicherheit von Wänden, Decken und Einbauten untersucht.

2.2.3 (3) Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen durch Rohrausschläge werden vorzugsweise durch bauliche Einrichtungen an den Rohrleitungen verhindert.

2.2.3 (4) Alle potentiellen sicherheitstechnisch relevanten Quellen für hochenergetische Bruchstücke sind identifiziert und die Parameter (insbesondere Geometrie, Masse und Trajektorie) der bei einem Versagen zu erwartenden Bruchstücke analysiert oder konservativ abgeschätzt.

Als potentielle Quellen für hochenergetische Bruchstücke sind insbesondere berücksichtigt:

- das Versagen hochenergetischer Behälter und sonstiger Komponenten,
- Hinweis: Zu den Leck- und Bruchannahmen siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3), Anhang 2.
- das Versagen von beweglichen Armaturenteilen,
 - der Auswurf eines Steuerelements bzw. -stabs und
 - das Versagen rotierender Komponententeile (z. B. Schwungradversagen der Hauptkühlmittelpumpen, Turbinenschaufeln, Turbinenwelle).

2.2.3 (5) Sofern die Entstehung von hochenergetischen Bruchstücken und eine daraus resultierende Gefährdung von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen nicht ausgeschlossen werden kann, sind Vorkehrungen zum Schutz dieser Einrichtungen vorgesehen.

2.2.3 (6) Die folgenden Maßnahmen und Einrichtungen sind dabei in Betracht gezogen:

- geeignete Orientierung der als potentielle Quelle von Bruchstücken identifizierten Komponenten im Raum,
- geeignete räumliche Anordnung der als potentielle Ziele von Bruchstücken identifizierten sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen,
- Wahl der Gebäudeanordnung derart, dass die sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen nicht innerhalb der wahrscheinlichen Flugrichtung möglicher Bruchstücke des Turbosatzes liegen. Dies gilt auch für Mehrblockanlagen,
- bauliche Einrichtungen zum Ablenken oder Zurückhalten von Trümmern,
- Ausschlagsicherungen,
- Doppelrohrkonstruktionen bei hochenergetischen Rohrleitungen,

Hinweis: Spezifische diesbezügliche Kriterien finden sich in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4), Abschnitt 6.

2.2.3 (7) Sofern beim Versagen rotierender Komponenten mit sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen zu rechnen ist, sind

- zuverlässige Einrichtungen zur Drehzahlbegrenzung sowie
- zur Erkennung sich anbahnender Schäden durch Unwuchten (Schwingungsüberwachungen) vorhanden.

2.2.3 (8) Es sind Vorkehrungen getroffen, die gewährleisten, dass die Schwungräder der Hauptkühlmittelpumpen (DWR) beim Kühlmittelverluststörfall nicht infolge zu hoher Drehzahl zerstört werden.

2.2.3 (9) Bei Barrieren zum Schutz vor hochenergetischen Bruchstücken sind sowohl das lokale (z. B. Penetration, Abplatzungen) als auch das globale Trag- und Verformungsverhalten der Barriere beim Aufprall hochenergetischer Bruchstücke auf die Barriere betrachtet.

2.2.3 (10) Sofern ein doppelendiger Bruch einer hochenergetischen Rohrleitung hinsichtlich der Beherrschung von Strahl- und Reaktionskräften gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasser zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3), Anhang 2, zu unterstellen ist, ist Vorsorge gegen sicherheitstechnisch relevante Schäden infolge eines solchen Bruchs getroffen.

Dabei sind insbesondere die folgenden Aspekte berücksichtigt:

- Richtung des Rohrausschlags,
- betroffene sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen,
- kinetische Energie,
- Anteil der Energie, der von einer betroffenen Komponente aufgenommen wird,
- Wirksamkeit von Ausschlagsicherungen und
- mögliche Folgewirkungen bei der Einwirkung auf andere Komponenten.

2.2.4 Absturz und Anprall von Lasten mit potentieller Gefährdung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen

2.2.4 (1) Lasten, deren Absturz zum Ausfall von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen oder zur Freisetzung radioaktiver Stoffe führen kann, sind identifiziert. Hierzu gehören auch das Umkippen schwerer und das Anschlagen pendelnder Gegenstände, insbesondere auch von Transport- und Lagerbehältern.

Die Standsicherheit der Transport- und Lagerbehälter ist für alle Abstellpositionen, grundsätzlich auch bei den auf den Sicherheitsebenen 3 und 4a unterstellten Einwirkungen von außen, gegeben; beim Flugzeugabsturz nur im Hinblick auf dessen Folgeeinwirkungen.

Ausnahmen beschränken sich auf kurzzeitige, unvermeidbare Abstellungen des Behälters während des Transport- und Handhabungsvorgangs. Die Abstelldauer auf diesen Positionen ist auf die erforderliche Zeit begrenzt.

H i n w e i s: Siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Handhabung und Lagerung der Brennelemente“ (Modul 11), in der Nummer 7.3 (2) und 7.4 (1).

2.2.4 (2) Als Ursache für Abstürze von Lasten sind auch Bedienungs- sowie Instandhaltungsfehler am Hebezeug sowie an bzw. mit dessen Trag-, Lastaufnahme- und Lastanschlagmitteln betrachtet.

2.2.4 (3) Es ist sichergestellt, dass ein Lastabsturz mit nicht beherrschbaren Folgen nicht zu unterstellen ist (siehe auch Abschnitt 5.2.9).

2.2.5 Elektromagnetische Einwirkungen

2.2.5.1 Allgemeine Kriterien

2.2.5.1 (1) Sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen arbeiten in ihrem elektromagnetischen Umfeld zuverlässig.

2.2.5.1 (2) Eine Analyse der elektromagnetischen Verträglichkeit (EMV-Analyse) ist im erforderlichen Umfang durchgeführt. Diese umfasst die elektromagnetische Störaussendung, die Störfestigkeit der Komponenten und die notwendigen Prüfungen.

2.2.5.1 (3) Während der Betriebsdauer der Anlage werden sowohl das Auftreten neuer als auch die Veränderung vorhandener Störquellen verfolgt. Der Schutz sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen vor elektromagnetischen Beeinflussungen wird gegebenenfalls veränderten Umgebungsbedingungen angepasst.

2.2.5.2 Vermeidung unzulässiger Störquellen

2.2.5.2 (1) Mögliche elektromagnetische Störquellen innerhalb der Anlage sind identifiziert und bewertet. Soweit möglich, erfolgt die Betrachtung abdeckender Störquellen. Die resultierenden Umgebungsbedingungen am Einsatzort sind ermittelt.

2.2.5.2 (2) Die Erzeugung elektromagnetischer Störungen ist soweit begrenzt, dass eine ordnungsgemäße Funktion sicherheitstechnisch wichtiger elektrischer Einrichtungen gegeben ist.

2.2.5.2 (3) Zur Begrenzung elektromagnetischer Einflüsse aus anlageninternen Quellen sind Maßnahmen und Einrichtungen zum Schutz der Leittechnik gemäß ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung vorgesehen (z. B. Abschirmung, Entkopplung, Erdung, räumliche Trennung).

2.2.5.2 (4) Temporär vorhandene potentielle Störquellen wie zum Beispiel Mess- und Prüfgeräte, Schweißgeräte oder Mobiltelefone, sind berücksichtigt.

2.2.5.2 (5) Störungsbedingte elektromagnetische Wechselwirkungen (Kurzschluss, Lichtbogen) sind berücksichtigt.

2.2.5.3 Schutz der Einrichtungen vor unzulässigen elektromagnetischen Einwirkungen

Für sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen, die durch elektromagnetische Einwirkungen beeinträchtigt werden können, ist durch Prüfungen nachgewiesen, dass deren elektromagnetische Verträglichkeit in ihrem Einsatzumfeld gegeben ist.

2.2.6 Kollision von Fahrzeugen auf dem Anlagengelände mit sicherheitstechnisch wichtigen baulichen Anlagenteilen, Systemen oder Komponenten

Sicherheitstechnisch wichtige bauliche Anlagenteile, Systeme oder Komponenten auf dem Anlagengelände sind so ausgelegt oder durch Einrichtungen so geschützt, dass sie durch Kollisionen mit Fahrzeugen auf dem Anlagengelände in ihrer sicherheitstechnischen Funktion nicht beeinträchtigt werden.

2.2.7 Gegenseitige Beeinflussung von Mehrblockanlagen und Nachbaranlagen

2.2.7 (1) Ereignisse der Sicherheitsebenen 2 bis 4a führen nicht zu unzulässigen Beeinträchtigungen der Sicherheit des Nachbarblocks.

2.2.7 (2) Elektrische und verfahrenstechnische Verbindungen zwischen Blöcken, welche in den Blöcken die gleiche Sicherheitsfunktion wahrnehmen, sind zulässig, wenn dadurch die Zuverlässigkeit dieser Sicherheitsfunktion nicht beeinträchtigt wird.

2.2.7 (3) Bei Ereignissen mit radiologischen Auswirkungen ist sichergestellt, dass der Nachbarblock in einem ausreichend sicheren Zustand gehalten werden kann.

2.2.8 Explosionsschutz

Hinweis: Für die nachfolgend behandelten Sachverhalte gelten auch einschlägige Anforderungen des konventionellen Regelwerks.

2.2.8.1 Allgemeine Kriterien

2.2.8.1 (1) Maßnahmen und Einrichtungen des Explosionsschutzes sichern die Funktion sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile.

2.2.8.1 (2) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Verhinderung chemischer Explosionen, Explosionen von Dampf- Gasgemischen, BLEVEs (boiling liquid expanding vapour explosions) und physikalischen Explosionen innerhalb und außerhalb von Gebäuden getroffen bzw. vorhanden, sofern die verursachenden Stoffe in relevanten Mengen im Bereich der Anlage gelagert bzw. gehandhabt werden oder entstehen können.

2.2.8.1 (3) Die Explosionsschutzmaßnahmen sind so geplant und ausgeführt, dass eine gestaffelte Abwehr realisiert wird. Dazu sind Maßnahmen und Einrichtungen vorhanden, die

- die Entstehung einer explosiven Atmosphäre verhindern oder einschränken,
- die Zündung einer dennoch entstandenen explosiven Atmosphäre verhindern und
- die Auswirkungen einer Explosion soweit begrenzen, dass unzulässige sicherheitstechnische Auswirkungen nicht auftreten.

2.2.8.1 (4) Ist die Bildung explosionsfähiger Gasgemische nicht auszuschließen, sind besondere Maßnahmen ergriffen bzw. Einrichtungen vorgesehen:

- Begrenzung der Menge explosiven Gases,
- Entfernung aller möglichen Zündquellen, Kapselung unvermeidbarer Zündquellen,
- geeignete Belüftung und
- Verwendung von Einrichtungen und Werkzeugen, insbesondere elektrischer Geräte, die für den Einsatz in explosionsfähigen Atmosphären qualifiziert sind.

2.2.8.1 (5) Die Folgen einer unterstellten Explosion werden minimiert durch Maßnahmen und Einrichtungen wie

- Druckentlastungseinrichtungen,
- Einhalten von Sicherheitsabständen zu sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen und
- Schutzeinrichtungen wie Trennwände.

2.2.8.1 (6) Alle unterstellten Explosionen sind hinsichtlich ihrer Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen bewertet.

2.2.8.1 (7) Die Möglichkeit explosionsartiger Vorgänge infolge von Brandauswirkungen ist minimiert, entweder durch räumliche Abtrennung potentieller Brandherde von explosionsfähigen Stoffen oder durch aktive Einrichtungen.

2.2.8.1 (8) Ist die Vorhaltung explosionsfähiger Stoffe auf dem Anlagengelände erforderlich, so werden folgende Grundsätze beachtet:

- Die Menge explosionsfähiger Stoffe ist minimiert.
- Es ist für eine sachgerechte Lagerung gesorgt.
- Es ist ein ausreichender Abstand zu möglichen Zündquellen eingehalten.
- Brand- und Gasmeldeeinrichtungen sowie gegebenenfalls automatische Löscheinrichtungen am Lagerungsort sind vorgesehen.

2.2.8.1 (9) Brand ist als Folgeereignis von Explosionen berücksichtigt.

2.2.8.1 (10) Es sind auch Druckwellen berücksichtigt, deren Ursache nicht in einer Explosion liegt.

Hinweis: Dazu gehören beispielsweise Druckwellen resultierend aus Lichtbögen in elektrischen Mittel- und Hochspannungsschaltanlagen.

2.2.8.2 Vermeidung unzulässiger Auswirkungen von Radiolysegasreaktionen in Systemen und Komponenten

Hinweis: Die nachfolgenden Kriterien gelten vorrangig für Anlagen mit Siedewasserreaktoren.

2.2.8.2 (1) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Verhinderung von Radiolysegasansammlungen und gegebenenfalls zur Folgenbegrenzung von Radiolysegasreaktionen vorgesehen.

2.2.8.2 (2) Bei den Maßnahmen und Einrichtungen sind alle Systembereiche berücksichtigt, die mit Dampf von Reaktorkühlmittel beaufschlagt werden können.

2.2.8.2 (3) Umfang und Qualität der zu treffenden Vorkehrungen orientieren sich an den maximalen Auswirkungen der postulierten Radiolysegasreaktionen. Es ist sichergestellt, dass keine Auswirkungen auftreten, die nicht von den Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 beherrscht werden.

2.2.8.2 (4) Bei der Bestimmung betroffener Systembereiche sind alle Betriebszustände, Betriebsvorgänge und gestörten Zustände berücksichtigt. Die Ansammlung von Radiolysegas durch Kondensation von Radiolysegas führendem Dampf an kalten Medien ist berücksichtigt.

2.2.8.2 (5) Sind Radiolysegasansammlungen aus verfahrenstechnischen Gründen nicht ausgeschlossen, sind zur Ermittlung der zu treffenden Vorkehrungen Radiolysegasansammlungen sowie Reaktionen postuliert.

Liegen in einem Systembereich ständig turbulente Strömungen vor, kann dort eine Radiolysegasansammlung ausgeschlossen werden.

Der Reaktionsdruck sowie die Auswirkungen auf die Anlage, das System und benachbarte Komponenten durch Bruchstücke und Druckwellen sowie durch Kühlmittelverlust, Strahlkräfte, erhöhte Strahlenpegel, Reaktionskräfte, Temperatur und Feuchte sind ermittelt.

2.2.8.2 (6) Die Wirksamkeit der getroffenen Maßnahmen und Einrichtungen wird kontinuierlich überwacht oder durch wiederkehrende Prüfungen nachgewiesen.

2.2.8.2 (7) Passive Vorkehrungen, wie Zwangsdurchströmung, sind gegenüber aktiven bevorzugt.

2.2.8.3 Vermeidung zündfähiger Wasserstoffgemische im Sicherheitsbehälter

Im bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2) sowie bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 wird zur Verhinderung einer Wasserstoffexplosion oder eines Wasserstoffbrandes im Sicherheitsbehälter zu keiner Zeit weder integral noch lokal die Zündgrenze des Wasserstoffs (4 % Wasserstoff in Luft) überschritten. Alle Quellen der Wasserstoffherzeugung sind berücksichtigt.

H i n w e i s: Bei der Bestimmung der Wasserstoffbildung und Freisetzung zu berücksichtigende Vorgaben sind im Anhang 1 zu „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6) enthalten.

Zu Notfallmaßnahmen im Hinblick auf die Vermeidung von zündfähigen Wasserstoffgemischen siehe in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7) in der Nummer 4.2 (4).

2.2.8.3.1 Überwachung der Wasserstoffkonzentration in Räumen des Sicherheitsbehälters nach Kühlmittelverluststörfällen

2.2.8.3.1 (1) Es ist ein Messsystem vorhanden, welches auch unter den nach einem Kühlmittelverluststörfall zu erwartenden Bedingungen eine zuverlässige zeitliche Bestimmung der Wasserstoffverteilung innerhalb der vorrangig beaufschlagten Bereiche des Sicherheitsbehälters sicherstellt.

2.2.8.3.1 (2) Auf Basis geeigneter Rechenverfahren sind Messstellen festgelegt, die eine zuverlässige Überwachung der Wasserstoffkonzentration ermöglichen.

2.2.8.3.1 (3) An den Messstellen zur Bestimmung der Wasserstoffkonzentration wird auch die Temperatur im Sicherheitsbehälter gemessen.

2.2.8.3.2 Verhinderung von zündfähigen Wasserstoffkonzentrationen nach Kühlmittelverluststörfällen

2.2.8.3.2 (1) Für Maßnahmen und Einrichtungen zur Verhinderung von zündfähigen Wasserstoffkonzentrationen in der Sicherheitsbehälteratmosphäre nach einem Kühlmittelverluststörfall gelten folgende Grundsätze:

- a) Ergeben die Berechnungen, dass lokal die Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter auf Werte oberhalb der Zündgrenze ansteigen kann, so sind Einrichtungen vorgesehen, die eine ausreichende Zwangsdurchmischung der Sicherheitsbehälteratmosphäre sicherstellen.
- b) Ergibt die Berechnung der integralen Wasserstoffkonzentration, dass ein Erreichen der Zündgrenze langfristig nicht ausgeschlossen werden kann, gilt Folgendes:
 - (i) Es wird gezeigt, dass am Sicherheitsbehälter geeignete Anschlussmöglichkeiten für Einrichtungen zur Rekombination vorgesehen sind oder, dass ein Rekombinatorsystem fest installiert ist, das die Kriterien der Sicherheitsebene 3 erfüllt.
 - (ii) Es ist dafür Sorge getragen, dass bei einem Störfall die Einrichtungen zur Rekombination rechtzeitig und zuverlässig zum Einsatz kommen.
 - (iii) Die Abbaurate der Einrichtungen zur Rekombination ist so bemessen, dass die integrale Wasserstoffkonzentration bei maximaler Vorbelastung durch Wasserstoff insbesondere aus der Zr-Wasser-Reaktion stets unter der Zündgrenze bleibt.
 - (iv) Die Auslegung der Einrichtungen zur Rekombination gewährleistet eine zuverlässige Verfügbarkeit und Funktion, auch unter den Bedingungen, die zum Zeitpunkt der notwendigen Aktivierung innerhalb des Sicherheitsbehälters herrschen. Es ist nachgewiesen, dass die unter konservativen Randbedingungen ermittelte Spaltproduktbelastung der Einrichtungen zur Rekombination durch luftgetragene Halogene und flüchtige Feststoffe und die daraus resultierende Wärmetönung in den Einrichtungen zur Rekombination deren Funktion unter radiologischen und sicherheitstechnischen Gesichtspunkten nicht unzulässig beeinträchtigen.
 - (v) Der Aufstellungsort der Einrichtungen zur Rekombination außerhalb des Sicherheitsbehälters liegt im Hinblick auf die Möglichkeit, dass nach Störfällen u. U. erhebliche Aktivitätsmengen aus dem Sicherheitsbehälter in den Rekombinatorstrang verlagert werden, so nah wie von der Zugänglichkeit her möglich, am Sicherheitsbehälter. Der Aufstellungsort und Räume, durch die die Zu- und Ableitungen des Rekombinatorsystems geführt werden, werden über Aerosol- und Jodfilter entlüftet, um unzulässige radioaktive Freisetzungen über eventuelle Leckagen zu vermeiden. Die Rohrleitungen sind entsprechend abgeschirmt.

2.2.8.3.2 (2) Aktive Maßnahmen können vor Erreichen einer Wasserstoffkonzentration von 4 % Volumengehalt rechtzeitig installiert und in Betrieb genommen werden. Die Ansteuerung kann von Hand erfolgen.

2.2.8.3.2 (3) Als vorgeplante Maßnahme zur Verringerung der integralen Wasserstoffkonzentration findet ein Spülen (Einspeisen und Abgabe aus dem Sicherheitsbehälter) des Sicherheitsbehälters nicht statt.

2.2.8.3.2 (4) Es wird kein Einzelfehler für nicht fest installierte Einrichtungen zur Rekombination unterstellt, soweit Reparatur oder Ersatzmaßnahmen rechtzeitig möglich sind.

3 Kriterien zur Beherrschung von Einwirkungen von außen

3.1 Allgemeine Kriterien

3.1 (1) Die naturbedingten und zivilisatorischen Einwirkungen von außen sind standortspezifisch erfasst und hinsichtlich ihrer Einordnung nach Sicherheitsebenen gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) klassifiziert.

3.1 (2) Auf der Grundlage einer deterministischen Analyse, unter Berücksichtigung von Untersuchungen zur Häufigkeit des Ereignisses und zu dessen Ablauf, sind Maßnahmen getroffen und Einrichtungen vorhanden, so dass unzulässige sicherheitstechnische Auswirkungen auf die Anlage nicht zu unterstellen sind.

3.1 (3) Bei der Auslegung der Maßnahmen und Einrichtungen sind für jede betrachtete Einwirkung ihre Auswirkungen auf die Anlage unter Berücksichtigung des zeitlichen Verlaufs der Einwirkung und aller zu erwartenden Folgewirkungen ermittelt und berücksichtigt.

3.1 (4) Grundsätzlich ist durch die Maßnahmen und Einrichtungen ein permanent wirkender Schutz verwirklicht.

3.1 (5) Für Einwirkungen mit ausreichend langsamer zeitlicher Entwicklung kann von zusätzlich vorgehaltenen temporären Einrichtungen Kredit genommen werden.

3.1 (6) Kontinuierlich und kurzfristig veränderliche Parameter von Einwirkungen von außen und abgeleitete Prognosen zur weiteren Entwicklung sicherheitstechnisch relevanter Parameter werden verfolgt und vorausschauend berücksichtigt.

Dies gilt insbesondere für Wasserstand und -temperatur im Vorfluter zur sicherheitstechnisch wichtigen Kühlwasserversorgung sowie für die Außenlufttemperatur.

Es sind Grenzwerte und vorgelagerte Interventionswerte definiert, bei deren Überschreitung rechtzeitig Maßnahmen eingeleitet werden.

3.1 (7) Nach einer Einwirkung, die einen vorgelagerten spezifizierten Wert (Interventionswert) überschritten hat, wird überprüft, ob sich Rückwirkungen auf den sicheren Betrieb der Anlage oder auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen ergeben haben.

3.1 (8) Während lang anhaltender Einwirkungen werden sicherheitstechnische Überprüfungen in angemessenen Abständen durchgeführt.

3.1 (9) Festlegungen hinsichtlich zu betrachtender Kombinationen von mehreren Einwirkungen von außen sowie mit anderen Ereignissen sind in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), in der Nummer 4.1 (5), sowie in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6), in der Nummer 3.2.4 (7), 3.2.4 (8) und 3.2.5 (4), zu finden.

3.1 (10) Einwirkungen von außen und sich daraus ergebende Beanspruchungen werden grundsätzlich mit den spezifizierten statischen und dynamischen betrieblichen Beanspruchungen für die jeweiligen Strukturen und Einrichtungen kombiniert. Bei kurzzeitigen und sich nicht häufig wiederholenden betrieblichen Beanspruchungen bzw. damit verbundenen Anlagenzuständen kann davon abgewichen werden.

3.1 (11) Bei der Überlagerung von Einwirkungen wird deren zeitlicher Verlauf berücksichtigt.

3.1 (12) Bei den gemäß in der Nummer 3.1 (1) betrachteten Einwirkungen von außen sind auch diejenigen Einwirkungen aufgeführt, die durch eine andere Einwirkung von außen auf der gleichen Sicherheitsebene abgedeckt sind.

Nach Änderungen der Maßnahmen und Einrichtungen gegen ein abdeckendes Ereignis wird der abdeckende Charakter der Vorkehrungen erneut nachgewiesen.

3.1 (13) Das gegen Einwirkungen von außen vorgesehene Schutzkonzept ist in überprüfbarer Form dokumentiert.

Die Dokumentation enthält mindestens eine Auflistung der berücksichtigten Einwirkungen einschließlich ihrer primären Auswirkungen und Folgewirkungen sowie den Nachweis der Eignung und ausreichenden Zuverlässigkeit der getroffenen Vorkehrungen.

3.2 Ereignisspezifische Kriterien

3.2.1 Zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfälle)

3.2.1.1 Flugzeugabsturz

3.2.1.1 (1) Die gegen einen unfallbedingten Flugzeugabsturz zu schützenden Anlagenteile sind erfasst.

3.2.1.1 (2) Die sicherheitstechnische Funktionsbeschreibung dieser Anlagenteile sowie die Art und Weise, wie im Belastungsfall die Standsicherheit der Bauwerke und der Gesamtkonstruktion gewährleistet wird, ist dokumentiert.

3.2.1.1 (3) Der Auslegung sind folgende Lastannahmen zugrunde gelegt:

1. Stoßlast-Zeit-Diagramm:

Stoßzeit (ms)	Stoßlast (MN)
0	0
10	55
30	55
40	110
50	110
70	0

2. Auftrefffläche: 7 m² kreisförmig.

3. Auftreffwinkel: normal auf die Tangentialebene im Auftreffpunkt.

3.2.1.1 (4) Die Auslegung eines Bauwerks auf Vollschutz erfolgt immer dann, wenn sich hinter dem Bauwerk sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile befinden, die durch herausgeschleuderte Betonbrocken beschädigt werden könnten und bei Ausfall dieser Anlagenteile die Ereignisbeherrschung nicht mehr sichergestellt ist.

3.2.1.1 (5) Die Auswirkungen von Trümmern, Treibstoffbränden, Treibstoffexplosionen und weiteren Folgewirkungen sind berücksichtigt. Insbesondere sind berücksichtigt:

- Treibstoffbrände auf dem Anlagengelände,
- Explosion des Treibstoffinventars (teilweise oder vollständig) außerhalb von Gebäuden,
- Brand oder Explosion von Treibstoff (flüssig oder als Dampf), der durch permanent vorhandene oder durch den Absturz verursachte Öffnungen in Gebäude eingedrungen ist,
- Eindringen von Verbrennungsprodukten sowie Ansaugluft mit reduziertem Sauerstoffgehalt infolge von Verbrennungsvorgängen in Lüftungssysteme unter Berücksichtigung der Auswirkungen auf Personalhandlungen, elektrische Einrichtungen und die Dieselgenerator-Zuluft.

H i n w e i s: Siehe hierzu auch in Abschnitt 2.

Die Schutzwirkungen vorgelagerter Bauwerke dürfen dabei berücksichtigt werden. Dabei sind Trajektorien berücksichtigt, die sich durch das Auseinanderbrechen eines Flugzeuges ergeben können.

Der Schutz gegen Flugzeugtrümmer kann bei redundanten Systemen auch durch räumliche Trennung erreicht werden.

3.2.1.1 (6) Es sind auch Einwirkungen (z. B. Trümmer und Brände) aufgrund anlagennaher Flugzeugabstürze berücksichtigt.

3.2.1.1 (7) Die Ionenaustauscher der Kühlmittelreinigungsanlage, zugehörige Harzabfallbehälter und andere Komponenten und Systeme, die ähnlich hohe Aktivitäten in grundsätzlich brennbarer Form enthalten, sind durch besondere bautechnische Einrichtungen und brandschutztechnische Maßnahmen gegen Beschädigungen geschützt, um eine nennenswerte durch einen Treibstoffbrand verursachte Freisetzung von Radioaktivität zu verhindern.

3.2.1.1 (8) Die durch den Flugzeugaufprall induzierten Erschütterungen sind berücksichtigt.

3.2.1.2 Anlagenexterner Brand

3.2.1.2 (1) Sind in der Umgebung der Anlage erhebliche Brandlasten vorhanden, ist durch Maßnahmen und Einrichtungen sichergestellt, dass anlagenexterne Brände sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen in ihrer sicherheitstechnischen Funktion nicht beeinträchtigen.

3.2.1.2 (2) Dabei sind neben der Einwirkung durch Feuer und Rauch auch heiße Gase und die zu erwartende Wärmestrahlung berücksichtigt.

3.2.1.2 (3) Ebenerdige Schächte und Gullys von unterirdischen Versorgungseinrichtungen oder Gebäuden sind gegen Eindringen von brennbaren Flüssigkeiten geschützt.

3.2.1.2 (4) Den Auswirkungen auf Lüftungsanlagen, auf die Raumtemperaturen, auf die raumseitige Temperatur der Außenwände und die Ansaugluft der Notstromdiesel sowie dem möglichen Eintrag von Brandgasen und Rauch in Gebäude ist Rechnung getragen.

3.2.1.3 Anlagenexterne Explosion

3.2.1.3 (1) Die Möglichkeit von Explosionen außerhalb der Anlage ist standortspezifisch untersucht.

Hierbei sind neben chemischen Explosionen auch Explosionen von Dampf-, Gas- oder Flüssigkeitswolken, Deflagration mit partieller Detonation und physikalische Explosionen berücksichtigt.

3.2.1.3 (2) Alle auf Grund der Standortgegebenheiten nicht auszuschließenden Explosionen sind hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Auswirkungen auf die Anlage analysiert.

3.2.1.3 (3) Auf der Grundlage dieser Analysen sind gegebenenfalls Maßnahmen und Einrichtungen, wie geeignete Auslegung baulicher Anlagenteile oder Sicherheitsabstände, vorgesehen, so dass unzulässige sicherheitstechnische Auswirkungen nicht zu unterstellen sind.

3.2.1.3 (4) Bei der Auslegung gegen anlagenexterne Explosionen sind insbesondere die folgenden Einwirkungen berücksichtigt:

- direkte, reflektierte und fokussierte Druckwellen,
- Zeitverlauf von Über- und Unterdruck,
- Trümmer,
- Boden- und Gebäudeschwingungen,
- Brand und Hitze.

3.2.1.3 (5) Für die bauliche Auslegung und Bewertung ist ausgehend von der Analyse gemäß der Nummer 3.2.1.3 (2) ein abdeckender Druckverlauf ermittelt.

3.2.1.3 (6) Es sind lokale und großräumige Explosionswirkungen berücksichtigt.

3.2.1.3 (7) Sicherheitstechnisch wichtige Lüftungsanlagen werden durch Explosionseinwirkung nicht unzulässig beeinträchtigt.

3.2.1.3 (8) Ein Verzeichnis der gegen Druckwellen und gegen die dadurch induzierten Schwingungen ausgelegten Gebäude- und Anlagenteile liegt vor.

3.2.1.4 Eindringen gefährlicher Stoffe

H i n w e i s: Gefährliche Stoffe sind:

- a) Stoffe, die kurzfristig oder langfristig zum Ausfall der Funktion sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile führen können. Das sind
 - explosionsfähige,
 - leicht entzündliche oder entzündliche,
 - den in der Dieselluft enthaltenen Sauerstoff verdrängende oder verzehrende,
 - verstopfende oder
 - korrosive Stoffe.

- b) Stoffe, bei deren Einwirkung die erforderliche Handlungsfähigkeit des Schichtpersonals nicht mehr ausreichend gewährleistet ist. Das sind:
 - giftige,
 - narkotische,
 - ätzende,
 - Sauerstoff verdrängende,
 - Sauerstoff verzehrende oder
 - explosionsfähige Stoffe und
- c) radioaktive Stoffe.

3.2.1.4 (1) Gegen die Einwirkung gefährlicher Stoffe, die am Standort vorhanden sein können, sind Maßnahmen getroffen und Einrichtungen vorhanden. Dabei sind folgende Gesichtspunkte maßgebend:

- Vorkommen standortbedingter gefährlicher Stoffe (ortsfest oder auf Verkehrswegen),
- deren Eindringmöglichkeiten,
- deren Einwirkungsmechanismen, einschließlich des zeitlichen Verlaufs (z. B. der Konzentration) sowie
- Möglichkeiten zu deren Erkennung und Überwachung.

3.2.1.4 (2) Zur Erkennung des Auftretens von gefährlichen Stoffen und zur Einleitung von Maßnahmen sind entsprechende organisatorische Maßnahmen getroffen und, soweit notwendig und möglich, Einrichtungen vorhanden.

3.2.1.4 (3) Entsprechend der Einwirkung der gefährlichen Stoffe sind neben der erforderlichen Systemauslegung (z. B. räumliche Trennung der Versorgungsöffnungen für redundante Anlagenteile) insbesondere folgende Maßnahmen und Einrichtungen in Betracht gezogen:

Anlagenbezogen:

- a) bei kurzfristig wirkenden gefährlichen Stoffen
 - Unterbrechung der Medienzufuhr (z. B. Lüftungsabschluss),
 - Umstellung der Betriebsweise (z. B. Zuluft-/Abluftbetrieb auf Umluftbetrieb),
- b) bei langfristig wirkenden gefährlichen Stoffen
 - Inspektion potenziell beeinträchtigter bzw. zur Vorsorge erforderlicher Einrichtungen, einschließlich wiederkehrende Prüfungen sowie
 - Reinigung dieser Einrichtungen.

Organisatorisch:

- Ausbildung des Personals,
- Schutz des Schichtpersonals durch z. B. Bereitstellung von Atemschutzgeräten, Einrichtung von Bereichen mit autarker Medienaufbereitung (z. B. Klimatisierung/Regenerierung).

Zusätzlich:

- Nachweisgeräte für die jeweiligen gefährlichen Stoffe in den Versorgungsöffnungen, in der Warte, auf dem Kraftwerksgelände und eventuell in der Nähe gefährdeter Anlagenteile, vorrangig aber in der Nähe der potentiellen Gefahrstoffquelle,
- Nachrichtenverbindungen zu den Orten des Umgangs mit gefährlichen Stoffen,
- Verhinderung des langfristigen Kontakts mit korrosiven Stoffen,
- schützende Beschichtungen und
- Sicherheitsabstände.

3.2.1.4 (4) Die Zugänglichkeit der Warte oder Notsteuerstelle ist auch während der Einwirkung gefährlicher Stoffe im erforderlichen Umfang durch die Bereitstellung von Schutzausrüstung sichergestellt.

3.2.2 Sonstige zivilisatorische Einwirkungen

3.2.2.1 Treibgut und Schiffsunfälle

3.2.2.1 (1) Die sicherheitstechnisch erforderliche Kühlwasserversorgung ist auch bei

- Einwirkung von Treibgut
- Folgen aus Schiffsunfällen und
- bei Kollisionen von Schiffen mit Kühlwasserbauwerken

entsprechend den standortspezifischen Erfordernissen sichergestellt.

3.2.2.1 (2) Die Auswirkung von Schiffsunfällen auf die Qualität des Kühlwassers, z. B. durch die Beimischung von Öl oder anderer gefährlicher Stoffe, ist berücksichtigt.

3.2.2.2 Elektromagnetische Einwirkungen (außer Blitzschlag)

3.2.2.2 (1) Relevante elektromagnetische Störquellen außerhalb der Anlage sind identifiziert und die möglichen Einwirkungen daraus bewertet. Die Betrachtung abdeckender Einwirkungen ist zulässig. Eine Analyse der elektromagnetischen Verträglichkeit (EMV-Analyse) ist im erforderlichen Umfang durchgeführt.

3.2.2.2 (2) Sofern elektromagnetische Einflüsse die Funktion sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen beeinträchtigen können, sind Maßnahmen und Einrichtungen zum Schutz ihrer Leittechnik gemäß ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung vorgesehen.

3.2.2.2 (3) Für sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen, die durch elektromagnetische Einwirkungen beeinträchtigt werden können, ist durch Prüfungen nachgewiesen, dass deren elektromagnetische Verträglichkeit in ihrem Einsatzumfeld gegeben ist (EMV-Nachweis).

3.2.2.2 (4) Während der Betriebsdauer der Anlage wird der Schutz sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen vor elektromagnetischer Beeinflussung gegebenenfalls veränderten Umgebungsbedingungen angepasst.

3.2.3 Naturbedingte Einwirkungen

3.2.3.1 Blitzschlag

3.2.3.1 (1) Es ist sichergestellt, dass bauliche Anlagenteile und sicherheitstechnisch wichtige elektro- und leittechnische Komponenten durch Blitzschlag nicht unzulässig beeinträchtigt werden.

3.2.3.1 (2) In den Blitzschutz sind bauliche Vorkehrungen u n d / o d e r andere Einrichtungen (wie Bewehrung, Potentialausgleichsmaßnahmen) sowie Maßnahmen und Einrichtungen zum Schutz vor anderen elektromagnetischen Beeinflussungen einbezogen.

3.2.3.2 Erdbeben

3.2.3.2 (1) Für den Standort sind das Bemessungserdbeben und die zugehörigen Einwirkungen auf der Grundlage der Ergebnisse deterministischer und probabilistischer Analysen ermittelt.

Als charakteristische Kenngrößen des Bemessungserdbebens sind die Standortintensität, die Bodenantwortspektrien und die Starkbewegungsdauer angegeben.

Unabhängig von standortspezifischen Festlegungen wird bei der Auslegung mindestens die Intensität VI EMS/MSK zu Grunde gelegt.

3.2.3.2 (2) Durch die Auslegung von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten sowie sonstige Maßnahmen und Einrichtungen ist sichergestellt, dass bei dem Bemessungserdbeben die Schutzziele in allen Betriebsphasen erfüllt sind.

3.2.3.2 (3) Neben der Schwingungsanregung von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten sind hierbei auch Untergrundveränderungen (z. B. Bodenverflüssigung oder Setzung) berücksichtigt.

3.2.3.2 (4) Für die Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels und die Äußeren Systeme, die für die Erfüllung der Schutzziele benötigt werden, ist das Verhalten beim Bemessungserdbeben anhand einer strukturdynamischen Analyse bewertet und die Erfüllung der Schutzziele sichergestellt. Eine gleichzeitige Überlagerung der Einwirkungen aus Erdbeben und einem Leck an der Druckführenden Umschließung wird aufgrund ihrer Auslegung und Ausführung nicht unterstellt. Eine gleichzeitige Überlagerung eines Lecks an Äußeren Systemen wird nicht unterstellt, wenn diese gegen Erdbeben ausgelegt sind.

H i n w e i s: Siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4), Abschnitt 2, 3 und 5.

Unabhängig davon ist sichergestellt, dass die Abschaltanlagen, die Not- und Nachkühleinrichtungen, der Sicherheitseinschluss sowie die Warte auch im Falle des Bemessungserdbebens funktionsfähig bleiben.

3.2.3.2 (5) Es ist eine seismische Instrumentierung vorhanden, anhand derer die ingenieurseismologischen Parameter relevanter Erdbeben festgestellt werden.

Die seismische Instrumentierung ist in der Lage, die Überschreitung von Grenzwerten für das Inspektionsniveau der Anlage anzuzeigen sowie einen Vergleich zwischen dem Auslegungsspektrum der Anlage und den Antwortspektren registrierter Erdbeben zu ermöglichen.

3.2.3.2 (6) In den Betriebsvorschriften sind Grenzwerte der seismischen Belastung definiert, bei deren Überschreitung Anlagenkontrollen und gegebenenfalls Maßnahmen (z. B. Abfahren der Anlage, Prüfung des Anlagenzustands) einzuleiten sind. Es ist sichergestellt, dass dem Betriebspersonal die relevanten Werte aus der seismischen Instrumentierung zur Verfügung stehen.

3.2.3.2 (7) Kombinationen von Erdbebeneinwirkungen mit erdbebenbedingten Folgeeinwirkungen (Berstdruckwelle infolge Versagens von nicht gegen Erdbeben ausgelegten Behältern mit hohem Energieinhalt, Trümmereinwirkungen, Brände, Überflutungen) sind berücksichtigt.

3.2.3.3 Überflutung

3.2.3.3 (1) Externe Überflutungen beeinträchtigen die Sicherheit der Anlage nicht unzulässig.

Die möglichen Ursachen für eine Überflutung sind standortabhängig berücksichtigt.

3.2.3.3 (2) Für externe Überflutungsereignisse ist für das Bemessungshochwasser ein Bemessungswasserstand festgelegt. Die Anlage ist dafür ausgelegt.

3.2.3.3 (3) Neben der statischen Einwirkung durch den Wasserdruck sind auch mögliche dynamische Effekte (z. B. Wellenschlag oder Anprall von Treibgut) bei der Auslegung dauerhafter oder temporärer Einrichtungen, die das Eindringen von Wasser in sicherheitstechnisch wichtige Gebäude verhindern, berücksichtigt.

3.2.3.3 (4) Folgewirkungen eines Hochwassers sind berücksichtigt.

3.2.3.4 Extreme meteorologische Bedingungen

3.2.3.4 (1) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen derart getroffen bzw. vorhanden, dass extreme meteorologische Bedingungen keine sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen auf die Anlage und die Funktion ihrer sicherheitstechnischen Einrichtungen haben. In den Betriebsvorschriften ist diesbezüglich festgelegt, innerhalb welcher Grenzen ein Anlagenbetrieb zulässig ist und wie bei Überschreiten dort festgelegter Werte zu verfahren ist.

3.2.3.4 (2) An extremen meteorologischen Bedingungen werden standortabhängig insbesondere berücksichtigt:

- hohe oder niedrige Temperaturen (Außenluft und Kühlwasser), einschließlich Folgewirkungen wie verstärkter Kondensatanfall,
- lang anhaltende Trockenheit und deren Auswirkung auf die Kühlwasserversorgung,
- Sturm,
- hohe oder niedrige Luftfeuchtigkeit,
- Schneefall,
- Vereisung,
- Hagel,
- Gewitter und
- Salzablagerung auf elektrischen Isolatoren.

3.2.3.4 (3) Die Möglichkeit eines Ausfalls von Versorgungseinrichtungen (z. B. Einfrieren von Versorgungsleitungen oder Betriebsstoffen) ist berücksichtigt.

3.2.3.4 (4) Es sind insbesondere Maßnahmen und Einrichtungen gegen Vereisung im Bereich der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen wie Kühlwasserentnahme, Zuluftversorgungen oder Abblaseeinrichtungen getroffen.

3.2.3.4 (5) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen gegen Einwirkungen durch Stürme getroffen. Hierbei sind insbesondere die folgenden Aspekte berücksichtigt:

- Windstärke,
- Böigkeit,
- Gesamtdauer der Einwirkung,
- Wechselwirkung benachbarter Strukturen,
- windbedingter Wasserstand im Vorfluter und
- aufgewirbelte bzw. umfallende Gegenstände und Einrichtungen.

3.2.3.5 Biologische Einwirkungen

3.2.3.5 (1) Für die am Standort auftretenden relevanten biologischen Einwirkungen sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Verhinderung sicherheitstechnisch relevanter Auswirkungen vorgesehen. Dabei sind auch Folgewirkungen wie zum Beispiel mikrobiologische Korrosion berücksichtigt.

3.2.3.5 (2) Der Vorfluter wird im Hinblick auf eine Veränderung der biologischen Verhältnisse regelmäßig überwacht.

3.2.3.5 (3) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen getroffen bzw. vorhanden, um schädliche Auswirkungen von pflanzlichem Material und Organismen in das Kühl- und Nebenkühlwassersystem (z. B. unzulässige Beeinträchtigung der Wärmetauscherflächen) sowie die Ansammlung von pflanzlichem Material oder Organismen vor den Reinigungssystemen (z. B. Rechen oder Siebbandmaschine) zu verhindern. Gegebenenfalls wird das Kühlwasser in Bezug auf die Vermeidung schädlicher Auswirkungen behandelt.

3.2.3.5 (4) Ein Blockieren der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme zur Luft- und Wasserversorgung wird durch geeignete Maßnahmen und Einrichtungen verhindert.

3.2.3.5 (5) Sicherheitstechnisch wichtige Systeme zur Luftzuführung bzw. Wasserentnahme können einfach gereinigt werden.

4 Kriterien für Maßnahmen und Einrichtungen, bei deren Vorhandensein das Eintreten spezifischer Ereignisse nicht unterstellt wird (Vorsorgemaßnahmen)

H i n w e i s: Gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3), in der Nummer 1 (3), können für einige Ereignisse optional Nachweise geführt werden, dass durch Vorsorgemaßnahmen der Eintritt dieser Ereignisse so unwahrscheinlich ist, dass er nicht mehr unterstellt zu werden braucht. Diese Ereignisse sind in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) mit VM gekennzeichnet.

4.1 Übergeordnete Kriterien

4.1 (1) Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der Vorsorgemaßnahme(n) sind so, dass das Eintreten des Ereignisses nicht unterstellt zu werden braucht.

Die Qualität der zu treffenden Vorsorgemaßnahmen orientiert sich an den potenziellen Auswirkungen.

4.1 (2) Vorsorgemaßnahmen basieren vorrangig auf passiven Einrichtungen. Ist dies nicht realisierbar, sind zuverlässige aktive Einrichtungen vorhanden.

Sofern die Zuverlässigkeitskriterien gemäß der Nummer 4.1 (6) nachgewiesen sind, können administrative Maßnahmen mit herangezogen werden.

Sofern im Ausnahmefall Vorsorgemaßnahmen ausschließlich auf administrativen Maßnahmen beruhen, ist deren Zuverlässigkeit gesondert begründet.

4.1 (3) Die Gesamtheit der Vorsorgemaßnahmen stellt die Wirksamkeit dieser Maßnahmen auch bei Auftreten eines Einzelfehlers sicher.

4.1 (4) Während der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen einschließlich Wiederkehrender Prüfungen ist die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der Vorsorgemaßnahmen nicht unzulässig beeinträchtigt.

4.1 (5) Vorsorgemaßnahmen sind so beschaffen, dass sie nicht bei Störungen oder Schäden an ihnen oder bei Fehlbedienung/Fehlhandlung die Funktionsfähigkeit sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile beeinträchtigen.

4.1 (6) Sofern administrative Maßnahmen und daraus abgeleitete Personalhandlungen in Vorsorgemaßnahmen einbezogen werden, ist deren Wirksamkeit und Zuverlässigkeit durch Methoden wie die Fehlereffekt- oder Gefahrenanalyse nachgewiesen. Insbesondere sind dabei systematische Fehler berücksichtigt.

Folgende Bedingungen sind sichergestellt:

- a) Es sind eindeutige organisatorische Vorgaben hinsichtlich Zuständigkeit und Verantwortung für die Maßnahmen getroffen. Das mit der Durchführung und der Kontrolle von Vorsorgemaßnahmen betraute Personal ist entsprechend den hohen Vorgaben an die Zuverlässigkeit solcher Maßnahmen für deren Durchführung und Kontrolle besonders qualifiziert.
- b) Es liegen eindeutige Ablaufprozeduren sowie eindeutige Arbeitsanweisungen für die Durchführung und die Kontrolle der Maßnahmen vor. Art und Anzahl der Kontrollmaßnahmen sind entsprechend den Vorgaben an die Zuverlässigkeit der jeweiligen Maßnahme festgelegt. Für die Erfolgskontrollen sind eindeutige, d.h. mess- und quantifizierbare Kriterien festgelegt. Das Vorgehen bei identifizierten Abweichungen ist festgelegt.
- c) Die Maßnahmen sind lückenlos dokumentiert. Dabei sind die einzelnen Durchführungsschritte und die Kontrollmaßnahmen eindeutig nachvollziehbar und die beteiligten Personen angegeben.
- d) Es steht ausreichend Zeit für die Durchführung der Arbeitsschritte und Kontrolle der Maßnahmen zur Verfügung.
- e) Die Umgebungsbedingungen beeinträchtigen die Durchführung und Kontrolle der Maßnahmen nicht.
- f) Die Randbedingungen, unter denen die mit der Durchführung der Maßnahmen betrauten Personen handeln, sind so gestaltet, dass die Voraussetzungen für ein möglichst fehlerfreies Verhalten vorliegen. Die ergonomischen Kriterien gemäß Abschnitt 6.3 sind beachtet.
- g) Mögliche Fehler und deren Auswirkungen sind bei der Schulung des Personals berücksichtigt.

4.1 (7) Die Gültigkeit der Randbedingungen für die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Vorsorgemaßnahmen wird während der gesamten Betriebszeit der Anlage sichergestellt.

4.2 Ereignisspezifische Kriterien

4.2.1 Eintrag von Deionat oder minderboriertem Kühlmittel in den Reaktorkern

Hinweis: Dies umfasst die DWR Ereignisse E3-17 „Fehlerhafte Einspeisung aus einem System, das Deionat oder minderboriertes Kühlmittel führt, mit Ausfall der Begrenzungen bzw. vorgelagerter Maßnahmen (Externe Deborierung; homogen und heterogen)“ und E3-18 „Bildung unterborierter Bereiche im Primärkreislauf (Interne Deborierung)“ gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3).

4.2.1 (1) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorhanden, die sicherstellen, dass Reaktivitätsänderungen infolge von Deionateintrag 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 „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3), Tabelle 3.1 und
- bei einem anfänglich unterkritischen Reaktor der geforderte Betrag der Abschaltreaktivität gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3), Tabelle 3.1, eingehalten werden.

4.2.1 (2) Mögliche Quellen für einen Deionateintrag, die potentiell eingetragene Deionatmengen und die möglichen Auswirkungen auf den Reaktorkern sind für alle Betriebsphasen analysiert. Dabei werden insbesondere folgende Deionatquellen betrachtet:

Äußere Quellen:

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

Innere Quellen:

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

4.2.1 (3) Bei der Analyse sind Bedienungsfehler berücksichtigt.

4.2.1 (4) Unzulässige Deionateinspeisungen aus äußeren Quellen werden z. B. durch folgende Maßnahmen und Einrichtungen verhindert:

- zuverlässiges Schließen und Verriegeln aller Armaturen, über die Deionat unbeabsichtigt in den Reaktorkühlkreislauf gelangen kann,
- Überwachung der Borkonzentration in angrenzenden Systemen und Komponenten und
- automatische kontinuierliche Überwachung der Boreinspeisekonzentration.

4.2.1 (5) Der unbeabsichtigte Start von Hauptkühlmittelpumpen nach vorangegangenem Reflux-Condenser-Betrieb wird zuverlässig gemäß Abschnitt 4.1 verhindert.

4.2.2 Absturz eines Brennelements in den Reaktorkern während des Brennelementwechsels (SWR)

Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens (SWR)

4.2.2 (1) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, so dass der Absturz eines Brennelements in den Reaktorkern nicht zur Kritikalität führt.

4.2.2 (2) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, die das ungeplante Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens des Reaktors verhindern und das Beladen nur dann zulassen, wenn alle Stäbe eingefahren sind.

4.2.3 Fehlbeladung des Reaktorkerns bzw. Fehlbelegung des Brennelementlagerbeckens bzw. des Transport- und Lagerbehälters mit mehr als einem Brennelement

Es sind Vorsorgemaßnahmen getroffen, die

- eine Fehlbeladung des Reaktorkerns bzw. Fehlbelegung des Brennelementlagerbeckens bzw. des Transport- und Lagerbehälters mit mehr als einem Brennelement zuverlässig gemäß Abschnitt 4.1 verhindern oder
- sicherstellen, dass bei solchen Fehlbeladungen bzw. Fehlbelegungen die geforderte Unterkritikalität eingehalten wird.

4.2.4 Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem sowie anderen hochenergetischen Rohrleitungen im Ringraum und in der Armaturenkammer (DWR) bzw. zwischen Sicherheitsbehälter und erster Absperrmöglichkeit außerhalb des Sicherheitsbehälters (SWR)

Die Auswirkungen von Lecks im Ringraum und in der Armaturenkammer (DWR) bzw. im Bereich zwischen Sicherheitsbehälter und erster äußerer Absperrmöglichkeit (SWR) an Frischdampf oder Speisewasser führenden Rohrleitungen, an einer Dampferzeugerabschlammleitung (DWR) oder an einer anderen hochenergetischen Leitung sind so begrenzt bzw. beherrscht, dass keine unzulässigen Beeinträchtigungen des Sicherheitsbehälters, einschließlich der Durchführungen, sowie von den im Bereich zwischen Sicherheitsbehälter und Reaktorgebäude (Ringraum) und in der Armaturenkammer (DWR) installierten sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen zu unterstellen sind.

Unzulässige Auswirkungen werden z. B. durch entsprechende Auslegung der Rohrleitungen in diesem Bereich oder Doppelrohrkonstruktionen verhindert bzw. beherrscht.

H i n w e i s: Spezifische diesbezügliche Kriterien finden sich in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) Abschnitt 4.6 und 6.

4.2.5 Dichtheitsverlust zwischen Druck- und Kondensationskammer (SWR)

Es sind Vorsorgemaßnahmen getroffen, so dass keine unzulässigen Undichtigkeiten zwischen Kondensationskammer und Druckkammer, insbesondere beim Wiederaufstart der Anlage und nach Instandhaltungsmaßnahmen, vorhanden sind oder auftreten können.

5 Spezifische Kriterien für bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten

H i n w e i s: Für die nachfolgend behandelten baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten gelten auch Anforderungen des Geräte- und Produktsicherheitsgesetzes (GPSG), der Betriebssicherheitsverordnung (BetrSichV) und der Druckgeräteverordnung (GPSGV).

5.1 Kriterien für bauliche Anlagenteile (Bauwerke)

5.1 (1) Die Bauwerke widerstehen entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung den zu unterstellenden Einwirkungen mit ausreichender Zuverlässigkeit. Sie verbleiben entsprechend den an sie gestellten sicherheitstechnischen Kriterien in einem gebrauchstauglichen oder mindestens tragfähigen Zustand. Zur Erfüllung von sicherheitstechnischen Funktionen werden zusätzlich zum Erhalt der Tragfähigkeit erforderliche Verformungsbegrenzungen und Rissbreitenbeschränkungen eingehalten.

5.1 (2) Die sicherheitstechnische Bedeutung und Gestaltung der Bauwerke ergeben sich aus ihrer Funktion im Hinblick auf die Aufrechterhaltung der Funktionsfähigkeit sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen bzw. ihrem unmittelbaren Beitrag zur Erfüllung der Schutzziele bei den Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a.

5.1 (3) Alle Bauwerke sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), in der Nummer 2.1 (10), klassifiziert.

5.1 (4) Als Grundlage der bautechnischen Auslegung werden alle Einwirkungen auf die Bauwerke so beschrieben und quantifiziert, 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 Bodensetzungen, Bergschäden etc. berücksichtigt.

5.1 (5) Kombinationen von Einwirkungen mit den zugehörigen Bemessungswerten werden dann unterstellt, wenn diese in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen oder nach dem Stand von Wissenschaft und Technik unterstellt werden muss. Folgeeinwirkungen werden beachtet.

H i n w e i s: Siehe auch in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), in der Nummer 4.1 (5), sowie in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für Nachweisführung und Dokumentation“ (Modul 6), Abschnitt 3.2.1 sowie in der Nummer 3.2.4 (7), 3.2.4 (8) und 3.2.5 (4).

5.1 (6) Die Bauanschlusslasten der anlagentechnischen Komponenten werden von Verankerungs-/Befestigungskonstruktionen sicher in das Bauwerk eingeleitet und von diesem abgetragen. Die Bauanschlusslasten der anlagentechnischen Komponenten sind für die Schnittstelle zwischen Verankerung und Komponente angegeben.

5.1 (7) Die gegenseitige unzulässige Beeinflussung von Gebäuden wird vermieden.

5.1 (8) Setzungen der Bauwerke führen nicht dazu, dass die Gebrauchstauglichkeit der Bauwerke oder die Funktion sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen beeinträchtigt wird. Bei der Verlegung von Kabeln und Rohrleitungen zwischen den Bauwerken werden Differenzsetzungen berücksichtigt.

5.1 (9) Sicherheitstechnisch wichtige Bauwerke sind durch entsprechende Abdichtungsmaßnahmen gegen von außen eindringendes Wasser geschützt. Hierzu werden wasserundurchlässige Baukonstruktionen oder äußere Bauwerksabdichtungen vorgesehen. Bauwerksabdichtungen sind insbesondere gegen Einwirkungen resultierend aus Grundwasser, Hochwasser, Erdbeben und anlageninternen Störfällen einschließlich ionisierender Strahlung ausgelegt.

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

5.1 (11) Die Bauwerke sind hinsichtlich der Abmessungen und der Wahl der Baustoffe so bemessen, dass sie eine den Vorgaben des Strahlenschutzes entsprechende Abschirmwirkung gewährleisten.

5.1 (12) Oberflächen von Räumen, in denen mit Kontamination zu rechnen ist, sind so gestaltet, dass sie gut dekontaminierbar sind.

5.1 (13) In Räumen, in denen betrieblich bedingte Leckagen anfallen können, ist eine Raumentwässerung vorhanden.

5.1 (14) Die Bauwerke genügen während ihrer gesamten Nutzungsdauer den an sie gestellten Kriterien.

5.1 (16) Es sind Prüf- und Überwachungsmaßnahmen, zumindest regelmäßige Begehungen und visuelle Kontrollen der Bauteiloberflächen, vorgesehen. Die Ergebnisse werden dokumentiert. Im Abstand von zehn Jahren wird ein Bericht zum Zustand der Bauwerke erstellt. Bei Befunden werden Untersuchungen zur Ursache und gegebenenfalls eine fachgerechte Instandsetzung durchgeführt.

5.2 Komponentenspezifische Kriterien

Hinweis: Spezifische Kriterien für die Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels, an die Drucktragende Wandung von Komponenten der Äußeren Systeme und den Sicherheitseinschluss finden sich in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4).

5.2.1 Allgemeine Kriterien

5.2.1 (1) Die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten erfüllen die Kriterien auf der Sicherheitsebene, denen sie zugeordnet sind.

5.2.1 (2) Alle maßgebenden Einwirkungen auf die Komponenten infolge von mechanischen und thermischen Einwirkungen, Korrosion und Erosion sind bei der Auslegung, Konstruktion und Berechnung berücksichtigt.

Die Oberflächen metallischer Komponenten erfüllen die Kriterien für Korrosionsschutz und gegebenenfalls Dekontaminierbarkeit. Die Oberflächen austenitischer Werkstoffe sind gegen Kontakt mit ferritischen Werkstoffen oder mit chloridhaltigen Mitteln aus der Errichtung und dem Betrieb der Anlage geschützt.

5.2.1 (3) Die Randbedingungen, insbesondere des Strahlenschutzes, die sich aus der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen ergeben, sind berücksichtigt.

5.2.1 (4) Komponenten sind gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), in der Nummer 2.1 (10), klassifiziert und, soweit erforderlich, systematisch gekennzeichnet.

5.2.1 (5) Der Auslegung der baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten sind ausgehend von den Einwirkungen Lastfälle zu Grunde gelegt. Die Lastfälle leiten sich insbesondere aus dem spezifizierten Betrieb der Anlage, aus der Betriebserfahrung und aus den unterstellten Ereignissen gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) ab und decken die daraus resultierenden Einwirkungen ab. Die Lastfälle und deren Kombinationen sind spezifiziert und entsprechend ihrer Charakteristik und Häufigkeit vollständig beschrieben. Lastfallkombinationen sind dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse u n d / o d e r Betriebsphasen in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen unterstellt werden muss. Die sich aus diesen Lastfällen ergebenden Einwirkungen sind komponentenbezogen unter Berücksichtigung der Systemtechnik auch angrenzender Systeme beschrieben.

5.2.2 Kriterien für Stützkonstruktionen, Halterungen und Bühnen

Hinweis: Zu den hier betrachteten Einrichtungen gehören Unterstützungen, Aufhängungen, Kabelpritschen, Ausschlagsicherungen, Kranbahnen, Bühnen und Schutzkonstruktionen.

5.2.2 (1) Stützkonstruktionen, Halterungen und Bühnen sind in der Lage, die spezifizierten Lasten in die lastabtragende Baustruktur zu übertragen.

5.2.2 (2) Das Einwirkungskollektiv und die daraus resultierenden Beanspruchungen der Stützkonstruktionen, Halterungen und Bühnen sind vollständig bekannt und bei der Auslegung dieser Einrichtungen berücksichtigt. Hierzu gehören:

- Eigengewicht,
- Betriebslasten,
- Hebezeuglasten,
- Gebäudesetzungen,
- Prüflasten,
- Montagelasten,
- Einwirkungen von innen (Strahlung, Temperatur, Feuchte, Stoßbelastung, Strahl- und Reaktionskräfte) und
- Einwirkungen von außen (induzierte Erschütterungen, Stoßbelastung).

5.2.2 (3) Bewegliche Teile von Halterungen (zum Beispiel Federhänger, Stoßbremsen, Dämpfer) werden wiederkehrend geprüft. Starre Komponenten werden regelmäßigen Sichtprüfungen unterzogen, gegebenenfalls werden zerstörungsfreie Prüfungen durchgeführt.

5.2.2 (4) Temporär aufgebaute Bühnen und Tragkonstruktionen sind so gesichert, dass sie infolge von Betriebszuständen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 1 bis 4a ihre Standsicherheit nicht verlieren bzw. der Verlust der Standsicherheit nicht zu unzulässigen Einwirkungen führt.

5.2.2 (5) Der Absturz von Bauteilen während des Auf- und Abbaus der temporären Einrichtungen sowie der Absturz von auf Ihnen gelagerten Teilen während der Nutzungsdauer dieser Einrichtungen ist berücksichtigt.

5.2.3 Kriterien für elektrische Antriebe

H i n w e i s: Siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Elektrische Energieversorgung“ (Modul 12)

5.2.3 (1) Die elektrischen Antriebe, die Funktionen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 ausführen, erfüllen ihre Aufgabe auch bei den zu unterstellenden Umgebungsbedingungen, verfahrenstechnischen Belastungen und elektrischen Bedingungen.

5.2.3 (2) Die Schutzeinrichtungen der elektrischen Antriebe (z. B. gegen Überspannung, Unterspannung, Überlast) sind mit den zu schützenden Antrieben und der elektrischen Energieversorgung so abgestimmt, dass sowohl die Komponenten sicher geschützt sind als auch ein ausreichender Abstand zu den ungünstigsten Betriebswerten der elektrischen Versorgung besteht. Das Ansprechen von Schutzeinrichtungen wird signalisiert.

5.2.3 (3) Einrichtungen des Aggregateschutzes sind so ausgelegt, dass bei Anforderung elektrischer Antriebe durch die leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems der Aggregateschutz grundsätzlich nicht wirksam wird (siehe hierzu im Weiteren „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung“ [Modul 5] in der Nummer 3.2 (13)).

5.2.3 (4) Bei elektrischen Antrieben von Armaturen wird die Reduktion von Leistung, Moment oder Kraft infolge Eigenerwärmung, erhöhter Umgebungstemperatur und Spannungsfall bis zum Antrieb für den jeweiligen Anforderungsfall berücksichtigt.

5.2.4 Kriterien für Armaturen

H i n w e i s: Kriterien zu den elektrischen Antrieben finden sich in Abschnitt 5.2.3.

5.2.4 (1) Sind die Armaturen Teil der Druckführenden Umschließung, Teil der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme oder des Sicherheitseinschlusses, sind die Kriterien von „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) erfüllt.

5.2.4 (2) Alle für die anforderungsgerechte Funktion von Armaturen relevanten Parameter, wie Belastungen, Beanspruchungen, Reib- und Materialeigenschaften, sind derart berücksichtigt, dass auch bei Kombination der Schwankungsbreiten einzelner Parameter die Funktion mit ausreichendem Sicherheitsabstand gewährleistet ist. Dabei sind auch Halterung und Lagerung berücksichtigt.

5.2.4 (3) Für Armaturen, die im Falle eines Lecks gegen den unter den jeweiligen Bedingungen maximal möglichen Differenzdruck schließen müssen, ist neben analytischen Nachweisen die Funktionsfähigkeit durch geeignete Versuche nachgewiesen.

5.2.4 (4) Im Fall eines Absteuerversagens bleibt die Integrität sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen erhalten. Darüber hinausgehende sicherheitstechnische Kriterien (z. B. an die Funktionsfähigkeit) sind im Einzelfall festgelegt.

5.2.4 (5) Bei eigenmediumbetätigten Armaturen sind Maßnahmen und Einrichtungen gegen ein Versagen auf Grund eines systematischen Fehlers in der Ansteuerung getroffen. Hierbei ist das Einzelfehlerkonzept auf alle Elemente der Vorsteuereinrichtungen angewendet.

5.2.5 Kriterien für Druckabsicherung und Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufes und des Frischdampfsystems

H i n w e i s: Für die nachfolgend behandelten Anlagenteile gelten insbesondere auch Anforderungen der Druckgeräteverordnung (GPSGV).

5.2.5.1 Allgemeine Kriterien für Druckabsicherung und Druckentlastung

5.2.5.1 (1) Die Einrichtungen zur Druckbegrenzung stellen sicher, dass bei Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a die für diese Sicherheitsebenen maximal zulässigen Spannungen der abzusichernden Systeme und Komponenten gemäß den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) Anhang 1 nicht überschritten werden.

5.2.5.1 (2) Die Einrichtungen zur Druckbegrenzung öffnen und schließen unter den zu Grunde gelegten Bedingungen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a zuverlässig.

5.2.5.1 (3) Die Aggregatzustände des abzuführenden Mediums, die sich aus den von Einrichtungen zur Druckbegrenzung zu beherrschenden Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 bis 4a ergeben können, sind berücksichtigt.

H i n w e i s: Kriterien bzgl. der Sicherheitsebenen 4b und 4c siehe in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlagen-internen Notfallschutz“ (Modul 7).

5.2.5.1 (4) Die Armaturen sind hinsichtlich der jeweilig zu erwartenden Abblasebedingungen (z. B. Aggregatzustände) qualifiziert.

5.2.5.1 (5) Für Siedewasserreaktoren und die Sekundärseite der Druckwasserreaktoren sind ausreichend zuverlässige Druckentlastungseinrichtungen vorgesehen. Diese sind in der Lage, den Frischdampf- bzw. Reaktordruck kontrolliert automatisch bzw. von Hand entsprechend der betroffenen Sicherheitsebene in vorgegebener Zeit auf ausreichend niedrige Werte abzusenken.

5.2.5.1 (6) Einrichtungen zur Druckbegrenzung werden regelmäßig einer Funktionsprüfung unterzogen. Das Prüfkonzept gewährleistet, dass die Funktionsfähigkeit über das gesamte Instandhaltungsintervall einer Einrichtung hinweg beurteilt werden kann.

5.2.5.1 (7) Funktionsprüfungen an Druckabsicherungseinrichtungen von aktivitätsführenden Systemen führen nicht zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Gebäudeatmosphäre.

5.2.5.2 Spezifische Kriterien für die Druckabsicherung bei Druckwasserreaktoren

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

5.2.5.2 (2) Der Ansprechdruck der Einrichtungen zur Druckbegrenzung des Reaktorkühlsystems ist zur Sprödbbruchabsicherung dem Temperaturniveau des abzusichernden Systems angepasst.

5.2.5.2 (3) Bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 mit Anforderung der Reaktorschnellabschaltung wird der Ansprechdruck der Druckhaltersicherheitsventile nicht erreicht.

5.2.6 Kriterien für Pumpen

Hinweis: Für Pumpengehäuse, die Teil der Druckführenden Umschließung sind oder aus anderen Gründen dem Geltungsbereich der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4) zugeordnet werden, gelten die darin genannten Kriterien.

5.2.6 (1) Kriterien aus Betrieb und Umgebungsbedingungen

- a) Bei der Auslegung der Pumpen sind neben den verfahrenstechnischen Kriterien die folgenden Bedingungen berücksichtigt:
- mechanische Lasten (wie Druckdifferenzen),
 - Umgebungsbedingungen (wie Temperatur, Feuchte, Strahlung),
 - verschiedene Betriebsweisen (kontinuierlich, diskontinuierlich),
 - das zu fördernde Medium (einschließlich pH-Wert, Schmutzanteil, Viskosität),
 - der Mindestmengenfluss,
 - die Kühlung und Schmierung,
 - unterstellte Einwirkungen wie Überflutung, Erdbeben,
 - der Explosionsschutz,
 - der Strahlenschutz einschließlich Dekontaminierbarkeit und Dichtheit sowie
 - die Instandhaltung.
- b) Hinsichtlich der Einflüsse der anschließenden Systeme sind bei der Auslegung berücksichtigt:
- auf die Pumpen übertragene Schwingungen,
 - Zulaufverhältnisse und Arbeitspunkte,
 - Druckverhältnisse, Druckstöße,
 - Rückströmung,
 - Drehmomenteinwirkung auf die Stutzen und
 - Lagerung und Fixierung zur Aufnahme der wirkenden Lasten.
- c) Induzierte Druckschwingungen aus dem Pumpenbetrieb sind durch geeignete Maßnahmen und Einrichtungen auf ein zulässiges Maß reduziert.

5.2.6 (2) Antriebsaggregate

Hinweis: Übergeordnete Kriterien für die elektrischen Antriebe finden sich in Abschnitt 5.2.3.

- a) Die Antriebsaggregate sind für die Umgebungsbedingungen geeignet. Sie weisen die erforderliche Motorleistung sowie die bei Start und maximaler Leistung erforderlichen Drehmomente auf. Die Schwingungsübertragung von der Pumpe ist berücksichtigt. Die Antriebsaggregate sind entsprechend gelagert und fixiert.
- b) Werden als Antriebsaggregate Dampfturbinen oder Dieselmotoren eingesetzt, sind die Kriterien für diese Komponenten berücksichtigt.

5.2.6 (3) Getriebe und Kupplung

- a) Getriebe und Kupplung übertragen zuverlässig die erforderlichen Drehmomente.
- b) Getriebe und Kupplung, einschließlich Kühlung und Schmierung, erfüllen ihre Funktion bei den zu erwartenden Umgebungsbedingungen.

5.2.6 (4) Betriebsüberwachung

Pumpen sind mit Einrichtungen versehen, mit deren Hilfe insbesondere folgende Größen, soweit erforderlich, überwacht werden können:

- Pumpendruck,
- Zulaufdruck,
- Fördermenge,
- Temperaturen von Motor, Schmier- und Kühlmedien sowie
- Schwingungen.

5.2.7 Kriterien für Wärmetauscher

Hinweis: Sind die Wärmetauscher Teil der Druckführenden Umschließung oder Teil der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme, gelten auch die Kriterien der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4).

5.2.7 (1) Wärmetauscher erfüllen die sicherheitstechnischen Kriterien hinsichtlich Energieübertragung und Barrieren- bzw. Rückhaltefunktion unter allen spezifizierten Randbedingungen. Dabei sind neben den Betriebs- und Störfällen auch besondere Randbedingungen im Zusammenhang mit Instandhaltungsmaßnahmen berücksichtigt (z. B. Wärmeeintrag bei isolierter Kühlwasserseite).

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

5.2.7 (3) Zur Gewährleistung der für die Energieübertragung wesentlichen Parameter ist ein Überwachungsprogramm vorgesehen. Eine kontinuierliche Überwachung der wesentlichen Parameter ist insbesondere bei Wärmetauschern vorgesehen, bei denen die Möglichkeit diskontinuierlicher äußerer Einwirkungen (z. B. Fremdkörpereintrag, diskontinuierliche Verschmutzungseffekte etc.) bestehen. Dabei sind auch störfallbedingte Einwirkungen berücksichtigt (z. B. Eintrag von Isolierstoffen bei Kühlmittelverluststörfällen etc.).

5.2.7 (4) Es ist sichergestellt, 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 berücksichtigt.

5.2.7 (5) Wärmetauscher, die neben Energieübertragung eine sicherheitstechnisch wichtige Rückhaltefunktion haben, sind hinsichtlich Leckagen zwischen den Kreisläufen überwacht. Die Betriebsvorschriften enthalten Festlegungen hinsichtlich zulässiger Leckagemengen.

5.2.7 (6) Die Überwachung des Zustands der Wärmetauscherrohre erfolgt im Rahmen des Instandhaltungsprogramms unter Berücksichtigung relevanter Schadensmechanismen.

5.2.8 Kriterien für Rohrleitungen und Behälter

Hinweis: Sind die Rohrleitungen und Behälter Teil der Druckführenden Umschließung, Teil der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme oder des Sicherheitseinschlusses, gelten auch die Kriterien der „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“ (Modul 4).

5.2.8 (1) Rohrleitungen und Behälter erfüllen zuverlässig die sicherheitstechnischen Kriterien hinsichtlich des Einschlusses radioaktiver Stoffe und hinsichtlich der Druckführenden Komponenten unter allen spezifizierten Randbedingungen.

5.2.8 (2) Rohrleitungen und geschlossene Behälter sind gegen unzulässige Innendrucke abgesichert.

5.2.8 (3) Neben der Belastung aus Innendruck sind dynamische Belastungen wie aufgeprägte Schwingungen und Wärmedehnung berücksichtigt.

5.2.8 (4) Die Randbedingungen, die sich aus der Durchführung von Instandhaltungsmaßnahmen ergeben, sind berücksichtigt.

5.2.8 (5) Rohrleitungen und Behälter sind so verlegt bzw. angeordnet, dass ein anforderungsgerechtes Füllen, Entlüften und Entwässern möglich ist, sowie Kondensations- und Wasserschläge nicht auftreten können. Kann dies nicht hinreichend zuverlässig ausgeschlossen werden, sind diese Einwirkungen berücksichtigt.

5.2.8 (6) Die Kriterien für die inneren und äußeren Oberflächen wie Dekontaminierbarkeit, Korrosions- und Verschleißschutz sind erfüllt.

5.2.8 (7) Das Alterungsverhalten wird insbesondere bei Kunststoffrohren und beschichteten Rohren bzw. Behältern verfolgt.

5.2.8 (8) Erdverlegte Rohrleitungen bzw. Behälter verlieren nicht ihre Dichtheit infolge von Bodensetzungen. Ihre Lage ist dokumentiert.

5.2.9 Kriterien für Hebezeuge und Lastanschlagpunkte

Hinweis: Als Hebezeuge werden sowohl fest installierte als auch temporär eingesetzte (mobile) Aufzüge, Kräne, Winden, Laufkatzen, Lastaufnahmeeinrichtungen und Brennelement-Wechselanlagen bezeichnet, sofern diese in Kernkraftwerken verwendet werden.

Als Lastanschlagpunkt wird das Verbindungselement zwischen Lastaufnahmeeinrichtung und Last bezeichnet. Der Lastanschlagpunkt ist

- a) Bestandteil der Last oder
- b) angeschraubt oder
- c) angeschweißt oder
- d) im Falle von Betonbauteilen im Beton verankert.

5.2.9 (1) Im Kernkraftwerk sind Hebezeuge vorhanden, mittels derer sichergestellt ist, dass im Zusammenspiel mit den Lastanschlagpunkten und den Anschlagmitteln bei den vorgenommenen Handhabungen von Lasten im bestimmungsgemäßen Betrieb unter Beachtung der dabei maximal auftretenden mechanischen, thermischen, chemischen oder strahlungsbedingten Einwirkungen die Schutzziele eingehalten werden.

5.2.9 (2) Die sicherheitstechnisch wichtige Funktion der Hebezeuge ist durch entsprechende Dimensionierung und Konstruktion, Auswahl geeigneter Materialien, ergonomische Gestaltung und erforderlichenfalls durch redundante Ausführung von leitetechnischen Einrichtungen und Hilfs- und Versorgungssystemen mit ausreichender Zuverlässigkeit gewährleistet.

5.2.9 (3) Die zuverlässige Funktion der Hebezeuge und Lastanschlagpunkte ist für die gesamte Betriebsdauer der Einrichtung durch regelmäßige Prüfungen sichergestellt.

5.2.9 (4) Bei der Auslegung der Hebezeuge und Lastanschlagpunkte werden die zu erwartenden Umgebungsbedingungen, wie z. B. Druck, Temperatur, Medium, Strahlenbelastung berücksichtigt.

5.2.9 (5) Die Kriterien für die Dekontaminierbarkeit der Hebezeuge im Kontrollbereich sind bei der konstruktiven Gestaltung berücksichtigt.

5.2.9 (6) Wenn beim Transport von Kernbrennstoffen, sonstigen radioaktiven Stoffen, radioaktiven Anlagenteilen oder sonstigen Lasten durch das Versagen des Hebezeuges oder von Lastanschlagpunkten:

- a) eine Aktivitätsfreisetzung, die zu einer unzulässigen Strahlenbelastung in der Anlage oder der Umgebung führen kann,
- b) ein nicht absperrbarer Verlust von Reaktorkühlmittel,
- c) eine redundanzübergreifende Beeinträchtigung von Sicherheitseinrichtungen, die notwendig sind, die Schutzziele einzuhalten oder
- d) ein Kritikalitätsereignis

zu besorgen sind, dann sind Kräne, Winden, Laufkatzen, Lastaufnahmeeinrichtungen, Anschlagmittel, Lastanschlagpunkte und Brennelement-Wechselanlagen so ausgelegt, dass ein Lastabsturz, Umkippen oder Anschlagen mit unzulässigen Folgen nicht zu unterstellen ist (siehe hierzu Abschnitt 2.2.4).

5.2.9 (7) Für Einwirkungen von außen sind folgende Kriterien erfüllt:

- a) Für Hebezeuge ist der Nachweis ausreichenden Schutzes gegen Einwirkungen von außen (Ereignisse der Sicherheitsebene 3 oder 4a) dann geführt, wenn an das Gebäude eine solche Anforderung gestellt ist. Die Nachweisführung umfasst die Einbindung in die Gebäude.
- b) Der Nachweis des Schutzes gegen Einwirkungen von außen kann für das Hebezeug ohne angehängte Last geführt werden, wenn sichergestellt ist, dass Lasten und Lastaufnahmeeinrichtungen nur in dem für den Hebevorgang erforderlichen Zeitraum am Hebezeug angeschlagen sind.
- c) Wenn Hebezeuge in definierten Betriebsphasen ausschließlich in einer Parkposition verbleiben, ist mindestens ein auf diese Position beschränkter Nachweis des Schutzes gegen Einwirkungen von außen in diesen Betriebsphasen geführt.

5.3 Systemspezifische Kriterien

5.3.1 Kriterien für das Not- und Nachkühlsystem

5.3.1.1 Allgemeine Kriterien

5.3.1.1 (1) Zur Wärmeabfuhr bei und nach Kühlmittelverluststörfällen ist ein zuverlässig wirksames redundantes Not- und Nachkühlsystem gemäß „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ (Modul 1), in der Nummer 3.3 (4), vorhanden. Es ist geeignet, bei den zu unterstellenden Lecks und Brüchen in der Druckführenden Umschließung gemäß „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasser zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) die dort aufgeführten Nachweisziele und Nachweiskriterien einzuhalten.

5.3.1.1 (2) Das Not- und Nachkühlsystem ist in Bereitschaftsstellung gegenüber dem Reaktorkühlkreislauf isoliert. Verbindungen von Notkühlteilsystemen über Rohrleitungen sind in der Bereitschaftsstellung geschlossen und bei Bedarfsfällen sicher absperrbar.

5.3.1.1 (3) Die Einspeisung des Notkühlmittels in die Druckführende Umschließung wird zuverlässig angezeigt. Die hierfür erforderlichen Messeinrichtungen sind möglichst nahe bei den Stellen der Einspeisung in die Druckführende Umschließung angebracht.

5.3.1.1 (4) Der Raum um den Reaktordruckbehälter kann beim DWR bei einem Leck am Reaktordruckbehälter mindestens bis zur Reaktorkernoberkante geflutet werden.

5.3.1.2 Sicherstellung der Notkühlmittelvorräte

5.3.1.2 (1) Beim DWR sind die Notkühlmittelvorräte so bemessen,

- a) dass im Anforderungsfall Kühlmittelergänzung mit der Hochdruckeinspeisung so lange möglich ist, bis der Primärkreis durch entsprechende Maßnahmen (z. B. sekundärseitiges Abkühlen des Primärsystems) ein Druckniveau erreicht hat, das eine Kühlmittelergänzung durch die Niederdruckeinspeisung (aus Flutbehälter u n d / o d e r Reaktorgebäudesumpf) ermöglicht;
- b) dass nach Einspeisung der Notkühlmittelvorräte auch bei der ungünstigsten Leckage unter Berücksichtigung von Totvolumina im Sicherheitsbehälter eine gesicherte Ansaugung der Niederdruck-Rückförderung aus dem Sicherheitsbehältersumpf möglich ist und die Wärmeabfuhr langfristig sicher gestellt ist.

5.3.1.2 (2) Beim SWR sind die Notkühlmittelvorräte so 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.

5.3.1.2 (3) Bei Lecks im Not- und Nachkühlsystem (DWR und SWR) an beliebiger Stelle außerhalb des Sicherheitsbehälters bleibt der Wasservorrat für die Kernnotkühlung ausreichend.

5.3.1.3 Auslegungskriterien für Komponenten der Notkühlsysteme und an die Gestaltung des Sicherheitsbehälters

5.3.1.3 (1) Die dauerhafte Funktionsfähigkeit der Not- und Nachkühlsysteme wird durch in das System eingetragene Verschmutzungen und Fremdkörper (insbesondere Isoliermaterialien) nicht unzulässig beeinträchtigt.

Die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern wird auch im Sumpfbetrieb durch Materialeintrag nicht unzulässig beeinträchtigt.

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

5.3.1.3 (3) Die für die Wirksamkeit wesentlichen aktiven Komponenten der Nachkühlsysteme können während des langfristigen Nachkühlvorgangs instand gehalten werden.

5.3.1.3 (4) Durch die Gestaltung des Sicherheitsbehälters und seiner Einbauten ist sichergestellt, dass im Falle eines Kühlmittelverluststörfalls das aus der Bruchstelle austretende Kühlmittel in ausreichender Menge gemäß der Nummer 5.3.1.2 (1) Buchstabe b in den Sicherheitsbehältersumpf (DWR, SWR) bzw. in die Kondensationskammer (SWR) gelangt, um einen kavitationsfreien Betrieb der Nachkühlpumpen sicherzustellen.

5.3.1.3 (5) Das Notkühlsystem ist so ausgelegt, dass bei einem Kühlmittelverluststörfall nach dem Wiederauffüllen des Kerns im Sumpfbetrieb ein langfristiger Temperatur- oder Druckanstieg im Sicherheitsbehälter verhindert wird (siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitskriterien“ [Modul 1], in der Nummer 3.6 (2)).

5.3.1.4 Kriterien für die sekundärseitige Wärmeabfuhr

Zur Beherrschung von Störfällen, die eine sekundärseitige Wärmeabfuhr erfordern, sind folgende Annahmen getroffen bzw. Auslegungsbedingungen erfüllt:

- Komponenten und Systeme, die zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr erforderlich sind, (z. B. Notspeisepumpen, sekundärseitige Abblasestation sowie ihre Ansteuerungen) werden als Teilsysteme des Not- und Nachkühlsystems betrachtet.
- Der Wasservorrat für die Notspeisung ist hinsichtlich der zu unterstellenden Störfälle konservativ bemessen. Der Wasservorrat ist ausreichend für die Abfuhr der Nachzerfallswärme über 10 Stunden (Notstandsfälle) und das nachfolgende Abfahren, einschließlich Abfuhr der Speicherwärme. Gegebenenfalls zusätzliche zur Raum- und / oder Komponentenkühlung erforderliche Wassermengen sind bei der Ermittlung des Wasservorrats berücksichtigt.

5.3.2 Kriterien für Notstandseinrichtungen

5.3.2 (1) Bei Funktionsuntüchtigkeit der Warte ist sichergestellt, dass die Anlage mit Hilfe von Notstandseinrichtungen ohne Handeingriff in einen kontrollierten Anlagenzustand übergeht und mindestens 10 Stunden darin verbleiben kann. Darüber hinaus kann die Anlage mit Hilfe der Notstandseinrichtungen in einen Zustand gebracht werden, der die anschließende Nachwärmeabfuhr über das Notnachkühlsystem langfristig sicherstellt.

5.3.2 (2) Die Notstandseinrichtungen genügen im Einzelnen folgenden Kriterien:

- a) Komponenten und Teilsysteme der Notstandseinrichtungen sind gegen Einwirkungen von außen besonders geschützt.
- b) Es ist sichergestellt, dass die Funktion der Notstandseinrichtungen nicht durch Schäden in zerstörbaren Anlagenbereichen unzulässig beeinträchtigt werden kann. Dies gilt sowohl für verfahrenstechnische Systeme als auch für die Energieversorgung und die leittechnischen Einrichtungen.
- c) Es ist sichergestellt, dass Fremdeingriffe und Fehlbedienungen auf der Warte oder in anderen nicht besonders geschützten Anlagenbereichen nicht zu einer unzulässigen Beeinträchtigung der Funktion der Notstandseinrichtungen führen können.
- d) An den Notstandseinrichtungen werden weder aus betrieblichen Gründen noch zu Prüfzwecken Eingriffe vorgenommen, die, wenn sie im Notstandsfall nicht mehr zurückgenommen bzw. zu Ende geführt werden können, zu einer unzulässigen Beeinträchtigung der Funktion der Einrichtungen führen können. Dies gilt nicht, wenn gleichwertige Funktionen bereit gestellt sind.

5.3.2 (3) Die Kühlung der Brennelemente ist in der Langzeit-Nachkühlphase bei den Notstandsfällen „Flugzeugabsturz“ sowie „Explosionsdruckwelle“ sichergestellt. An den für diese Phase benötigten Einrichtungen können erforderlichenfalls rechtzeitig Instandsetzungsmaßnahmen durchgeführt werden.

5.3.2 (4) Die Zugänglichkeit zu Bereichen, in denen örtliche Betätigungen notwendig werden können, sowie die Kommunikation mit dem dort tätig werdenden Personal sind gewährleistet.

5.3.3 Kriterien für Lüftungstechnische Einrichtungen zur Klimatisierung von Räumen

H i n w e i s: Kriterien, die die Radiologie betreffen, sind in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den Strahlenschutz“ (Modul 9) behandelt.

5.3.3 (1) Das Kernkraftwerk verfügt über zuverlässige und wirksame Lüftungstechnische Einrichtungen für folgende Räume:

- Räume, in denen die für die verschiedenen Sicherheitsebenen als zulässig spezifizierten Werte für die Raumluftzustände (z. B. Unterdruckhaltung) anders nicht eingehalten werden können oder in denen sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen zur Störfallbeherrschung vorhanden sind, die mit Luft gekühlt werden müssen.
- 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.

5.3.3 (2) Die Lüftungstechnischen Einrichtungen sind so ausgelegt und beschaffen und mit den Eigenschaften der übrigen Einrichtungen so abgestimmt, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a die hierfür jeweils als zulässig spezifizierten Werte für die Raumluftzustände eingehalten werden.

5.3.3 (3) Die Lüftungstechnischen Einrichtungen sind so ausgelegt und beschaffen, dass sie bei Ereignissen der Sicherheitsebene 4a einen ausreichenden Schutz vor dem Eindringen von gefährlichen Stoffen gemäß dem Abschnitt 3.2.1.4 und den Wirkungen von Explosionsdruckwellen sicherstellen.

5.3.4 Kriterien für das Druckabbausystem (SWR)

5.3.4 (1) Bei der Auslegung des Druckabbausystems werden alle Beanspruchungen aus den Sicherheitsebenen 1 bis 4a (insbesondere auch die dynamischen Belastungen) berücksichtigt. Der Sicherheitsbehälter, bestehend aus Druck- und Kondensationskammer, ist so ausgeführt, dass die Funktion der Kondensationskammer bezüglich Druckabbau und Entlastung ohne Berücksichtigung des Kondensationskammer-Sprühsystems gewährleistet ist. Der dichte Abschluss zwischen Druck- und Kondensationskammer ist sichergestellt.

5.3.4 (2) Innerhalb der Kondensationskammer sind keine Komponenten untergebracht, bei deren Versagen die Funktionsfähigkeit des Druckabbausystems beeinträchtigt werden könnte.

5.3.4 (3) Die Absperrreinrichtungen in den Verbindungen zwischen Kondensations- und Druckkammer schließen nach abgeschlossenem Druckausgleich automatisch und zuverlässig und sind ausreichend dicht. Ihre Dichtheit ist prüfbar. Die für den Druckausgleich nach Kühlmittelverluststörfällen vorgesehenen Absperrreinrichtungen sprechen nicht bei betrieblichen Druckausgleichsvorgängen an.

5.3.4 (4) Kondensations- und Freiblesevorgänge in der Kondensationskammer verursachen keine unzulässigen Einwirkungen.

5.3.4 (5) Die Funktionsfähigkeit des Druckabbausystems ist durch Versuche nachgewiesen.

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

5.3.4 (7) Es ist sichergestellt, dass durch Anregungen während Kühlmittelverluststörfällen und durch Abblasevorgänge keine unzulässigen Gebäudeschwingungen induziert werden.

5.3.5 Kriterien für Entgasungsmöglichkeiten für Reaktordruckbehälter

5.3.5 (1) Es sind absperrbare Einrichtungen vorgesehen, mit denen Gasansammlungen im Reaktordruckbehälter abgebaut werden können.

5.3.5 (2) Die Ansteuerung der Armaturen in den dafür vorgesehenen Verbindungsleitungen erfolgt fernbetätigt von Hand. Es ist eine Absicherung gegen Fehlbedienung vorhanden. Die Einrichtungen, die zur fernbetätigten Entgasung benötigt werden, sind so ausgelegt, dass sie auch unter den Umgebungsbedingungen bei einem Kühlmittelverluststörfall einsetzbar sind.

6 Sonstige Kriterien

6.1 Kriterien für Rettungswege und die Alarmierung

6.1 (1) Es sind Rettungswege vorhanden, über die Personen im Gefahrenfall schnell und sicher ins Freie gelangen und von außen gerettet werden können. Des Weiteren sind die gesicherten Rettungswege als Zugang zur Gefahrenbekämpfung geeignet.

6.1 (2) Rettungswege erfüllen die folgenden Kriterien:

- sie sind einfach, deutlich und dauerhaft gekennzeichnet, wobei die Kennzeichnung in eine eindeutige Fluchtrichtung weist,
- sie sind mit einer Allgemein- und mit einer Sicherheitsbeleuchtung ausgestattet,
- sie bieten Schutz vor Gefahrenwirkung und gewährleisten eine zeitliche Verkürzung der Gefahrenwirkung,
- sie sind zur Flucht und zum Transport Verletzter geeignet,
- sie bieten eine sichere Führung aus dem Gefahrenbereich,
- sie erlauben den Transport von Geräten zur Gefahrenbekämpfung,
- sie sind mit Kommunikationseinrichtungen ausgestattet.

6.1 (3) Gesicherte und ungesicherte Rettungswege werden regelmäßig auf ihren ordnungsgemäßen Zustand hin kontrolliert.

6.1 (4) Es sind grundsätzlich redundant ausgeführte Alarmanlagen mit einer optischen oder akustischen Signalisierung vorhanden. Die Signalgabe erfolgt innerhalb der Gebäude und auf dem Anlagengelände.

6.1 (5) Das Personal wird regelmäßig über die Bedeutung der Alarmsignale, das Verhalten bei Alarmsignalen und die Benutzung von Rettungs- und Personenschutzgeräten unterrichtet.

6.1 (6) In regelmäßigen Abständen werden Alarm- und Rettungsübungen durchgeführt. Externe Rettungsorganisationen werden in die Übungen eingebunden.

6.1 (7) Zur Information der Warte über einen Gefahrenzustand in der Anlage sowie zur Einleitung von Rettungsvorgängen sind Fernsprechnebenstellen mit dauerhaft angebrachten Standortangaben an folgenden Stellen installiert:

- a) in Aufenthaltsräumen mit Ausnahme von Unterrichts-, Pausen-, Liege-, Bereitschafts- und Büroräumen,
- b) an Auslösestationen für stationäre Löschanlagen,
- c) in notwendigen Fluren, insbesondere im Bereich der Zugänge zu den notwendigen Treppenträumen und zum Freien, sowie an sonstigen Ausgängen ins Freie,
- d) in notwendigen Treppenträumen im Bereich der unmittelbaren Zugänge zu begehbaren Räumen, sofern kein weiterer Zugang zum Raum über einen notwendigen Flur vorhanden ist.

6.1 (8) Es sind anlagen- und störfallspezifische Kriterien für die Art und den Auslösezeitpunkt der festgelegten Alarme, gegebenenfalls auch automatisch ausgelöste Alarme, aufgestellt und die erforderlichen Aktionen des Personals unter Umständen in mehreren Alternativen geplant. Diese Aktionen werden in mindestens halbjährlichen Zeitabständen geprobt.

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

6.2 Kriterien für die Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände

6.2 (1) Betriebs- und Anlagenzustände der Sicherheitsebenen 1 bis 4a werden im jeweiligen, den sicherheitstechnischen Kriterien entsprechenden sicherheitstechnischen Umfang überwacht.

H i n w e i s: Kriterien bzgl. der Sicherheitsebenen 4b und 4c siehe: „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7), in der Nummer 3.3 (6).

6.2 (2) Die Warte, die Notsteuerstelle und die örtlichen Leitstände sind so angeordnet, gestaltet, abgeschirmt, belüftet, beleuchtet und, soweit erforderlich, aus dem Notstromsystem versorgt, dass sich das Personal im Bedarfsfall in ihnen aufhalten, sie verlassen und betreten kann.

6.2 (3) Die notwendigen Maßnahmen und Einrichtungen zur Gewährleistung eines längeren Aufenthalts des Einsatzpersonals in der Warte und Notsteuerstelle im Notfall sind getroffen.

6.2 (4) Hierzu gehört der Einsatz eines geeigneten Filters für die Luftzuführung und die Möglichkeit der Überdruckhaltung in den Räumen der Warte und der Notsteuerstelle zur Vermeidung von Einwärtsleckagen.

6.2 (5) Die für die Durchführung der erforderlichen Maßnahmen notwendigen Unterlagen sind im erforderlichen Umfang in unmittelbarer Nähe verfügbar.

6.2 (6) Die Informationsdarbietung erfolgt derart, dass sich anbahnende sicherheitsrelevante Abweichungen von Sollwerten frühzeitig erkannt werden.

6.2 (7) Bei hoher Informationsdichte (Meldeswall) bleibt der Zugriff auf sicherheitstechnisch relevante Einzelinformationen gewahrt.

6.2 (8) Der Anlagenzustand ist auf der Warte, soweit möglich, aus unterschiedlichen Messgrößen ableitbar.

6.2 (9) Notwendige Schalthandlungen von Einrichtungen, die Funktionen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a ausführen, können grundsätzlich von der Warte oder Notsteuerstelle aus vorgenommen werden.

6.2 (10) Bedienelemente und die ihr funktionell zugeordneten Anzeigen sind zweckmäßig angeordnet und unterstützen dadurch die Personalhandlungen.

6.2 (11) Für notwendige Handmaßnahmen des Personals stehen einfache und eindeutige Informationen und ausreichend Zeit zur Verfügung.

6.2 (12) Die Darstellung von Alarmen mit sicherheitstechnischer Bedeutung weist eine hohe Zuverlässigkeit auf. Gefahrenmeldungen erfolgen akustisch und optisch.

6.2 (13) Sicherheitstechnisch relevante Parameter werden aufgezeichnet. Die Aufzeichnungen werden zuverlässig und reproduzierbar archiviert.

6.2 (14) Störungen an Systemen, die an örtlichen Leitständen gemeldet werden, werden mindestens über Sammelmeldungen auf der Warte angezeigt.

6.2 (15) Die Kriterien aus dem Brandschutz und anderen Einwirkungen von innen und von außen sind bei der Gestaltung der Warten berücksichtigt.

6.2 (16) Die Notsteuerstelle ist sicher erreichbar. Die Notsteuerstelle ist so von der Hauptwarte entkoppelt, dass bei Einwirkungen von außen der Sicherheitsebene 4a nur die Hauptwarte oder die Notsteuerstelle ausfallen kann.

6.3 Kriterien für die Gestaltung der Arbeitsumgebung und Arbeitsmittel

H i n w e i s: Siehe hierzu insbesondere auch die Anforderungen der Betriebssicherheitsverordnung (BetrSichV).

6.3 (1) Alle absehbaren Tätigkeiten und Maßnahmen mit sicherheitstechnischer Bedeutung in der Anlage auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 sind unter Berücksichtigung ergonomischer Gesichtspunkte so geplant, dass die Voraussetzungen für ein sicherheitstechnisch optimales Verhalten der in der Anlage tätigen Personen erfüllt sind.

Dieser Grundsatz trifft auf die Gestaltung aller Arbeitsmittel zu, deren Einsatz für diese Tätigkeiten vorgesehen ist.

H i n w e i s: Zu den Arbeitsmitteln zählen unter anderem: Informations-, Bedienungs- und Kommunikationseinrichtungen, Mess- und Prüfgeräte, Werkzeuge und andere Arbeitsgeräte, Transportmittel, Hebezeuge und Anschlagmittel sowie Unterlagen mit Anweisungen und weiteren Informationen zu auszuführenden Tätigkeiten.

6.3 (2) Der Grundsatz entsprechend der Nummer 6.3 (1) trifft auf die Gestaltung aller Arbeitsplätze, an denen diese Tätigkeiten ausgeführt werden, und auf die Gestaltung der vorgesehenen Wege zu, auf denen das Personal mit allen erforderlichen Arbeitsmitteln an den Einsatzort gelangt.

6.3 (3) Der Grundsatz entsprechend der Nummer 6.3 (1) trifft auf die Gestaltung aller Arbeitsumgebungen zu, deren Einflüssen die Ausführenden bei diesen Tätigkeiten am Arbeitsplatz und auf den vorgesehenen Wegen zum Arbeitsplatz ausgesetzt sind. Dazu gehören unter anderem Strahlenexposition, Raumklima, Beleuchtung und Beschallung.

6.3 (4) Der Grundsatz entsprechend der Nummer 6.3 (1) trifft auf die Gestaltung aller Arbeitsabläufe, der Aufgabenverteilung zwischen Mensch und Technik sowie der Arbeitsteilung zwischen den ausführenden Personen bei diesen Tätigkeiten zu.

6.3 (5) Die ergonomische Gestaltung von Arbeitsumgebung und Arbeitsmitteln wird mit geeigneten Bewertungsverfahren nachgewiesen. Der Nachweis erfolgt in regelmäßigen Abständen.

6.3 (6) Komponenten, die für den Betrieb und für Instandhaltungsmaßnahmen identifiziert werden müssen, sind eindeutig gekennzeichnet.

6.3 (7) Bei der Auslegung sowie bei Änderungsmaßnahmen werden die Nummer 6.3 (1) bis (4) genannten Aspekte berücksichtigt. Wesentliche funktionale Änderungen in der Anlage sowie ergonomische Änderungen in der Warte werden vor Durchführung der Änderung mittels eines Simulators überprüft. Das Personal wird vor Durchführung der Änderung im erforderlichen Umfang geschult.

K

MODUL 11

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Handhabung und Lagerung der Brennelemente"**

Inhaltsübersicht

1 Zielsetzung

2 Geltungsbereich

3 Übergreifende Kriterien für die Handhabung und Lagerung von Brennelementen in Kernkraftwerken

3.1 Sicherheitsebene 1

3.2 Sicherheitsebene 2

3.3 Sicherheitsebene 3

3.4 Sicherheitsebene 4

4 Spezifische Kriterien für die trockene Handhabung und Lagerung unbestrahlter Brennelemente

4.1 Sicherheitsebene 1

4.2 Sicherheitsebene 2

4.3 Sicherheitsebene 3

4.4 Sicherheitsebene 4

5 Spezifische Kriterien für die nasse Handhabung und Lagerung unbestrahlter und bestrahlter Brennelemente

5.1 Sicherheitsebene 1

5.2 Sicherheitsebene 2

5.3 Sicherheitsebene 3

5.4 Sicherheitsebene 4

6 Spezifische Kriterien für den Brennelementwechsel

6.1 Sicherheitsebene 1

6.2 Sicherheitsebene 2

6.3 Sicherheitsebene 3

6.4 Sicherheitsebene 4

7 Spezifische Kriterien für das Beladen und den Transport von Brennelement-Transport- und Lagerbehältern im Kernkraftwerk

7.1 Sicherheitsebene 1

7.2 Sicherheitsebene 2

7.3 Sicherheitsebene 3

7.4 Sicherheitsebene 4

1 Zielsetzung

Dieser Regeltext enthält sicherheitstechnische Kriterien für die Handhabung und Lagerung von unbestrahlten und bestrahlten Brennelementen sowie von weiteren Kernbauteilen, einschließlich des Brennelementwechsels, innerhalb des Reaktorgebäudes von Kernkraftwerken.

Hinweis: Im Regeltext wird eine Gliederung gewählt, bei der zunächst die Kriterien dargestellt werden, die allgemein für die verschiedenen Bereiche der Handhabung und Lagerung gelten. Im Weiteren folgen die spezifischen Kriterien für die trockene Handhabung und Lagerung unbestrahlter Brennelemente, an die nasse Handhabung und Lagerung unbestrahlter und bestrahlter Brennelemente sowie an den Brennelementwechsel. Die Kriterien werden den Sicherheitsebenen 1 bis 4a zugeordnet. Hinsichtlich der Sicherheitsebenen 4b und 4c siehe „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7).

2 Geltungsbereich

Die Kriterien gelten für die innerhalb des Reaktorgebäudes stattfindenden

- a) Handhabungsvorgänge mit Brennelementen, beginnend mit der Annahme und endend mit der Abgabe der Brennelemente an den jeweiligen Übergabestellen sowie
- b) trockenen oder nassen Lagerungen von Brennelementen, mit Ausnahme der Lagerung in Transport- und Lagerbehältern.

Die Kriterien gelten, soweit anwendbar, auch für die Handhabung und Lagerung von sonstigen Kernbauteilen, von Einrichtungen zur Handhabung und Reparatur von Kernbauteilen oder deren Teilen und von Transport- und Lagerbehältern.

Hinweis: Eine Zusammenstellung der bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen betrachteten Ereignisse auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a sowie der jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien ist in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) enthalten (Tabelle 3.1 bis 3.3, Tabelle 5.3 sowie hinsichtlich des Brennelementwechsels, soweit relevant, Ereignisse in der Betriebsphase E aus Tabelle 5.1 [DWR] bzw. 5.2 [SWR]).

Die Einrichtungen zur Handhabung von Brennelementen sind in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systeme und Komponenten“ (Modul 10) behandelt.

Anforderungen hinsichtlich des physischen Schutzes spaltbarer oder anderer Materialien (Sicherheit) sind in gesonderten Regelungen dargelegt.

3 Übergreifende Kriterien für die Handhabung und Lagerung von Brennelementen in Kernkraftwerken

3.1 Sicherheitsebene 1

3.1 (1) Im Kernkraftwerk sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Handhabung und Lagerung von unbestrahlten und bestrahlten Brennelementen sowie von weiteren Kernbauteilen und von Brennelementtransport- und Lagerbehältern vorgesehen bzw. vorhanden, die bei den Handhabungen und Lagerungen sicherstellen, dass

- a) keine unzulässige Strahlenexposition infolge von Direktstrahlung auftritt,
- b) keine unzulässige Strahlenexposition innerhalb oder außerhalb der Anlage infolge des Entweichens radioaktiver Stoffe aus den Brennelementen auftritt,
- c) die geforderte Unterkritikalität eingehalten wird,
- d) die Kühlung der Brennelemente gegeben ist,
- e) keine mechanischen, thermischen, chemischen oder strahlungsbedingten Einwirkungen auf die Brennelemente und weiteren Kernbauteilen stattfinden, die ihre anforderungsgerechte Funktionsfähigkeit bzw. Lager- und Handhabbarkeit in Frage stellen,
- f) keine Beschädigungen an den Einbauten in den Lagereinrichtungen bzw. im Reaktordruckbehälter eintreten.

Hinweis: Kriterien hinsichtlich der zulässigen Einwirkungen auf die Brennelemente und weiteren Kernbauteilen sind in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns“ (Modul 2) Abschnitt 5, enthalten.

Kriterien hinsichtlich der Überwachung und Begrenzung der Strahlenexposition sind in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den Strahlenschutz“ (Modul 9) enthalten.

3.1 (2) Jedes Brennelement ist durch eine von außen erkennbare Kennzeichnung eindeutig identifizierbar.

3.1 (3) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, mit denen die Einhaltung der unter der Nummer 3.1 (1) genannten Kriterien bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen und weiteren Kernbauteilen im erforderlichen Umfang überwacht werden kann.

3.1 (4) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen für die Inspektion von Brennelementen und weiteren Kernbauteilen und für die Beherrschung von Schäden vorgesehen.

3.1 (5) Brennelemente und Kernbauteile werden nur in den jeweils dafür vorgesehenen Positionen bzw. Bereichen in den Lagereinrichtungen gelagert.

Die Handhabung von Brennelementen und Kernbauteilen erfolgt nur nach einer qualitätsgesicherten Arbeitsanweisung, z. B. in Form eines Schrittfolgeplans.

3.1 (6) Für jedes Brennelement werden der aktuelle Aufbewahrungsort, alle sicherheitsrelevanten Daten sowie Änderungen in sicherheitsrelevanten Eigenschaften dokumentiert.

Die Belegung der Lagereinrichtungen und des Reaktorkerns wird dokumentiert. Die Dokumentation wird auf aktuellem Stand gehalten.

3.2 Sicherheitsebene 2

3.2 (1) Die Kriterien der Nummer 3.1 (1) und 3.1 (3) werden auch bei den betrachteten Ereignissen der Sicherheitsebene 2 eingehalten.

Die für diese Sicherheitsebene geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien werden eingehalten.

3.3 Sicherheitsebene 3

3.3 (1) Im Kernkraftwerk sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen bzw. vorhanden, die sicherstellen, dass bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 (Störfälle), die bei der Handhabung bzw. Lagerung von Brennelementen betrachtet werden, die für diese Sicherheitsebene geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.

3.4 Sicherheitsebene 4

3.4 (1) Bei den betrachteten Ereignissen der Sicherheitsebene 4a werden die für diese Sicherheitsebene geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten.

H i n w e i s: Kriterien hinsichtlich der Sicherheitsebenen 4b und 4c sind in „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz“ (Modul 7) festgelegt.

4 Spezifische Kriterien für die trockene Handhabung und Lagerung unbestrahlter Brennelemente

4.1 Sicherheitsebene 1

4.1 (1) Es sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, mit denen der ordnungsgemäße äußere Zustand der angelieferten Brennelemente sowie der Transportbehälter geprüft werden kann.

Der ordnungsgemäße äußere Zustand der Brennelemente wird anhand eines Inspektionsprogramms überprüft. Der diesbezüglich relevante Zustand des Transportbehälters ist Teil des Inspektionsprogramms. Das Ergebnis der Inspektion wird dokumentiert.

4.1 (2) Für die Berechnung des Neutronenmultiplikationsfaktors in den Einrichtungen zur trockenen Lagerung (Trockenlager) wird

- a) der Brennelementtyp zu Grunde gelegt, der unter den jeweiligen physikalischen und technischen Gegebenheiten zur höchsten Reaktivität führt und
- b) von den möglichen Moderations- und Reflexionsbedingungen ausgegangen, die, unter Einbeziehung der Einrichtungen zur Handhabung und zum Transport, zum höchsten Neutronenmultiplikationsfaktor führen.

4.1 (3) Soweit unbestrahlte Brennelemente eine nicht zu vernachlässigende Wärmeleistung aufweisen, ist entweder eine ausreichende zuverlässige Lüftung vorgesehen, oder es ist nachgewiesen, dass die Brennelemente im Trockenlager auch ohne Lüftung ausreichend gekühlt werden.

4.2 Sicherheitsebene 2

4.2 (1) Die Kriterien der Nummer 4.1 (2) werden auch bei den betrachteten Ereignissen der Sicherheitsebene 2 eingehalten.

4.3 Sicherheitsebene 3

4.3 (1) Die Kriterien der Nummer 4.1 (2) werden auch bei den betrachteten Ereignissen der Sicherheitsebene 3 eingehalten, wobei für die Berechnung des Neutronenmultiplikationsfaktors bei Störfällen mit Moderationsänderungen in den Trockenlagereinrichtungen abdeckend eine Moderation mit reinem Wasser derjenigen Dichte angenommen wird, die zum höchsten Neutronenmultiplikationsfaktor führt.

4.4 Sicherheitsebene 4

Für Ereignisse der Sicherheitsebene 4 bestehen keine Kriterien, die über diejenigen der Nummer 3.4 (1) hinausgehen.

5 Spezifische Kriterien für die nasse Handhabung und Lagerung unbestrahlter und bestrahlter Brennelemente

5.1 Sicherheitsebene 1

5.1 (1) Die Einrichtungen zur nassen Lagerung bestrahlter und unbestrahlter Kernbrennstoffe (Brennelement-Lagerbecken) sind innerhalb abgeschlossener Gebäude in Kontrollbereichen angeordnet.

5.1 (2) Die Brennelement-Lagerbecken verfügen über ausreichende Lagerkapazitäten. Eine vollständige Auslagerung des Reaktorkerns in die Brennelement-Lagerbecken ist jederzeit möglich, wobei kurzfristig verfügbare, in das Lagerbecken einsetzbare Abstellpositionen mit herangezogen werden können.

5.1 (3) Das Brennelement-Lagerbecken ist so ausgelegt, dass

- a) schädigende Einwirkungen des Lagerbeckenwassers auf die Tragkonstruktion des Beckens infolge von Leckagen ausgeschlossen werden können und die Ortung und Behebung von Leckagen möglich ist;
- b) Leckagen oder Lecks am Lagerbecken nur zu einem unerheblichen Füllstandsabfall führen können;
- c) Lecks oder Brüche in anschließenden Rohrleitungen bzw. Komponentenversagen in angeschlossenen Systemen oder Fehlhandlungen in angeschlossenen Systemen nur zu einem begrenzten Füllstandsabfall führen können.

5.1 (4) Die Einrichtungen zur Füllstandsergänzung des Brennelement-Lagerbeckens sind so ausgelegt, dass durch Verdunstung und durch betriebliche Leckagen verursachte Wasserverluste so ausgeglichen werden können, dass keine Unterbrechung der Beckenkühlung durch Füllstandsabfall auftritt.

Es sind Einrichtungen vorhanden, die die Nachwärme zuverlässig und anforderungsgerecht aus dem Brennelement-Lagerbecken abführen, auch unter Berücksichtigung aller Betriebsbedingungen des Brennelementwechsels, ggf. der gleichzeitigen Erfordernis der Kühlung der Brennelemente im Reaktorkern sowie während Instandhaltungsmaßnahmen.

5.1 (5) Bei einer vorübergehenden Lagerung von defekten Brennstäben ist sichergestellt, dass keine nennenswerte zusätzliche Kontamination des Kühlwassers der Brennelement-Lagerbecken erfolgt.

- 5.1 (6) Sofern ein Brennelement-Lagerbecken als Mehr-Zonen-Lager ausgeführt ist,
- a) ist die maximale Anzahl an Zonen auf drei beschränkt,
 - b) bildet jede Zone eine räumliche Einheit für sich,
 - c) enthält das Lagerbecken eine Zone, in der auch ausschließlich Brennelemente des reaktivsten Typs, die unbestrahlt sind oder die sich bei anfänglichem Vorhandensein abbrennbarer Neutronengifte im Zustand ihrer maximalen Reaktivität unter Lagerbedingungen befinden, anforderungsgerecht gelagert werden können (operative Zone),
 - d) können für die Berechnung des Neutronenmultiplikationsfaktors außerhalb der operativen Zone Mindestabbrände der einzulagernden Brennelemente zu Grunde gelegt werden, sofern die abbrandbedingten Reaktivitätseffekte zuverlässig bestimmt werden können,
 - e) wird die Fehlpositionierung eines Brennelements durch eine sorgfältige Planung und Qualitätssicherung der Umsetzvorgänge sowie qualitätssichernde Maßnahmen während der Umsetzvorgänge, hochwertige und zuverlässige Lademaschinensteuerungen, optimale ergonomische Voraussetzungen bei den Handhabungseinrichtungen und eine zuverlässige Kommunikation zwischen allen Beteiligten verhindert,
 - f) ist sichergestellt, dass mindestens zwei voneinander unabhängige, gleichzeitig wirkende und im bestimmungsgemäßen Betrieb nicht zu erwartende Fehler oder Fehlhandlungen eintreten müssen, bevor die geforderte Unterkritikalität verletzt werden kann.

5.1 (7) Für die Berechnung des Neutronenmultiplikationsfaktors in den Brennelement-Lagerbecken wird

- a) der Brennelementtyp zu Grunde gelegt, der unter den jeweiligen physikalischen und technischen Gegebenheiten zur höchsten Reaktivität führt und
- b) die zum größten Neutronenmultiplikationsfaktor führende und unter den jeweiligen Gegebenheiten mögliche Kühlmitteldichte zu Grunde gelegt.

5.1 (8) Für die Berechnung des Neutronenmultiplikationsfaktors in den Brennelement-Lagerbecken kann beim DWR das innerhalb der operativen Zone im Kühlmittel gelöste Bor berücksichtigt werden, sofern

- im Normalbetrieb unter der Annahme reinen Wassers der Neutronenmultiplikationsfaktor den Wert 0,98 nicht überschreitet;
- bei störungs- bzw. störfallbedingter Verminderung der Borkonzentration im Wasser des Lagerbeckens die angerechnete Borkonzentration im Bereich der Lagergestelle auch lokal nicht unterschritten wird.

5.1 (9) Wird beim Nachweis der geforderten Unterkritikalität des Lagerbeckens beim DWR das im Kühlmittel gelöste Bor berücksichtigt, so wird die Borkonzentration zuverlässig und mit hinreichender räumlicher und zeitlicher Auflösung überwacht. Für eine ausreichend wirksame Einspeisung von Bor ins Lagerbecken sind Einrichtungen vorgesehen.

5.1 (10) Der Kühlmittelfüllstand wird zuverlässig überwacht. Unzulässige Füllstände werden verhindert.

5.1 (11) Die Kühlmitteltemperatur im Lagerbecken wird zuverlässig überwacht. Unzulässige Temperaturerhöhungen werden verhindert.

5.1 (12) Die Kühlmitteltemperatur im Lagerbecken ist so begrenzt, dass die Räume um das Lagerbecken uneingeschränkt begehbar sind und die uneingeschränkte Integrität des Lagerbeckens für die gesamte Betriebsdauer gewährleistet ist.

Die Temperaturgrenzen werden auch bei vollständiger Belegung des Lagerbeckens (Kernvollaussladung) nicht überschritten.

Bei der Berechnung der Wassertemperatur werden die jeweils ungünstigsten Zustände im Hinblick auf die Nachwärme und die Kühlbedingungen zu Grunde gelegt.

5.1 (13) Es wird eine Wasserqualität sichergestellt, die die Kriterien im Hinblick auf die zulässige Strahlenexposition sowie auf die Aufrechterhaltung der sicherheitsrelevanten Eigenschaften der Brennelemente und weiteren Kernbauteilen erfüllt.

Die Wasserqualität ermöglicht eine ausreichende visuelle Kontrolle der Handhabungsvorgänge.

5.1 (14) Es sind Maßnahmen bzw. Einrichtungen vorgesehen, mittels derer der Eintrag von Fremdstoffen bzw. -körpern ins Brennelement-Lagerbecken, durch den der anforderungsgerechte Zustand des Lagerbeckens und seiner sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen sowie der Brennelemente gefährdet werden kann, zuverlässig vermieden wird.

Gegebenenfalls hineingefallene bzw. eingetragene Fremdstoffe bzw. -körper werden geborgen oder es ist nachgewiesen, dass deren Verbleib im System sicherheitstechnisch unbedenklich ist.

5.1 (15) Eine systemtechnische Verknüpfung des Not- und Nachkühlsystems mit der Brennelement-Lagerbeckenkühlung besteht nur dann, wenn Störungen im Beckenkühlsystem 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 möglich und sinnvoll außerhalb der Sicherheitsbehälters angeordnet.

5.1 (16) Wenn das Not- und Nachkühlsystem mit der Brennelement-Lagerbeckenkühlung systemtechnisch verknüpft ist, dann existiert ein zusätzlicher Lagerbeckenkühlstrang, der allein in der Lage ist, das Brennelement-Lagerbecken nach Kühlmittelverluststörfällen zu kühlen. Dieses System hat soweit möglich und sinnvoll keine aktiven Komponenten innerhalb des Sicherheitsbehälters. Armaturen, die zur Inbetriebnahme des Systems betätigt werden müssen, sind soweit möglich und sinnvoll außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordnet.

5.2 Sicherheitsebene 2

5.2 (1) Die Kriterien der Nummer 5.1 (7) werden auch bei den zu betrachtenden Ereignissen der Sicherheitsebene 2 eingehalten.

5.2 (2) Die sicherheitstechnischen Nachweisziele zur Kühlung der Brennelemente werden auch bei vollständiger Belegung des Lagerbeckens (Kernvollausladung) erfüllt.

Bei der Berechnung der Wassertemperatur werden die jeweils ungünstigsten Zustände im Hinblick auf die Nachwärme und die Kühlbedingungen zu Grunde gelegt.

5.3 Sicherheitsebene 3

5.3 (1) Für die Berechnung des Neutronenmultiplikationsfaktors in den Brennelement-Lagerbecken bei Störfällen

- werden die Kriterien der Nummer 5.1 (7) erfüllt,
- kann beim DWR das im Kühlmittel gelöste Bor berücksichtigt werden, sofern die Kriterien gemäß der Nummer 5.1 (9) erfüllt sind.

5.3 (2) Für Ereignisse der Sicherheitsebene 3 mit Wasserverlusten aus dem Lagerbecken sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Erkennung und Beendigung des Wasserverlusts und zur Wassereinspeisung vorgesehen, so dass die im Lagerbecken abgestellten Brennelemente ausreichend bedeckt bleiben, um die Kühlung und die Strahlungsabschirmung mit Kühlmittel sicherzustellen.

5.3 (3) Die sicherheitstechnischen Nachweisziele zur Kühlung der Brennelemente werden auch bei vollständiger Belegung des Lagerbeckens (Kernvollausladung) erfüllt.

Bei der Berechnung der Wassertemperatur werden die jeweils ungünstigsten Zustände im Hinblick auf die Nachwärme und die Kühlbedingungen zu Grunde gelegt.

5.4 Sicherheitsebene 4

Für Ereignisse der Sicherheitsebene 4 bestehen keine Kriterien, die über diejenigen des Abschnittes 3.4 hinausgehen.

6 Spezifische Kriterien für den Brennelementwechsel

6.1 Sicherheitsebene 1

H i n w e i s: Die folgenden Kriterien für den Brennelementwechsel beschränken sich auf die Phase mit Umsetzen, einschließlich Ein- und Ausladen der Brennelemente und Kernbauteile sowie Beladungs- und Funktionsprüfungen.

6.1 (1) Für die Arbeiten des Brennelementwechsels sind Strahlenschutzmaßnahmen vorgesehen, insbesondere im Hinblick auf die Abschirmung, die Gebäudelüftung und den Gebäudeabschluss.

6.1 (2) Der Füllstand im Reaktordruckbehälter sowie im Brennelement-Lagerbecken wird überwacht und oberhalb des radiologisch und für die Kühlung erforderlichen Mindestniveaus gehalten.

6.1 (3) Es sind Maßnahmen bzw. Einrichtungen vorgesehen, damit lose Teile

- a) nicht in den offenen Reaktordruckbehälter hineinfallen können sowie
- b) nicht beim Fluten oder Entleeren des Flutraums in den Reaktordruckbehälter gespült werden.

Gegebenenfalls trotzdem hineingefallene bzw. eingetragene Teile werden geborgen oder es ist nachgewiesen, dass deren Verbleiben im System sicherheitstechnisch unbedenklich ist.

6.1 (4) Bei Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor

- a) wird vor Herstellung der Verbindung zwischen Reaktorraum und Lagerbecken sichergestellt, dass die Borkonzentration im Beckenwasser und im Reaktorraum mindestens der Borkonzentration im Reaktor und Lagerbecken entspricht, die für den Brennelementwechsel zur Sicherstellung der geforderten Unterkritikalität festgelegt ist; die geforderte Unterkritikalität wird auch für den steuerelementfreien Reaktorkern eingehalten;
- b) sind Maßnahmen bzw. Einrichtungen gegen einen unzulässigen Eintrag von Deionat in das Reaktorkühlsystem vorgesehen;
- c) ist die Einspeisung von Bor zur Aufrechterhaltung bzw. Wiederherstellung der jeweils geforderten Unterkritikalität mit ausreichender Wirksamkeit jederzeit möglich.

6.1 (5) Während des Brennelementwechsels ist für den Reaktorkern eine Überwachung des Neutronenflusses für den Reaktorkern so gewährleistet, dass eine Annäherung an den kritischen Zustand messtechnisch erfasst wird und ggf. Gegenmaßnahmen eingeleitet werden können. Zusätzlich

- a) wird beim DWR an geeigneter Stelle eine hinreichend zeitlich aufgelöste Überwachung der Borkonzentration durchgeführt;
- b) werden beim SWR während der Beladung Prüfungen durchgeführt, die die zuverlässige Kontrolle der Einhaltung der erforderlichen Unterkritikalität im Reaktorkern sicherstellen.

6.1 (6) Beim SWR sind die Steuerstäbe während des Brennelementwechsels in den Kern eingefahren und ihr Antrieb ist unscharf gemacht. Die den Funktions- und Unterkritikalitätsprüfungen bzw. den Abschaltsicherheitstests zugeordneten Steuerstäbe sind für die Dauer der Prüfungen bzw. Tests davon ausgenommen.

6.1 (7) Es ist mindestens ein Nachkühlstrang in Betrieb bzw. betriebsbereit.

Die Kühlmitteltemperatur wird überwacht.

6.1 (8) Für das Umsetzen sowie das Ein- und Ausladen der Brennelemente wird ein Schrittfolgeplan erstellt, der jede Bewegung von Brennelementen sowie von Steuerelementen bzw. -stäben sowie alle Umsetzungsvorgänge mit weiteren Kernbauteilen erfasst.

Die Durchführung jedes einzelnen Schrittes wird protokolliert.

6.1 (9) Für jeden Schritt des Schrittfolgeplans wird die Einhaltung der geforderten Unterkritikalität nachgewiesen, außer es ist gesichert, dass mit diesem Schritt die geforderte Unterkritikalität eingehalten bleibt.

6.1 (10) Während des Brennelementwechsels werden Brennelemente nur in den gemäß Schrittfolgeplan vorgesehenen Positionen abgesetzt.

6.1 (11) Bei der Erstellung des Schrittfolgeplans sowie bei dessen Durchführung sind wirksame und zuverlässige Maßnahmen und Einrichtungen zur Vermeidung von Handhabungsfehlern und Brennelementfehlpositionierungen vorgesehen. Dies wird insbesondere gewährleistet durch

- sorgfältige Planung und Qualitätssicherung der Umsetz- und Beladevorgänge sowie qualitätssichernde Maßnahmen während der Umsetzvorgänge,
- hochwertige und zuverlässige Lademaschinensteuerungen,
- optimale ergonomische Voraussetzungen bei den Handhabungseinrichtungen,
- eine zuverlässige Kommunikation zwischen allen Beteiligten.

Der Schrittfolgeplan berücksichtigt, dass jeder Handhabungsvorgang mit einem Brennelement in einem Arbeitsvorgang von einer Schicht des Personals vollständig durchgeführt werden soll.

6.1 (12) Es werden Prüfungen durchgeführt, um die Beladung des Reaktorkerns mit Brennelementen mit unzulässigen Verbiegungen, Verdrehungen oder Längenausdehnungen auszuschließen.

6.1 (13) Vor Schließen des Reaktordruckbehälters wird die Kernbeladung auf Übereinstimmung mit der geplanten Belegung hinsichtlich der Positionierung und Orientierung der Brennelemente und Kernbauteile überprüft und dokumentiert.

6.2 Sicherheitsebene 2

6.2 (1) Die Kriterien der Nummer 6.1 (1), 6.1 (2), 6.1 (4c) und 6.1 (5) werden auch bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 eingehalten.

6.3 Sicherheitsebene 3

Für Ereignisse der Sicherheitsebene 3 bestehen keine Kriterien, die über diejenigen in der Nummer 3.3 (1) hinausgehen.

6.4 Sicherheitsebene 4

Für Ereignisse der Sicherheitsebene 4 bestehen keine Kriterien, die über diejenigen in der Nummer 3.4 (1) hinausgehen.

7 Spezifische Kriterien für das Beladen und den Transport von Brennelement-Transport- und Lagerbehältern im Kernkraftwerk

7.1 Sicherheitsebene 1

7.1 (1) Es werden nur Brennelement-Transport- und Lagerbehälter eingesetzt, deren Eignung für das Kernkraftwerk spezifisch nachgewiesen ist.

7.1 (2) Es ist durch geeignete Maßnahmen und Einrichtungen sichergestellt, dass

- a) bestehende Vorgaben hinsichtlich der zulässigen Brennelementtypen, des Brennelementzustands, der Abbrandwerte, Quellstärken, Nachwärmern und Abklingzeiten bei der Beladung eingehalten werden;
- b) sich der Transport- bzw. Lagerbehälter in einem ordnungsgemäßen Zustand befindet.

7.1 (3) Die Beladung des Transport- und Lagerbehälters erfolgt auf der Grundlage eines Beladepans sowie einer Beschreibung der zur Abfertigung notwendigen Arbeits- und Prüfschritte.

7.1 (4) Die Belegung des Transport- und Lagerbehälters wird während der Beladung dokumentiert. Vor dem Schließen des Behälters erfolgt eine vollständige Kontrolle, ob der Behälter anforderungsgerecht beladen ist.

7.1 (5) Brennelement-Transport- und Lagerbehälter werden nur in der dafür vorgesehenen Position im Lagerbecken oder in einem separaten Transportbehälter-Abstellbecken beladen.

7.1 (6) Die Lastanschlagpunkte der Transport- und Lagerbehälter und die zum Be- und Entladen sowie zur Handhabung von Transport- und Lagerbehältern verwendeten Handhabungseinrichtungen genügen den Kriterien gemäß dem Abschnitt 5.2.9 in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systeme und Komponenten“ (Modul 10).

7.1 (7) Eine Kontamination der äußeren Oberfläche des Transport- und Lagerbehälters wird durch geeignete Maßnahmen und Einrichtungen vermieden bzw. minimiert. Es stehen Einrichtungen zur Dekontamination des Behälters zur Verfügung.

7.1 (8) Vor dem Abtransport aus der Anlage erfolgt eine Prüfung der Dichtheit, der mechanischen Sicherungen, des Strahlungspegels und der Kontamination im Hinblick auf die Einhaltung der geltenden Grenzwerte.

7.1 (9) Der Transport- und Lagerbehälter ist gegen Absturz und Umkippen gesichert.

7.1 (10) Der Transport in der Anlage erfolgt auf kurzem und sicherem Weg sowie ohne unnötige Aufenthalte auf einem festgelegten Transportweg. Ein Transport über sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen hinweg wird vermieden.

7.1 (11) Die Transportwege der Transport- und Lagerbehälter sind so gestaltet, dass die Auslegungsbedingungen der Behälter eingehalten werden können.

7.2 Sicherheitsebene 2

7.2 (1) Soweit die in der Ereignisliste Brennelement-Lagerbecken in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) genannten Ereignisse der Sicherheitsebene 2 relevant sind, werden diese auch unter den Bedingungen „Transport bzw. Beladung von Transport- und Lagerbehältern“ beherrscht.

Während des Beladens der Transport- und Lagerbehälter mit Brennelementen gelten die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Brennelementlagerung und -handhabung gemäß „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3), Tabelle 3.1.

7.2 (2) Für die Beherrschung der Auswirkungen störungsbedingter Ereignisse sind geeignete Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen. Zusätzlich zu den gemäß der Nummer 7.2 (1) genannten Ereignissen werden insbesondere folgende Störungen betrachtet:

- das Nichterreichen des Dichtheitskriteriums,
- der Ausfall von Handhabungseinrichtungen während der Beladung,
- das Auftreten von Undichtigkeiten an Brennstäben während der Abfertigung,
- Räumungsalarm.

7.3 Sicherheitsebene 3

7.3 (1) Soweit die in der Ereignisliste Brennelement-Lagerbecken in den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) genannten Ereignisse der Sicherheitsebene 3 relevant sind, werden diese auch unter den Bedingungen „Transport bzw. Beladung von Transport- und Lagerbehältern“ beherrscht.

Während des Beladens der Transport- und Lagerbehälter mit Brennelementen gelten die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Brennelementlagerung und -handhabung gemäß „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3), Tabelle 3.1.

7.3 (2) Die Standsicherheit der Transport- und Lagerbehälter ist auch bei Einwirkungen von außen (EVA) für alle Abstellpositionen grundsätzlich gegeben. Ausnahmen beschränken sich auf das kurzzeitige, unvermeidbare Abstellen während des Transport- und Handhabungsvorgangs des Behälters. Die Abstelldauer auf diesen Positionen ist auf die erforderliche Zeit begrenzt.

H i n w e i s: Siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, in dem Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).

7.4 Sicherheitsebene 4

7.4 (1) Die Standsicherheit des Transport- und Lagerbehälters ist auch bei Notstandsfällen, beim Notstandsfall Flugzeugabsturz nur im Hinblick auf dessen Folgeeinwirkungen, grundsätzlich für alle Abstellpositionen gegeben. Ausnahmen beschränken sich auf das kurzzeitige, unvermeidbare Abstellen während des Transport- und Handhabungsvorgangs des Behälters. Die Abstelldauer auf diesen Positionen ist auf die erforderliche Zeit begrenzt.

H i n w e i s: Siehe auch „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“, in dem Abschnitt 2.2.4 (Modul 10).

L

MODUL 12

**"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke:
Kriterien für die Elektrische Energieversorgung"**

Inhaltsübersicht

1 Geltungsbereich

2 Auslegung

3 Qualitätssicherung und Prüfungen

1 Geltungsbereich

Die nachfolgenden Kriterien gelten für die elektrische Energieversorgung von Einrichtungen in Kernkraftwerken, die auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a Funktionen mit sicherheitstechnischer Bedeutung ausführen oder die für vorgeplante Maßnahmen auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c vorgesehen sind.

2 Auslegung

2 (1) Die elektrische Energieversorgung eines Kernkraftwerks ist so ausgelegt, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a die elektrische Versorgung der Verbraucher unter Einhaltung ihrer elektrischen Versorgungsbedingungen sichergestellt ist. Sie ist so zuverlässig ausgelegt, dass sie die Nichtverfügbarkeit der zu versorgenden Systeme nicht bestimmt.

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

2 (3) Für die elektrische Energieversorgung in einem Kernkraftwerk sind folgende Möglichkeiten zur elektrischen Energieversorgung vorgesehen:

- a) Ein Blockgenerator, der auch bei Störung im Hauptnetz oder einem Ausfall des Hauptnetzanschlusses die elektrische Energieversorgung aufrechterhält.
- b) Ein Hauptnetzanschluss, der bei Nichtverfügbarkeit des Blockgenerators die elektrische Energieversorgung sicherstellt.
- c) Ein Reservenetzanschluss, der bei Nichtverfügbarkeit des Blockgenerators und des Hauptnetzes die elektrische Energieversorgung gewährleistet. Der Reservenetzanschluss ist funktionell getrennt sowie schutztechnisch vom Hauptnetzanschluss entkoppelt.
- d) Notstromanlagen auf dem Kraftwerksgelände, die die elektrische Energieversorgung der Notstromverbraucher bei Ausfall oder Nichtverfügbarkeit der unter Buchstabe a bis c genannten Versorgungsmöglichkeiten sicherstellen.
- e) Eine elektrische Energieversorgung, die von den unter Buchstabe a bis d genannten Versorgungsmöglichkeiten unabhängig ist und die mindestens die elektrische Energieversorgung für eine Nachkühlkette einschließlich der erforderlichen leittechnischen Einrichtungen, Hilfs- und Versorgungseinrichtungen sicherstellt.

2 (4) Es sind Einrichtungen zur automatischen Leistungsanpassung des Blockgenerators bei einer Abtrennung des Blockes vom Netz zur Sicherstellung der elektrischen Energieversorgung vorhanden.

2 (5) Die Haupt- und Reservenetzanschlüsse sind grundsätzlich an unterschiedlichen Spannungsebenen der externen Versorgungsnetze angebunden, um die Zuverlässigkeit der Energieversorgung der elektrischen Verbraucher auf Grund unterschiedlicher Energieerzeugungsanlagen sowie Schalt- und Verteilungsanlagen zu erhöhen. Ist dies auf Grund von Netzgegebenheiten in Kraftwerksnähe nicht erfüllt, so sind zumindest Haupt- und Reservenetzanschluss an getrennte Netzschaltanlagen angeschlossen und schutztechnisch entkoppelt.

2 (6) Die räumliche Anordnung der Netzanschlüsse und der Eigenbedarfsanlage ist so ausgeführt, dass durch ein einzelnes versagenauslösendes Ereignis innerhalb des Kernkraftwerks oder durch ein einzelnes versagenauslösendes Ereignis innerhalb der elektrischen Energieversorgung im Kernkraftwerk oder im Bereich der Netzanschlüsse nicht alle netzseitigen Versorgungsmöglichkeiten längerfristig ausfallen können. Ein solches versagenauslösendes Ereignis, wie ein Zufallsausfall einschließlich mechanischer Folgeschäden, eine Einwirkung von innen oder eine Einwirkung von außen, mit Ausnahme von Erdbeben, führt nicht zum langfristigen Ausfall aller Energieversorgungsmöglichkeiten nach der Nummer 2 (3) Buchstabe b, c und e.

2 (7) Mindestens eine Verbindung zum Netz oder zu einem Kraftwerk ist im Nahbereich des Kernkraftwerks als erdverlegtes Kabel ausgeführt.

2 (8) Haupt- und Reservenetzanschluss sind so ausgelegt, dass jeder für sich allein in der Lage ist, die elektrische Energieversorgung der Einrichtungen, welche die erforderlichen Funktionen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a ausführen, sicherzustellen.

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

2 (9) Die Umschaltung vom Hauptnetzanschluss auf den Reservenetzanschluss erfolgt automatisch, wenn die elektrischen Versorgungsbedingungen über den Hauptnetzanschluss nicht mehr eingehalten werden können und das Reservenetz verfügbar ist. Die Anregegrenzwerte und die Zeitverzögerungen dieser Umschaltautomatik sind mit denen der Startautomatik der Notstromerzeugungsanlagen so abgestimmt, dass die Notstromerzeugungsanlagen nicht unnötig durch elektrische Transienten angefordert werden.

2 (10) Für die Notstromversorgung sind redundant aufgebaute Notstromanlagen vorgesehen. Die Redundanten der Notstromanlagen sind voneinander unabhängig. Der Redundanzgrad der Notstromanlagen entspricht mindestens dem Redundanzgrad der zu versorgenden verfahrenstechnischen Systeme. Durch den Redundanzgrad werden die Kriterien zur Beherrschung von Einzelfehlern gemäß „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“ (Modul 10, Abschnitt 1.1) erfüllt.

2 (11) Das Notstromsystem besteht grundsätzlich aus Redundanten, unvermaschten Redundanten der Notstromanlagen, die aufgrund ihres Aufbaus eine funktionelle Unabhängigkeit zwischen den Redundanten gewährleisten. Wird dadurch eine vom zu versorgenden System geforderte Zuverlässigkeit nicht erreicht, dürfen Notstromverbraucher von mehr als einer Redundante einer Notstromanlage versorgt werden, wenn

- a) die Zuverlässigkeit des Notstromsystems dadurch nicht unzulässig gemindert wird und
- b) die Verbindungen so ausgeführt sind, dass keine in Betracht zu ziehende Versagensmöglichkeit mehr als eine Redundante einer Notstromanlage ausfallen lassen kann.

2 (12) Versagensauslösende Ereignisse innerhalb des Notstromsystems verhindern nicht die erforderliche elektrische Versorgung der Einrichtungen, die Funktionen auf den Sicherheitsebenen 3 bis 4a ausführen.

2 (13) Die Redundanten der Notstromanlagen sind räumlich so getrennt oder so gegeneinander geschützt, dass versagensauslösende Ereignisse in der Notstromanlage nicht zum Ausfall mehrerer Redundanten einer Notstromanlage führen.

2 (14) Die Hilfs- und Versorgungssysteme der Notstromanlagen sind so ausgelegt, dass diese mindestens der Anzahl der Redundanten des Notstromsystems entsprechen und die Zuverlässigkeit des Notstromsystems nicht bestimmen.

2 (15) Die Inbetriebnahme und Zuschaltung der Notstromerzeugungsanlagen erfolgen im Anforderungsfall automatisch, so dass innerhalb von 30 min keine Handmaßnahme erforderlich ist. Eine manuelle Inbetriebnahme und Zuschaltung der Notstromerzeugungsanlagen ist jederzeit möglich.

2 (16) Die Voraussetzung zur Beendigung des Betriebs der Notstromerzeugungsanlagen ist dann gegeben, wenn die Versorgung aus dem Hauptnetzanschluss oder dem Reservenetzanschluss oder einer anderen Versorgung für die Verbraucher der Notstromanlagen wieder sicher verfügbar ist. Die Rückschaltung auf den verfügbaren Netzanschluss wird manuell eingeleitet.

2 (17) Die Einrichtungen des Notstromsystems sind so ausgelegt, dass eine lückenlose Überprüfung der sicherheitstechnisch relevanten Eigenschaften möglich ist.

2. (18) Eine gleichzeitige Prüfung von Redundanten einer Notstromanlage ist zuverlässig verhindert.

2 (19) Die Notstromanlagen sind so ausgelegt und geschützt, dass bei Einwirkungen von außen oder von innen nicht alle Redundanten der Notstromanlagen gleichzeitig außer Funktion gesetzt werden. Die nicht außer Funktion gesetzten Redundanten der jeweiligen Notstromanlage sind zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a ausreichend wirksam.

2 (20) Soweit bei Einwirkungen von außen ein gleichzeitiger Ausfall aller Netzanschlüsse nicht ausgeschlossen werden kann, sind Maßnahmen und Einrichtungen dafür vorgesehen, dass spätestens nach 3 Tagen eine Versorgung über einen der nach der Nummer 2 (3) vorgesehenen Netzanschlüsse Buchstabe b oder c wieder hergestellt oder über eine Versorgungsmöglichkeit nach der Nummer 2 (3) Buchstabe e hergestellt werden kann.

2 (21) Der Schutz gegen externe und interne elektrische und elektromagnetische Einwirkungen ist so ausgelegt, dass die elektrischen Einrichtungen der Energieversorgung, die Einrichtungen mit Funktionen auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 versorgen, nicht unzulässig beeinträchtigt werden.

2 (22) Zur Beherrschung eines Ausfalls der elektrischen Energieversorgung des Kernkraftwerkes einschließlich der Notstromerzeugungsanlagen sind folgende Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen:

- a) Vorhaltung von Energiespeichern mit ausreichender Kapazität, um die notwendigen Funktionen bis zur Wiederherstellung der elektrischen Energieversorgung, mindestens jedoch für 2 Stunden, durchführen zu können.
- b) eine zusätzliche Einspeisemöglichkeit zum Haupt- und Reservenetzanschluss, mit der vor Erschöpfung der Energiespeicher die elektrische Energieversorgung der notwendigen Funktionen hergestellt werden kann.

3 Qualitätssicherung und Prüfungen

3 (1) Die erforderliche Qualität der elektrischen Einrichtungen der Energieversorgung wird durch Qualitätssicherungsmaßnahmen sichergestellt.

Die Eignung der elektrotechnischen Komponenten für den Einsatz in Kernkraftwerken ist durch Typprüfungen und Betriebsbewährung nachgewiesen. Für zusätzlich erforderliche sicherheitstechnische Eigenschaften, z. B. Auslegung für die Belastung durch Einwirkungen von außen und gegen Störfälle (Störfallfestigkeit), die durch Betriebsbewährung und Typprüfung nicht erfasst werden, sind zusätzliche Eignungsnachweise geführt.

3 (2) Die Einrichtungen des Notstromsystems werden regelmäßig wiederkehrend geprüft. Soweit aus Zuverlässigkeitsgründen notwendig, werden die Prüfungen auch im Leistungsbetrieb durchgeführt. Die Prüfungen werden dokumentiert.

3 (3) Die Einrichtungen im Notstromsystem werden auf Funktionsbereitschaft und ihren Betriebszustand durch Messungen und Meldungen überwacht.

M

BEGRIFFSBESTIMMUNGEN

"Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke-Begriffsbestimmungen"

(Alle *kursiv* gedruckten Wörter sind in den Begriffsbestimmungen definiert)

A

Abfahren (der Anlage)

Gezieltes Überführen der Anlage von *Betriebsphase A* oder *B* in die *Betriebsphase C*.

Ableitung radioaktiver Stoffe

Abgabe flüssiger, an Schwebstoffen gebundener oder gasförmiger radioaktiver Stoffe aus der Anlage auf hierfür vorgesehenen Wegen.

Abschaltbarkeit, mechanische

Zustand des Reaktorkerns, bei dem durch die vorliegende geometrische Anordnung des Reaktorkerns die Abschaltung durch die Steuerelemente (DWR) bzw. Steuerstäbe (SWR) sichergestellt werden kann.

Abschalteinrichtung

Einrichtung, welche in der Lage ist, den Reaktor in den unterkritischen Zustand zu überführen und in diesem Zustand zu halten.

Abschaltreaktivität

Die Reaktivität des durch die Abschaltung mit den hierfür vorgesehenen *Einrichtungen* in den unterkritischen Zustand gebrachten Reaktors.

Abscheidegrad

Das Massenverhältnis zwischen einer bei einem Abscheidevorgang abgetrennten Menge eines Stoffes und seiner ursprünglichen Gesamtmenge.

Alterung

Zeitabhängige und einsatzbedingte Veränderungen funktionsbezogener Merkmale und Eigenschaften

- der Technik (*Komponenten, Bauwerke, Systeme*, einschließlich der Elektro- und *Leittechnik*),
- der Spezifikations- und Dokumentationsunterlagen,
- der Anlagenkonzepte und technologischen Verfahren,
- administrativer Regelungen sowie
- des Betriebspersonals.

Alterungsmanagement

Die Gesamtheit aller vom *Genehmigungsinhaber* vorzusehenden *Maßnahmen* und *Einrichtungen*, mit denen die für die Sicherheit eines Kernkraftwerkes bedeutsamen *Alterungsphänomene* beherrscht werden sollen.

Anfahren

Das gezielte Überführen der Anlage in die *Betriebsphase A* (*Leistungsbetrieb*).

Anlagenteil

Baulicher, maschinen-, verfahrens-, elektro- oder sonstig technischer Teil einer Anlage. Synonyme Begriffe sind: *Einrichtung, System*.

Anlagenteil, baulicher

Mit dem Erdboden verbundener, aus Bauprodukten (Baustoffe und *Bauteile*) hergestellter Teil einer Anlage.

Anlagenzustand

Technischer Zustand der Anlage, beispielsweise gekennzeichnet durch Anlagenleistung, Temperatur- Druck- und Füllstandsparameter des Reaktorkühlkreislaufs.

Anlagenzustand, auslegungsüberschreitender

Anlagenzustand nach einem Ereignisablauf mit Ausfällen von Sicherheitseinrichtungen derart, dass eine für die Störfallbeherrschung ausreichende Wirksamkeit von Sicherheitsfunktionen nicht mehr gegeben ist (siehe auch Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen).

Anlagenzustand, kontrollierter

Anlagenzustand nach Eintritt eines *Ereignisses*, der dadurch gekennzeichnet ist, dass die *Schutzziele* eingehalten sind und die relevanten *Sicherheitsvariablen* stationäre Werte erreicht haben.

Anlagenzustand, sicherer

Anlagenzustand nach Eintritt eines *Störfalls*, der dadurch gekennzeichnet ist, dass ein *kontrollierter Anlagenzustand* vorliegt und die zur Aufrechterhaltung eines *kontrollierten Anlagenzustands* noch benötigten *Sicherheitseinrichtungen* einzelfehlerfest zur Verfügung stehen.

Anwendungsprofil der Software

Die Art und Weise der Benutzung der Software, einschließlich der zeitlichen Kriterien, der zu verarbeitenden Daten, der verwendeten Parameter und der anfallenden Bedienereingriffe.

Ausfall

Verlust der Fähigkeit einer *Einrichtung* die geforderte Funktion zu erfüllen.

H i n w e i s: Das *Ereignis Ausfall* markiert den Zeitpunkt des Übergangs von der Korrektheit zu einem *Fehler*. Mit einem *Ausfall* kann gleichzeitig ein *Versagen* auftreten, muss aber nicht. Zum Beispiel kann ein Aggregat, das nicht angefordert wird, ausgefallen sein, versagen wird es erst, wenn es angefordert wird und seine Funktion nicht mehr erbringt.

Ausfall, systematischer

Ausfall aufgrund der gleichen Ursache.

Ausfall einer leittechnischen Einrichtung, aktiver

Fehlfunktion einer leittechnischen *Einrichtung*, wodurch eine *Leittechnik-Funktion* spontan ausgeführt wird, ohne dass die für die Ausführung festgelegten Kriterien erfüllt sind.

Ausfall einer leittechnischen Einrichtung, passiver

Fehlfunktion einer leittechnischen *Einrichtung*, wodurch eine *Leittechnik-Funktion* im Anforderungsfall nicht ausgeführt wird, obwohl die für die Ausführung festgelegten Kriterien erfüllt sind.

Auslegung

Der Prozess und das Ergebnis einer Konzeptentwicklung mit detaillierter Planung für eine Anlage oder *Anlagenteile* auf der Basis der Vorgaben für die zu berücksichtigenden *Einwirkungen* und Randbedingungen sowie Nachweisanforderungen.

Auslegung, inhärent sichere

Auslegung auf Basis naturgesetzlicher Prinzipien, die aus sich heraus sicherheitsgerichtet wirken.

Auslegungskriterium

Spezifikation von Vorgaben für eine *Auslegung*, die aus konventionellen Regelwerken und aus kernkraftwerkspezifischen Sicherheitsanforderungen resultieren.

Auslegungsgrenze

Nachweiskriterium für eine in der *Auslegung* betrachtete Größe, bei deren Einhaltung ein *Versagen* des betroffenen *Anlagenteils* nicht zu unterstellen ist.

Auslegungsstörfall

Synonym für *Störfall*.

B

Basissicherheit

Basissicherheit bedeutet, dass bei Einhaltung entsprechender Grundsätze bei *Auslegung*, Konstruktion, Fertigung und Prüfung ein weit reichendes *Versagen* einer *Komponente* auf Grund herstellungsbedingter Mängel nicht unterstellt wird.

Baugruppe

Ein aus mindestens zwei *Bauteilen* bestehender Teil einer *Komponente*.

Bauteil

Teil einer *Einrichtung* oder der aus Erzeugnisformen hergestellte kleinste Teil einer *Baugruppe*.

Bauwerk

Synonym für *Anlagenteil*, *baulicher*.

Beanspruchungsstufe

In technischen Regelwerken für drucktragende *Komponenten* und *bauliche Anlagenteile* übliche Kategorisierung von Beanspruchungen. Dabei werden anzunehmende u n d / o d e r spezifizierte *Einwirkungen* („Lastfälle“) nach ihren Wirkungen (Beanspruchungen) und sicherheitstechnischen Nachweisanforderungen in Verbindung mit dem Bewertungsverfahren (Spannungskategorisierung) unterteilt. Die einschlägigen KTA-Regeln (KTA 3201.2, 3211.2, 3401.2) fordern eine anlagen- und systemspezifische Kategorisierung bis auf die Ebene der *Komponenten*.

Begrenzungseinrichtung

Leittechnische *Einrichtung* mit einer der folgenden Funktionen:

- Betriebsbegrenzung: Begrenzung von Prozessvariablen auf vorgegebene Werte, um die Verfügbarkeit der Anlage zu erhöhen.
- Schutzbegrenzung: Auslösung von solchen Schutzaktionen, die überwachte Sicherheitsvariablen auf einen Wert zurückführen, bei dem eine Fortführung des bestimmungsgemäßen Betriebs zulässig ist.
- Zustandsbegrenzung: Begrenzung der Werte von *Prozessvariablen*, um Ausgangszustände für zu berücksichtigende *Störfälle* einzuhalten.

Betrieb, anomaler

Betriebsvorgänge, die bei Fehlfunktion von Einrichtungen oder bei Fehlhandlungen ablaufen (gestörter Betriebszustand), deren Eintreten aufgrund von Betriebserfahrungen über die Betriebsdauer der betroffenen Anlage häufig zu erwarten ist, und bei denen einer Fortführung des Betriebes oder der Tätigkeit keine sicherheitstechnischen Gründe entgegenstehen (Sicherheitsebene 2). Synonym: Störung.

Betrieb, bestimmungsgemäßer

Der Betrieb, für den eine Anlage nach ihrem technischen Zweck bestimmt, ausgelegt und geeignet ist, umfasst die Betriebszustände und Betriebsvorgänge

- bei funktionsfähigem Zustand der Einrichtungen, (ungestörter Betriebszustand, Normalbetrieb, Sicherheitsebene 1),
- des anomalen Betriebs (gestörter Betriebszustand, Störung, Sicherheitsebene 2) sowie
- bei *Instandhaltungsvorgängen* (*Inspektion*, *Wartung*, *Instandsetzung*).

Betriebsführung

Alle Prozesse und Tätigkeiten zusammengefasst, die zum Betreiben der Anlage notwendig sind.

Betriebsphase

Betriebszustand des *Normalbetriebs* für den spezifisch Kriterien für die Verfügbarkeit von System- und Überwachungsfunktionen sowie an verfahrenstechnische Bedingungen definiert sind.

H i n w e i s: In den „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ werden folgende Betriebsphasen definiert und verwendet:

Betriebsphase A: *Leistungsbetrieb*

Betriebsphase B: *An- und Abfahren*

Betriebsphase C: *Nachkühlbetrieb*, RKL geschlossen

Betriebsphase D: *Nachkühlbetrieb*, RKL offen, nicht geflutet

Betriebsphase E: *Nachkühlbetrieb*, Flutraum geflutet

Betriebsphase F: Kern ausgeladen, Brennelement-Beckenschleuse geschlossen

Betriebsüberwachung

Kontrollierte Erfassung von Betriebsparametern einschließlich eines Vergleichs mit vorgegebenen Werten.

H i n w e i s: Die Überwachung erfolgt z. B. durch kontinuierliche Messung, diskontinuierliche Analyse von Proben oder die Berechnung von Werten durch Verknüpfung von Messwerten.

Betriebsvorschriften

Alle schriftlichen Unterlagen, die zum Betrieb der Anlage erforderlich sind. Hierzu gehören insbesondere Betriebshandbuch, Notfallhandbuch, Prüfhandbuch, Verfahrens- und Arbeitsanweisung.

Brennelementwechsel

Die Gesamtheit aller betrieblichen Arbeiten, die zum Umsetzen oder für den Ersatz bestrahlter oder defekter Brennelemente, die aus dem Kern entfernt werden sollen, notwendig sind.

Brennstabschaden

Synonym für *Hüllrohrschaden*.

D

Deborierung, heterogen

Einspeisung minderborierten Kühlmittels mit Ausbildung signifikanter Borkonzentrationsunterschiede im *Primärkreis*

Deborierung, homogen

Einspeisung minderborierten Kühlmittels ohne Ausbildung signifikanter Borkonzentrationsunterschiede im *Primärkreis*

Defektwahrscheinlichkeit

Experimentell abgeleitete Wahrscheinlichkeit für das *Versagen* des betroffenen *Anlagenteils* in Abhängigkeit von einem jeweils betrachteten Parameter.

Dissimilare leittechnische Einrichtungen

Leittechnische *Einrichtungen* bestehend aus unterschiedlicher Hardware und Software (falls Software eingesetzt wird), gekennzeichnet durch den Einsatz unterschiedlicher Entwicklungswerkzeuge, Entwicklungsteams, Fertigungsprozesse, Tests und Instandhaltungsstrategien.

H i n w e i s: Festverdrahtete leittechnische *Einrichtungen*, die ohne Einsatz von Software *Leittechnik-Funktionen* ausführen, sind grundsätzlich dissimilar zu software-basierten leittechnischen *Einrichtungen*.

Die leittechnischen *Einrichtungen*, die der manuellen Auslösung von *Sicherheitsfunktionen* dienen, sind dissimilar zu automatischen leittechnischen *Einrichtungen*, wenn sie nicht von dem unterstellten *systematischen Ausfall* betroffen sind.

Diversität

Vorhandensein von zwei oder mehr funktionsbereiten *Einrichtungen* zur Erfüllung der vorgesehenen Funktion, die physikalisch oder technisch verschiedenartig ausgelegt sind.

Druckführende Umschließung

Gesamtheit der druckführenden Wandungen der *Komponenten* des Druckraumes des Reaktordruckbehälters bis einschließlich der ersten Absperrarmatur, für Rohrleitungen des Druckraumes des Reaktordruckbehälters, die den Sicherheitsbehälter durchdringen, bis zur ersten Absperrarmatur außerhalb des Sicherheitsbehälters (Abkürzung: DFU).

Durchdringungen/Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter

Konstruktionen, die den druckfesten und technisch dichten Durchtritt von Leitungen (z. B. mediumführende Rohre, Kabel) durch den Sicherheitsbehälter gestatten.

Durchführungsanweisung

Schriftliche Anweisung für erforderliche Handlungsschritte zur Durchführung einer *Handlungsempfehlung*.

E

Eigenbedarfsanlage

Gesamtheit der *Anlagenteile*, die zur Versorgung der an sie angeschlossenen Verbraucher und zur Einspeisung in das *Notstromsystem* dienen.

Eigenbedarfsversorgung

Die Versorgung der an die *Eigenbedarfsanlage* angeschlossenen Verbraucher und der Einspeisungen in das *Notstromsystem* aus dem Blockgenerator, dem *Haupt-* oder *Reservenetz* oder sonstigen externen Netzen.

Einrichtung

Synonym für *Anlagenteil*.

Einrichtung, leittechnische

Einrichtung zur Ausführung von *Leittechnik-Funktionen*.

Einrichtung, sicherheitstechnisch wichtige

Einrichtung,

- deren *Versagen* zu nicht beherrschbaren *Ereignisabläufen* führt oder
- die zur wirksamen und zuverlässigen *Störfallbeherrschung* erforderlich ist, einschließlich der hierfür notwendigen *Hilfs- und Versorgungssysteme* oder
- die zur wirksamen und zuverlässigen Vermeidung von *Ereignissen* erforderlich ist, einschließlich der hierfür notwendigen *Hilfs- und Versorgungssysteme* oder
- die zur Einhaltung und *Überwachung* festgelegter radiologischer Werte dient, insbesondere durch Aufrechterhaltung der erforderlichen Wirksamkeit von Barrieren und *Rückhaltefunktionen* oder
- die zur Durchführung von Aufgaben mit sicherheitstechnischer Bedeutung dient, die nicht den vorgenannten Bedingungen zugeordnet sind.

Einwirkung

Auf *Einrichtungen* einwirkende Kräfte oder Medien mit physikalischem, chemischem oder biologischem Einfluss oder eine Kombination derselben.

Einwirkung, übergreifende

Einwirkung von innen (EVI) oder *Einwirkung von außen* (EVA), die das Potential für system- und redundanzübergreifende *Ausfälle* besitzen.

Einwirkung von außen (EVA)

Einwirkungen, die durch Umgebungsbedingungen, Naturereignisse oder äußere zivilisatorische Einflüsse von außerhalb des Anlagengeländes hervorgerufen werden.

Einwirkung von innen (EVI)

Einwirkungen resultierend aus Ereignissen innerhalb des Anlagengeländes (z. B. Brand, anlageninterne Überflutung).

Einzelfehler

Fehler, der in *Einrichtungen* im betrachteten Anforderungsfall unabhängig vom auslösenden *Ereignis* zusätzlich unterstellt wird, der jedoch nicht als Folge des Anforderungsfalles auftritt und der vor Eintritt des Anforderungsfalles nicht bekannt ist. Der Einzelfehler beinhaltet auch die aus einem unterstellten Einzelfehler resultierenden Folgefehler.

Ein Einzelfehler liegt vor, wenn ein *Systemteil* der *Einrichtung* seine Funktion bei Anforderung nicht erfüllt. Eine betrieblich mögliche Fehlbedienung, die eine Fehlfunktion in der *Einrichtung* zur Folge hat, ist einem Einzelfehler gleichgesetzt.

Ein Einzelfehler an einer passiven *Einrichtung* bedeutet deren *Versagen*.

Einzelfehlerkonzept

Konzept der Kombination von Ausfallannahmen infolge eines aktiven oder passiven *Einzelfehlers* und Instandhaltungsvorgängen.

Entmaschung

Trennung von *Systemteilen* zur Vermeidung gegenseitiger Beeinträchtigungen.

Ereignis

Vorfall, der die Sicherheit einer Anlage potentiell oder tatsächlich beeinträchtigt.

Ereignisanalyse

Analysebestandteil der *deterministischen Sicherheitsanalyse*. Methode der *Nachweisführung*, mit der gezeigt wird, dass ausreichend wirksame *Maßnahmen* und *Einrichtungen* zur Beherrschung von *Ereignissen* vorhanden sind.

Ereignis, repräsentativ

Ereignis, dessen Analyse einen ausreichend, generisch abdeckenden sicherheitstechnischen Nachweis ermöglicht.

F

Fehler

- (1) Abweichung der Spezifikation von den tatsächlichen Erfordernissen (Spezifikationsfehler).
- (2) Abweichung der tatsächlichen Ausführung eines *Anlagenteils* von der für die Erfüllung der Spezifikation erforderlichen konstruktiven und fertigungstechnischen Ausführung des *Anlagenteils*.
- (3) Abweichung zwischen dem berechneten, beobachteten oder gemessenen Wert und dem wahren, spezifizierten oder theoretisch richtigen Wert.

Fehlhandlung

Nichterfüllung einer Anforderung bei einer Personalhandlung.

Filmsieden

Siedevorgang, bei dem sich zwischen dem Brennstabhüllrohr und der kühlenden Flüssigkeit ein stabiler Dampffilm befindet.

Freisetzung radioaktiver Stoffe

Das infolge *Ereignissen* der Sicherheitsebene 3 oder 4 unbeabsichtigte Entweichen radioaktiver Stoffe aus den vorgesehenen Umschließungen in die Anlage oder in die Umgebung.

Freisetzungskategorie

Freisetzungskategorien fassen Abläufe aus den Unfallanalysen mit ähnlichen Radionuklidfreisetzungen unter Berücksichtigung weiterer Charakteristika der *Freisetzung* (z. B. Nuklideigenschaften, wie insb. Radiotoxizität und Flüchtigkeit, Nuklidzusammensetzung, Zeit des *Ereignisses* nach Eintritt des Ereignisses, Dauer, Höhe, Energieinhalt) zusammen.

Führungsebene der Anlage

Der *Leiter der Anlage* und die Personen der darunter liegenden Hierarchieebene.

Funktionsfähigkeit

Fähigkeit einer *Einrichtung*, die vorgesehenen Aufgaben durch entsprechende mechanische, elektrische oder sonstige Funktion zu erfüllen.

G

Gebrauchstauglichkeit

Fähigkeit eines *baulichen Anlagenteils*, unter den zugrunde gelegten *Einwirkungen* die planmäßige Nutzung zu ermöglichen.

Gefahrenmeldeeinrichtung

Leittechnische Einrichtung, die durch optische und akustische Mittel die Notwendigkeit einer *Maßnahme* signalisiert.

Genehmigungsinhaber

Die auf Grund einer oder mehrerer atomrechtlicher Genehmigungen zum Betrieb des Kernkraftwerkes berechnigte(n) natürliche(n) oder juristische(n) Person(en) oder teilrechtsfähige Personengesellschaft(en).

H i n w e i s: Bei juristischen Personen und Personengesellschaften ist zu unterscheiden zwischen

- der Verantwortung der jeweiligen Gesellschaft als Genehmigungsinhaber des Kernkraftwerkes,
- der Wahrnehmung dieser Verantwortung durch die Unternehmensführung, d. h. die Vorstände, Geschäftsführer oder ein sonstiges Organ dieser Gesellschaft, das durch Gesetz, Satzung oder Vertrag zur Vertretung berechnigt ist sowie
- den aus der Verantwortung des Genehmigungsinhabers abgeleiteten Aufgaben, Verantwortung und Befugnissen anderer Personen und Organisationseinheiten des *Unternehmens*.

H

Handlungsempfehlung

Generische Vorgehensweise, die zum Einsatz kommen kann, wenn für Ereignisabläufe bzw. *Anlagenzustände* keine *Notfallmaßnahmen* vorgeplant wurden oder diese *Notfallmaßnahmen* nicht wie geplant wirksam sind.

Hauptnetz

Das Netz, an das die vom Kernkraftwerksblock erzeugte elektrische Energie abgeführt oder aus dem elektrische Energie bezogen wird.

Haupt-Netzanschluss

Ein Netzanschluss, über den die vom Kernkraftwerksblock erzeugte elektrische Energie an das Netz abgeführt wird und über den auch elektrische Energie bezogen werden kann.

Hilfs- und Versorgungssysteme

Systeme, die für die Funktion anderer *Systeme* oder *Komponenten* benötigt werden.

Hochenergetisch

Betriebsdruck größer oder gleich 20 bar oder Betriebstemperatur größer oder gleich 100°C.

Hüllrohrschaden

Gasundichtigkeit des Brennstab-Hüllrohrs.

I

Inkorporation

Aufnahme radioaktiver Stoffe in den menschlichen Körper.

Inspektion

Maßnahme zur Feststellung und Beurteilung des Ist-Zustandes.

Instandhaltung

Die Gesamtheit der *Maßnahmen* zur Bewahrung und Wiederherstellung des Soll-Zustands sowie zur Feststellung und Beurteilung des Ist-Zustands (einschließlich *wiederkehrender Prüfung*). Die Instandhaltung gliedert sich in *Inspektion*, *Wartung* und *Instandsetzung*.

Integrität

Zustand einer *Komponente* oder *Barriere*, bei dem die an sie gestellten sicherheitstechnischen Kriterien hinsichtlich Festigkeit, Bruchsicherheit und Dichtheit erfüllt sind.

K

Katastrophenschutz-Maßnahme

Vorkehrung zum Schutz der Bevölkerung für den Fall, dass bei einem *auslegungsüberschreitenden Anlagenzustand* erhebliche *Freisetzungen* radioaktiver Stoffe in die Umgebung eingetreten oder zu besorgen sind (*Sicherheitsebene 5*).

Kernbauteil

Bauteil oder *Komponente*, aus denen der Reaktorkern zusammengesetzt ist, insbesondere umfassend: Brennelemente, Steuerelemente bzw. -stäbe, Drosselkörper, Vergiftungs- und Blindelemente, Brennelementkästen und Kastenbefestigungen, Neutronenquellen, neutronenabsorbierende Einsätze der Brennelemente und Messlanzen.

Kernschaden, schwerer

Zustand des Reaktorkerns, bei dem die *Kühlbarkeit* u n d / o d e r die dauerhafte Unterkritikalität nicht mehr gegeben sind.

Kompetenz von Personen

Synonym für *Qualifikation von Personen*.

Komponente

Ein nach baulichen oder funktionellen Gesichtspunkten abgegrenzter Teil eines *Systems*.

Konservativ

Art des Vorgehens bei der sicherheitstechnischen Bewertung unter Zugrundelegung von unter den gegebenen Umständen sicherheitstechnisch begründeten nachteiligsten Werten.

Kühlbarkeit

Zustand des Reaktorkerns, bei dem die Abfuhr der erzeugten und gespeicherten Wärme sichergestellt werden kann.

Kühlmittelverluststörfall

Ereignis mit Verlust von *Reaktorkühlmittel* aus der *Druckführenden Umschließung* derart, dass es zur Anforderung des *Sicherheitssystems* kommt.

Kühlwasser

Wasser, welches im *Normalbetrieb* nicht mit radioaktiven Stoffen kontaminiert ist und die Wärmeübertragung zur Hauptwärmesenke (z. B. Vorfluter, Kühlturm) übernimmt.

L

Leck

Kontinuierliche oder diskontinuierliche Ausströmung von Medien aus den jeweiligen Umschließungen (z. B. Behälter, Rohrleitungen, Lagerbecken), wobei die Ausströmrateso groß ist, dass es zur Anforderung von *Sicherheitseinrichtungen* kommt.

Leck, großes

Leck mit einer offenen Ausströmfläche $> 0,1F$ (F: offene Querschnittfläche der Hauptkühlmittelleitung).

Leck, kleines

Leck mit einer offenen Ausströmfläche $\leq 0,1F$ (F: offene Querschnittfläche der Hauptkühlmittelleitung) und bei dem, beim DWR, zur Störfallbeherrschung eine sekundärseitige Wärmeabfuhr erforderlich ist.

Leck, mittleres

Leck mit einer offenen Ausströmfläche $\leq 0,1F$ (F: offene Querschnittfläche der Hauptkühlmittelleitung) und bei dem, beim DWR, die primärseitige Wärmeabfuhr über die Leckausströmung derart ausreichend ist, dass eine sekundärseitige Wärmeabfuhr zur Störfallbeherrschung nicht erforderlich ist.

Leckage

Kontinuierliche oder diskontinuierliche Ausströmung von Medien aus den jeweiligen Umschließungen (z. B. Behälter, Rohrleitungen, Lagerbecken), wobei die Ausströmrateso gering bleibt, dass es nicht zur Anforderung von *Sicherheitseinrichtungen* kommt.

Leiter der Anlage

Betriebsangehöriger, der die Verantwortung für den sicheren Betrieb der gesamten Anlage, insbesondere für die Einhaltung der Bestimmungen des Atomrechts und der atomrechtlichen Genehmigungen sowie für die Zusammenarbeit aller Fachbereiche trägt, und der gegenüber den Fach- oder Teilbereichsleitern weisungsbefugt ist.

Leistungsbetrieb

Die *Betriebsphase* eines Kernkraftwerks, in der eine gezielte nukleare Wärmeproduktion erfolgt (*Betriebsphase A*).

Leistungsdichteschwingung, global, regional

Thermohydraulisch neutronenphysikalisch gekoppelte Schwingungen des Neutronenflusses:

- global: der Neutronenfluss schwingt gleichphasig über den gesamten Kern (auch gleichphasige oder Ganzkern-Schwingung genannt);
- regional: eine Hälfte des Kerns schwingt gegenphasig zur anderen (auch gegenphasige oder lokale Schwingung genannt).

Leitstand, örtlicher

Einrichtung außerhalb der *Warte*, von dem aus *Systeme* überwacht und gesteuert werden können.

Leittechnik

Gesamtheit der leittechnischen *Einrichtungen* zum Ausführen von *Leittechnik-Funktionen*. *Leittechnische Einrichtungen* umfassen sowohl automatische *Einrichtungen* als auch die *Einrichtungen* zur Prozessführung durch einen Operator.

Leittechnik-Funktion

Funktion zum Messen, Steuern, Regeln, Überwachen, Aufzeichnen und Schützen eines Prozesses oder einer *Einrichtung* (Abkürzung: LEFU).

M

Managementsystem

Organisatorisches System, welches insbesondere die Art und Weise festlegt, mit der das *Sicherheitsmanagement* durchgeführt wird, und hierzu die organisatorischen Strukturen, Regelungen und Hilfsmittel zur Planung, Durchführung, Überprüfung und stetigen Verbesserung aller sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse festlegt und zusammenfasst. Das Managementsystem integriert alle Vorgaben, die sich aus den verschiedenen Aspekten wie Sicherheit, Umwelt, Qualität, Finanzen etc. an das Unternehmen und die sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Prozesse ergeben.

Managementzyklus, geschlossener

Durchführung von Tätigkeiten in Prozessen unter Verwendung des „Plan-Do-Check-Act“ Zyklus.

Maßnahme

Handlung, Handlungsanweisung oder organisatorische Tätigkeit bzw. organisatorischer Prozess.

H i n w e i s: Soweit keine Handlung, Handlungsanweisung oder organisatorische Tätigkeit bezeichnet wird, ist die Maßnahme weiter spezifiziert, z. B.: *Notfallmaßnahme*, Katastrophenschutzmaßnahme, etc.

Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen

Ereignisablauf mit *Ausfällen* von *Sicherheitseinrichtungen* derart, dass eine für die Störfallbeherrschung ausreichende Wirksamkeit von *Sicherheitsfunktionen* nicht mehr gegeben ist.

N

Nachkühlbetrieb

Abfuhr der *Nachwärme* mit dem *Nachkühlsystem*.

Nachkühlsystem

System zur Abfuhr der *Nachwärme*.

Nachwärme

Summe aus der durch *Nachzerfallsleistung* erzeugten Wärme und der gespeicherten Wärme im Kühlmittel und in *Komponenten* bzw. *baulichen Anlagenteilen*.

Nachwärmeabfuhrsystem

Synonym für *Nachkühlsystem*.

Nachweisführung

Nachprüfbare Angaben, die die Einhaltung von Anforderungen beweisen. Ein Nachweis kann u. a. mit Hilfe von rechnerischen Analysen, Experimenten und Messungen, Prüfberichten, Zeugnissen oder im Zusammenwirken dieser Nachweisformen erbracht werden.

Nachweiskriterium

Im Zuge der *Nachweisführung* als eingehalten nachzuweisendes Kriterium.

Nachweisziel

Sicherheitstechnisches Ziel der *Nachweisführung*, welches durch die Einhaltung von *Nachweiskriterien* erreicht wird.

Nachzerfallsleistung

Die nach Reaktorabschaltung durch radioaktiven Zerfall oder Spaltung erzeugte thermische Leistung (siehe auch *Nachwärme*).

Netzanschluss

Verbindung zwischen Kraftwerk und Netz, über die elektrische Energie übertragen werden kann.

Nichtleistungsbetrieb

Die *Betriebsphasen* die nicht einer gezielten nuklearen Wärmeproduktion dienen (*Betriebsphasen B bis F*).

Normalbetrieb

Die Betriebszustände und Betriebsvorgänge bei funktionsfähigem Zustand der *Einrichtungen* (ungestörter Zustand), einschließlich von *wiederkehrenden Prüfungen und Instandhaltungsvorgängen* (*Sicherheitsebene 1*).

Notfallmaßnahme

Spezielle vorgeplante *Maßnahme* u n d / o d e r *Einrichtung* des *anlageninternen Notfallschutzes* im präventiven und mitigativen Bereich.

Notfallprozedur

Schriftliche Anweisung für erforderliche Handlungsschritte zur Durchführung einer *Notfallmaßnahme*.

Notfallschutz, anlageninterner

Maßnahmen und *Einrichtungen* der *Sicherheitsebenen 4b* und *4c*.

Notfallstrategie

Schriftliche Anweisung zum Einsatz von *Notfallmaßnahmen* und *Handlungsempfehlungen*.

Notstandseinrichtung

Zur Beherrschung eines *Notstandsfall*es erforderliche *Maßnahme* u n d / o d e r *Einrichtung*

Notstandsfall

Ereignisablauf infolge sehr seltener zivilisatorisch bedingter *äußerer Einwirkungen* oder infolge der postulierten vollständigen Unverfügbarkeit der *Warte*.

Notsteuerstelle

Einrichtung außerhalb der *Warte*, von der aus bei *Ausfall* der *Warte* der Reaktor unterkritisch gemacht, die Unterkritikalität aufrecht erhalten und die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor nach dessen Abschaltung überwacht und gesteuert werden kann.

Notstromanlage

Die Kombination einer bestimmten *Notstromerzeugungsanlage* mit allen *Anlagenteilen*, die zu der Versorgung der zugehörigen Verbraucher erforderlich sind.

Notstromerzeugungsanlage

Einrichtung, die elektrische Energie bei *Ausfall* der *Eigenbedarfsversorgung* liefert.

Notstromverbraucher

Ein elektrischer Verbraucher, der aus einer *Notstromanlage* versorgt wird.

Notstromversorgung

Versorgung der *Notstromverbraucher* aus *Notstromerzeugungsanlagen*.

Notstromversorgung, unterbrechungslose

Notstromversorgung, bei welcher nach *Ausfall* der Versorgung aus der *Eigenbedarfsanlage* oder aus *Netzanschlüssen* die Versorgung aus einer *Notstromerzeugungsanlage* (oder einem elektrischen Energiespeicher) ohne Unterbrechung einsetzt.

Notstromsystem

Gesamtheit der in einem Kernkraftwerk nach Erzeugungsart und Aufgabe unterschiedlichen *Notstromanlagen*.

O**Oberflächenkontamination**

Verunreinigung einer Oberfläche mit radioaktiven Stoffen, die die nicht festhaftende, die festhaftende und die über die Oberfläche eingedrungene Aktivität umfasst.

Oberflächenkontamination, nicht festhaftende

Verunreinigung einer Oberfläche mit radioaktiven Stoffen, bei denen eine Weiterverbreitung der radioaktiven Stoffe nicht ausgeschlossen werden kann.

Ortsdosis

Äquivalentdosis, gemessen mit den in Anlage VI Teil A StrlSchV angegebenen Messgrößen an einem bestimmten Ort.

Ortsdosisleistung

In einem bestimmten Zeitintervall erzeugte *Ortsdosis*, dividiert durch die Länge des Zeitintervalls.

P**Personendosis**

Äquivalentdosis, gemessen mit den in Anlage VI Teil A StrlSchV angegebenen Messgrößen an einer für die Strahlenexposition repräsentativen Stelle der Körperoberfläche.

Primärkreis, Primärkreislauf

Systembereich, welcher die *Druckführende Umschließung* des *Reaktorkühlmittels* bei DWR-Anlagen umfasst.

Primärkühlmittel

Wasser, welches der unmittelbaren Kühlung des Reaktorkerns bei DWR-Anlagen dient.

Prozess, organisatorischer

Satz von in Wechselbeziehung oder Wechselwirkung stehenden Tätigkeiten, der Eingaben in Ergebnisse umwandelt.

Prozessvariable

Eine unmittelbar im Prozess messbare chemische oder physikalische Größe.

Prüfung

Maßnahme zur Feststellung, ob der Ist-Zustand dem Soll-Zustand entspricht.

Prüfung, wiederkehrende

Prüfung, die in festgelegten Zeitabständen durchgeführt wird.

Q**Qualifikation von Personen**

Das Vorhandensein von Wissen, Fähigkeiten (physisch und psychisch) und Fertigkeiten (erlern- te und eingeübte Verhaltensweisen), sowie Einstellungen, um sich anforderungsgerecht verhalten zu können.

Qualifizierung (von Personen)

Aus- oder Weiterbildung von Personen zur Erlangung und zum Erhalt der *Qualifikation*.

R**Reaktionen aus Zwang im Gebrauchszustand**

Reaktionen *baulicher Anlagenteile* auf betriebliche *Einwirkungen*; z. B. Kräfte und Momente aus Temperatur, Kriechen, Schwinden und Auflagerverschiebungen.

Reaktorkühlkreislauf

Synonym für *Reaktorkühlsystem*.

Reaktorkühlmittel

Wasser, welches der unmittelbaren Kühlung des Reaktorkerns bei DWR- und SWR-Anlagen dient.

Reaktorkühlsystem

System, welches die *Druckführende Umschließung* des *Reaktorkühlmittels* bei DWR- und SWR-Anlagen umfasst.

Reaktorschutzsystem

Der Teil des *Sicherheitssystems*, welcher die für die Sicherheit wesentlichen *Prozessvariablen* zur Vermeidung von unzulässigen *Einwirkungen* und zur Erfassung von *Störfällen* (*Sicherheits- ebene 3*) überwacht, verarbeitet und *Schutzaktionen* auslöst, um den Zustand der Reaktoranlage in sicheren Grenzen zu halten.

Das Reaktorschutzsystem umfasst als Teil des *Sicherheitssystems* alle *Einrichtungen* der Messwerterfassung, der Signalaufbereitung, der Logikebene und die den Einzelantrieben zugeordneten Teile der Steuerung zur Auslösung von *Schutzaktionen* sowie die Funktionsgruppensteuerungen.

Redundante

Einrichtung, die gleichwertig mit anderen *Einrichtungen* deren Funktionen erfüllen und bei Bedarf eine dieser anderen *Einrichtungen* voll ersetzen oder durch diese ersetzt werden kann.

Redundanz

Vorhandensein von mehr funktionsbereiten *Einrichtungen*, als zur Erfüllung der vorgesehenen Funktion notwendig ist.

Redundanzgrad

Redundanzgrad $n + x$: n ist die Anzahl der zur Ereignisbeherrschung mindestens erforderlichen *Redundanten*, wobei n in verschiedenen *Betriebsphasen* bzw. *Betriebszuständen* unterschiedlich sein kann; x bezeichnet die Anzahl der zusätzlich zu n vorzuhaltenden *Redundanten*.

Reservenetz

Netz, aus dem der Kernkraftwerksblock elektrische Energie über den *Reserve-Netzanschluss* beziehen kann.

Reserve-Netzanschluss

Netzanschluss, über den mindestens die elektrische Energie zum *Abfahren* des Kernkraftwerkes unter Erhaltung der Hauptwärmesenke bezogen werden kann.

Rückhaltefunktion

Maßnahme u n d / o d e r *Einrichtung* zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe, z. B. durch Filterung, Wasserüberdeckung, gerichtete Strömung durch Unterdruckhaltung, Verzögerungsstrecken, Behälter und sonstige Umschließungen.

Rückkopplung, thermische

Wirkungskreis, der entsteht, wenn das Brennstabhüllrohr durch den Brennstab-Innendruck soweit von der Brennstoffoberfläche abhebt, dass es zu einer Verschlechterung des Spaltwärmeübergangs, einer Erhöhung der Brennstoff-Temperatur, einer Verstärkung der Spaltgasfreisetzung und schließlich zu einer weiteren Erhöhung des Innendrucks kommt.

S**Schutzaktion**

Die Betätigung oder der Betrieb von aktiven *Sicherheitseinrichtungen*, die zur Beherrschung von *Ereignissen* erforderlich sind.

Schutzbegrenzung

Siehe *Begrenzungseinrichtung*.

Schutzziel

Grundlegende *Sicherheitsfunktion*, die verschiedene untergeordnete *Sicherheitsfunktionen*, die zur Einhaltung der jeweiligen *Nachweisziele* und *Nachweiskriterien* sichergestellt sein müssen, umfasst.

Die Schutzziele sind:

- a) Kontrolle der Reaktivität
- b) Kühlung der Brennelemente
- c) Einschluss der radioaktiven Stoffe.

Sicherheitsabstand

Abstand einer Größe zu einem Wert, bei dem der Verlust der geforderten Eigenschaften nicht mehr auszuschließen ist.

Sicherheitsanalyse, deterministische

Analyse des sicherheitstechnischen Zustands einer Anlage bzw. eines *Anlagenteils* zur Überprüfung der Erfüllung deterministischer Sicherheitskriterien, bestehend aus einer *Systembewertung* sowie einer Zustands- bzw. *Ereignisanalyse*.

Sicherheitsanalyse, probabilistische (PSA)

Analyse des sicherheitstechnischen Zustands einer Anlage durch Ermittlung der Häufigkeit von Gefährdungs- bzw. Kernschadenzuständen oder der Häufigkeit der Freisetzung radioaktiver Stoffe.

Sicherheitsebene

Kategorie von *Anlagenzuständen* mit definierten gleichartigen Randbedingungen:

Sicherheitsebene 1: *Normalbetrieb*

Sicherheitsebene 2: *anomaler Betrieb*

Sicherheitsebene 3: *Störfall*

Sicherheitsebene 4: sehr seltene *Ereignisse* (Sicherheitsebene 4a),

Ereignisse mit Mehrfachversagen von *Sicherheitseinrichtungen* (Sicherheitsebene 4b),

Unfall mit schwerem Kernschaden (Sicherheitsebene 4c).

Sicherheitseinrichtung

Einrichtung des Sicherheitssystems, die der Beherrschung von Störfällen dient.

Sicherheitseinrichtung, aktive

Einrichtung des Sicherheitssystems, die Schutzaktionen ausführt.

Sicherheitseinschluss

System aus Sicherheitsbehälter und umgebendem Gebäude sowie den Hilfssystemen zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter.

Sicherheitsfunktion

Funktionale Verknüpfung von Maßnahmen und Einrichtungen zur Erfüllung sicherheitstechnischer Aufgaben.

Sicherheitskultur

Die Sicherheitskultur ist durch eine, für die Gewährleistung der Sicherheit der Anlage erforderliche, sicherheitsgerichtete Grundhaltung, Verantwortung und Handlungsweise aller Mitarbeiter bestimmt. Sicherheitskultur umfasst dazu die Gesamtheit der Eigenschaften und Verhaltensweisen innerhalb eines Unternehmens und beim Einzelnen, die dazu dienen, dass die nukleare Sicherheit als eine übergeordnete Priorität die Aufmerksamkeit erhält, die sie aufgrund ihrer Bedeutung erfordert. Sicherheitskultur betrifft sowohl die Organisation als auch die Einzelpersonen.

Sicherheitsmanagement

Gesamtheit der Tätigkeiten zur Planung, Organisation, Leitung und Kontrolle von Personen und Arbeitsaktivitäten für die Gewährleistung und stetigen Verbesserung der Sicherheit sowie zur Förderung der *Sicherheitskultur*. Sicherheitsmanagement ist nicht auf spezielle Organisationseinheiten beschränkt.

Sicherheitspolitik

Übergeordnete Absichten und Ausrichtung einer Organisation zur Sicherheit.

Sicherheitssystem

Gesamtheit aller *Einrichtungen*, die die Aufgabe haben, die Anlage vor unzulässigen Einwirkungen zu schützen und bei auftretenden *Störfällen* deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Anlage und die Umgebung in vorgegebenen Grenzen zu halten.

Sicherheitsvariable

Sicherheitstechnisch relevanter Betriebsparameter u n d / o d e r sicherheitstechnisch relevante *Prozessvariable*.

Sicherheitszuschlag

Zuschlag zur Abdeckung von Unsicherheiten.

Siedezustand, kritischer

Siedezustand, der sowohl bei Einsetzen des *Filmsiedens* als auch bei Einsetzen des Austrocknens der Heizfläche vorliegt.

Softwarefehler

Fehler in einer Software, der bei bestimmten Kombinationen oder einer bestimmten Abfolge von Eingangsdaten nicht spezifizierte Ausgangsdaten erzeugt.

Softwareversagen

Nichterfüllung von Funktionen der Software.

Speisewasser

Wasser zur sekundärseitigen Bespeisung der Dampferzeuger bei DWR-Anlagen oder zur betrieblichen Bespeisung des Reaktordruckbehälters bei SWR-Anlagen.

Standsicherheit

Sicherheit gegen unzulässige Veränderungen der Lage und des Aufstellortes eines Anlagenteils (z. B. Umstürzen, Abstürzen, unzulässiges Verrutschen).

Störfall

Ereignis bzw. Ereignisablauf, dessen Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage nicht zu erwarten ist, gegen den die Anlage dennoch so auszulegen ist, dass die Auslegungsgrundsätze, *Nachweisziele* und *Nachweiskriterien* für die *Sicherheitsebene 3* eingehalten werden und bei dessen Eintreten der Betrieb der Anlage oder die Tätigkeit aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann.

Störfallanalyse

Analyse des Ablaufs eines *Ereignisses* der *Sicherheitsebene 3* (*Störfall*).

Störfallinstrumentierung

Einrichtung, die vor, während und nach einem *Störfall* oder einem *Ereignis*, das zu einer erhöhten *Freisetzung* radioaktiver Stoffe führen kann, die Informationen über den Zustand der Anlage erfasst, anzeigt und aufzeichnet.

Störung

Ereignis bzw. Ereignisablauf, dessen Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage häufig zu erwarten ist und bei dessen Eintreten der Betrieb der Anlage oder die Tätigkeit fortgeführt werden kann und für den die Anlage ausgelegt ist oder für den bei der Tätigkeit vorsorglich *Maßnahmen* und *Einrichtungen* vorgesehen sind (*Sicherheitsebene 2*). Synonyme: *Anomaler Betrieb*, gestörter *Betriebszustand*.

System

Synonym für *Anlagenteil*.

Systembewertung

Analysebestandteil der deterministischen *Sicherheitsanalyse* zur Überprüfung der Erfüllung von Qualitätskriterien.

Systemteil

Synonym für *Komponente*.

Systemteil, passives

Ein Systemteil ist passiv, wenn es im Anforderungsfall keine Stellungsänderung erfährt (z. B. Rohrleitungen, Behälter, Wärmetauscher). Selbsttätig wirkende Systemteile (ohne Fremdenergie, ohne Fremdsteuerung) sind dann als passiv anzusehen, wenn die Stellung des betrachteten Systemteils (z. B. Sicherheitsventil oder Rückschlagarmatur) im Rahmen des vorgesehenen Funktionsablaufes nicht verändert wird.

T**Tätigkeiten und Prozesse, sicherheitsrelevant**

Alle Tätigkeiten und Prozesse, die auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Einfluss haben können.

Teilsystem

Teil eines mehrfach (gleichartig) aufgebauten *Systems*, der partiell oder vollständig die Funktion des *Systems* erfüllt.

Tragfähigkeit

Maximal zulässige Belastbarkeit durch eine statische Last.

Transiente

Dynamisch sich entwickelndes Ungleichgewicht zwischen Leistungsfreisetzung und Leistungsabfuhr.

Trennung, räumliche

Anordnung redundanter *Teilsysteme* in räumlicher Distanz bzw. getrennt durch geeignete *bauliche Anlagenteile*.

U

Überflutung, anlageninterne

Überflutungen in Gebäuden oder auf dem Anlagengelände, die nicht auf eine *Einwirkung von außen* zurückzuführen sind.

Überwachung

Sammelbegriff für alle Arten einer kontrollierten Erfassung von physikalischen Größen einschließlich eines Vergleichs mit vorgegebenen Werten.

H i n w e i s: Die Überwachung erfolgt z. B. durch kontinuierliche Messung, diskontinuierliche Analyse von Proben oder die Berechnung von Werten durch Verknüpfung von Messwerten.

Unfall mit schwerem Kernschaden

Ereignisablauf mit schwerem Kernschaden.

Unternehmen

Die Organisation des *Genehmigungsinhabers* des Kernkraftwerks. Das Unternehmen umfasst die zum Betrieb des Kernkraftwerkes erforderlichen Personen, sächlichen Mittel und Rechte, einschließlich der Anlage selbst und der Organisation. Als Teil des Unternehmens im Sinne dieser „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ sind auch beteiligte Unternehmen, herrschende oder sonstige mit dem *Genehmigungsinhaber* verbundene Unternehmen oder Teile solcher Unternehmen anzusehen, die in der Dokumentation des *Managementsystems* des *Genehmigungsinhabers* als Teil seines Unternehmens bezeichnet werden, soweit sie Prozesse oder Tätigkeiten ausführen oder Aufgaben, Verantwortung oder Befugnisse haben, die Einfluss auf die Sicherheit des Kernkraftwerkes haben können.

Unternehmensführung

Personen oder Personengruppen, die ein *Unternehmen* auf der obersten Ebene leiten und lenken. Bei einer juristischen Person oder teilrechtsfähigen Personengesellschaft sind dies die Vorstände, Geschäftsführer oder ein sonstiges Organ dieser Gesellschaft, das durch Gesetz, Satzung oder Vertrag zur Vertretung berechtigt ist. Von der *Unternehmensführung* abzugrenzen sind alle sonstigen Personen, die mit Managementaufgaben betraut sind, und die Ausführungsebene (alle Personen, die sicherheitsrelevante Tätigkeiten ausführen).

V

Validierung

Überprüfung der Gültigkeit und Genauigkeit der erzielbaren Ergebnisse von Berechnungen durch Beispiele mit exakten analytischen Lösungen oder durch Experimente oder durch andere überprüfte Berechnungsverfahren.

Verifizierung

Bestätigung durch Bereitstellung eines objektiven Nachweises, dass festgelegte Kriterien erfüllt worden sind.

Verriegelung

Vorkehrung, mittels derer Funktionen von *Einrichtungen*, die bei spezifizierten Betriebs- oder Störfallbedingungen unzulässig sind, leit- oder verfahrenstechnisch blockiert werden.

Versagen

Nicht- oder Fehlfunktion bei Anforderung aktiver *Systeme* bzw. Verlust der *Integrität* bzw. *Funktionsfähigkeit* bei passiven *Systemen*.

Versagensgrenze

Derjenige Wert einer Zustandsgröße von *Anlagenteilen*, bei dem kein *Sicherheitsabstand* zum Verlust geforderter Eigenschaften besteht.

Verschleppung radioaktiver Stoffe

Unbeabsichtigte Weiterverbreitung offener radioaktiver Stoffe.

Versorgungseinrichtung/system

System zur Bereitstellung von z. B. elektrischer Energie, Deionat, Hilfsdampf, Kühlwasser, Wärme, Kälte, Druckluft oder anderen technischen Gasen bzw. Schmiermitteln.

Vorsorgemaßnahme

Maßnahme(n) u n d / o d e r *Einrichtung(en)*, bei deren Vorhandensein der Eintritt eines *Ereignisses* als so unwahrscheinlich nachgewiesen ist, dass er nicht mehr unterstellt zu werden braucht.

W**Warte**

Der zentrale Ort von dem der Betrieb eines Kernkraftwerksblockes überwacht und gesteuert wird. Zur Warte zählen der Wartenraum und die Wartennebenräume.

Z**Zustandsbegrenzung**

Siehe *Begrenzungseinrichtung*.

Zuverlässigkeit (von Personen)

Eine Person besitzt die erforderliche Zuverlässigkeit, wenn sie auf Grund ihrer persönlichen Eigenschaften, ihres Verhaltens und ihrer Fähigkeiten zur ordnungsgemäßen Erfüllung der ihr obliegenden Aufgaben geeignet ist.