

ilk

**INTERNATIONALE
LÄNDERKOMMISSION
KERNTECHNIK**

Baden-Württemberg · Bayern · Hessen



Grundlegende Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke

(Beilage zu ILK-31)

English version also available

September 2008

INHALT

	Präambel.....	3
1	Sicherheitsgrundsätze.....	5
2	Anforderungen an die Auslegung (Sicherheitsebenen 1–3)	9
2.1	Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Schutzziele.....	9
2.2	Barrieren	10
2.3	Sicherheitsfördernde Grundsätze	11
2.4	Repräsentatives Ereignisspektrum	14
2.5	Anforderungen an Sicherheitsfunktionen	14
2.5.1	Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“	15
2.5.2	Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“	17
2.5.3	Schutzziel „Aktivitätsrückhaltung“	21
2.6	Systemtechnische Anforderungen an den Sicherheitseinschluss	22
2.7	Anforderungen an Systeme mit Querschnittsfunktion	23
2.8	Handhabung und Lagerung von Brennelementen und anderen radioaktiven Stoffen	26
2.9	Übergreifende Einwirkungen	27
2.10	Sicherheitsbezogene Klassifizierung von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten.....	28
3	Risikominderung (Sicherheitsebene 4).....	29
3.1	Grundlegendes.....	29
3.2	Teilebene 4a.....	30
3.3	Teilebenen 4b und 4c.....	30
4	Deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen	31
4.1	Nachweis der Sicherheit.....	31
4.2	Deterministische Sicherheitsanalyse	32
4.3	Probabilistische Sicherheitsanalyse.....	34

5	Sicherheitsüberprüfungen.....	36
6	Organisation des Betriebs von Kernkraftwerken.....	37
6.1	Unternehmensgrundsätze für Sicherheit.....	37
6.2	Organisation des Anlagenbetreibers.....	37
6.3	Schulung und Befugnisse des Betriebspersonals.....	38
6.4	Integriertes Managementsystem.....	39
6.5	Änderungen der Anlage.....	40
6.6	Instandhaltung.....	41
6.7	Anlageninterne Vorbereitungen für Notfälle.....	42
7	Sicherheitsdokumentation.....	43
7.1	Anweisungen zu Störfallbeherrschung und anlageninternem Notfallschutz.....	45
7.2	Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebes.....	46
8	Untersuchung besonderer Vorkommnisse und Erfahrungsrückfluss.....	46
	Anhang 1: Schutzziele, Teilschutzziele und Sicherheitsfunktionen.....	48
	Anhang 2: Zu berücksichtigende einleitende Ereignisse.....	50
	Anhang 3: VO-Ereignisse.....	53
	Anhang 4: Spezielle sehr seltene Ereignisse.....	56
	Abkürzungsverzeichnis.....	57
	Referenzen.....	58

Präambel

- (0) Die vorliegenden grundlegenden Sicherheitsanforderungen richten sich auf die im Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke. Sie beinhalten auch auslegungs- und fertigungsbezogene Anforderungen, wobei der Anwendungsbereich hier eingeschränkt ist, da nach §7 Abs. 1 Satz 2 des Atomgesetzes (AtG) für die Errichtung und den Betrieb neuer Kernkraftwerke keine Genehmigungen mehr erteilt werden. Sie beziehen sich daher vor allem auf Nachrüstungen, Bewertungen im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen, Änderungen an den Anlagen oder deren Betriebsweise, Bearbeitung von meldepflichtigen Ereignissen, Überprüfungen im Rahmen der Bearbeitung von Weiterleitungsnachrichten sowie auf sicherheitstechnische Nachweise zur Beherrschung von Störfällen aufgrund neuer Erkenntnisse.
- (1) Nach dem Atomgesetz ist bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie der Schutz von Leben, Gesundheit und Sachgütern vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu gewährleisten. Der Nachweis der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Schadensvorsorge war Voraussetzung für die Erteilung der Genehmigungen zur Errichtung und zum Betrieb der deutschen Kernkraftwerke.
- (2) Die Anforderungen zum Schutz von Mensch und Umwelt vor radioaktiven Stoffen oder ionisierender Strahlung bei zielgerichteten Tätigkeiten der Nutzung der Kernenergie sind in der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) festgelegt. Danach müssen diese Tätigkeiten den Strahlenschutzgrundsätzen der Rechtfertigung, der Dosisbegrenzung sowie der Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung entsprechen.
- (3) Die vorliegenden grundlegenden Sicherheitsanforderungen beschreiben die grundlegenden technischen und organisatorischen Vorkehrungen, die bei bestehenden Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor zu erfüllen sind, um die gemäß §7 Abs. 2 Nr. 3 AtG erforderliche Vorsorge gegen Schäden zu gewährleisten und insbesondere die in der StrlSchV festgelegten radiologischen Grundsätze und Anforderungen zu erfüllen. Darüber hinaus enthalten die grundlegenden Sicherheitsanforderungen Grundsätze für den Umgang mit auslegungsüberschreitenden Ereignissen und Anlagenzuständen.
- (4) Die grundlegenden Sicherheitsanforderungen sollen insbesondere die folgenden Regeln und Richtlinien abdecken:
 - die BMI-Sicherheitskriterien und die Störfall-Leitlinien, soweit diese Dokumente hinsichtlich des Detaillierungsgrades als grundlegende Anforderun-

- gen anzusehen sind,
- die wesentlichen Inhalte der WENRA-Referenzniveaus.
- (5) Hinsichtlich des Detaillierungsgrades verstehen sich die grundlegenden Sicherheitsanforderungen als Rahmen für das technische Regelwerk, der inhaltlich in der Hierarchie zwischen den übergeordneten Anforderungen des AtG und der Strahlenschutzverordnung einerseits sowie andererseits der Gesamtheit der stärker am Detail orientierten Anforderungen, wie insbesondere den KTA-Fachregeln, steht. Ziel ist, die übergeordneten Anforderungen des Atom- und Strahlenschutzrechts zu konkretisieren und die grundlegenden untergesetzlichen Anforderungen der Sicherheitskriterien, der Störfall-Leitlinien und der RSK-Leitlinien zusammenzuführen. Daher werden alle sicherheitstechnisch wichtigen Themenbereiche zumindest kurz angesprochen, auch wenn diese im gültigen Regelwerk auf vergleichbarem Detaillierungsniveau schon hinreichend geregelt sind.

1 Sicherheitsgrundsätze

- (1) Der sichere Betrieb eines Kernkraftwerkes erfordert einen ganzheitlichen Ansatz, der die Einflüsse von Mensch, Technik und Organisation auf die Sicherheit berücksichtigt. Dieser Ansatz muss die folgenden Grundelemente beinhalten:
 - Eine Anlagenauslegung auf der Grundlage bewährter Technik, die dem Gefährdungspotential der in Kernkraftwerken vorhandenen radioaktiven Stoffe durch Anwendung eines wirksamen und zuverlässigen gestaffelten Sicherheitskonzepts begegnet,
 - Sicherheitsnachweise, welche die Erfüllung der an die Sicherheitsauslegung gestellten Anforderungen mit hoher Gewissheit gewährleisten,
 - systematische organisatorische und auf die Qualifikation des Personals bezogene Maßnahmen sowie ergonomische Vorkehrungen¹ zum Erreichen eines sicherheitsgerichteten Zusammenwirkens von Mensch und Technik.
- (2) Die Verantwortung für die Gewährleistung der Sicherheit liegt beim Betreiber² des Kernkraftwerkes. Aus dieser Verantwortung heraus hat der Betreiber dafür zu sorgen, dass Sicherheitsfragen in allen betrieblichen Aktivitäten Vorrang haben. Die für den Vollzug des Atomrechts verantwortlichen Länder- und Bundesbehörden sollen ihre Aufgaben so wahrnehmen, dass der Betreiber in der eigenverantwortlichen Wahrnehmung dieser Aufgabe gestärkt wird.
- (3) Die radioaktiven Stoffe im Reaktor und in gelagerten bestrahlten Brennelementen sind durch mehrere Barrieren sicher einzuschließen. Die erforderliche Anzahl und die Auslegung der Barrieren sind am Gefährdungspotential der eingeschlossenen radioaktiven Stoffe und am Potential ihrer Freisetzung zu bemessen.
- (4) Um die Funktion der Barrieren zu schützen, ist ein gestaffeltes Sicherheitskonzept³ anzuwenden, das vorrangig eine zuverlässige Schadenverhütung gewährleistet und darüber hinaus gestaffelte Vorkehrungen

1 Der Begriff „Vorkehrung“ wird in diesem Dokument benutzt, wenn es um einen Verbund von Maßnahmen und technischen Einrichtungen bzw. technischen Lösungen geht oder wenn eine alternative Anwendung von Maßnahmen oder technischen Einrichtungen bzw. Lösungen in Frage kommt.

2 Betreiber ist derjenige, der eine Genehmigung zum Betrieb eines Kernkraftwerkes besitzt und dort als Inhaber der Anlage bezeichnet ist. Gibt es mehrere Inhaber der Betriebsgenehmigung, so ist derjenige Betreiber, der die tatsächliche Sachherrschaft über die betriebene Anlage ausübt und das wirtschaftliche Risiko trägt.

3 Die Bezeichnung „gestaffeltes Sicherheitskonzept“ wird in der deutschen kerntechnischen Fachsprache üblicherweise für das im Englischen als „defence-in-depth“ bezeichnete Konzept mehrerer „Verteidigungslinien“ (level of defence) benutzt.

zur Beherrschung von Schadenereignissen bzw. zur Begrenzung von Schadenfolgen umfasst.

Das gestaffelte Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke beinhaltet vier Sicherheitsebenen, wobei die vierte Sicherheitsebene in drei Teilebenen untergliedert ist (Bild 1). Diese Sicherheitsebenen werden durch Ereignisklassen⁴ definiert, welche unter Berücksichtigung der Häufigkeit von Ereignissen bzw. Anlagenzuständen gebildet werden und die vernünftigerweise vorstellbare Anlagenzustände vom Normalbetrieb bis hin zu extrem unwahrscheinlichen Situationen abdecken.

Den Ereignisklassen sind technische Ziele und Akzeptanzkriterien für Sicherheitsnachweise zugeordnet.

- (5) Mit Hilfe der im Rahmen des gestaffelten Sicherheitskonzepts getroffenen Vorkehrungen sind insbesondere die folgenden Schutzziele zu erreichen:

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente
- Aktivitätsrückhaltung

Dazu müssen die Kernkraftwerke über Sicherheitsfunktionen verfügen, deren Wirksamkeit und Zuverlässigkeit nach den in Absatz 1(4) formulierten Grundsätzen bemessen wird.

- (6) Die Sicherheitsebenen 1 bis 3 definieren den Auslegungsbereich. Für diesen Bereich sind für die Bemessung der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen folgende Kriterien anzuwenden:

- Die Anforderungen der Strahlenschutzverordnung müssen bei allen Ereignissen bzw. Anlagenzuständen eingehalten werden.
- Ein Übergang von Ereignissen bzw. Anlagenzuständen in die nächst höhere Ereignisklasse soll vermieden werden.
- Eine Ausweitung zu einem auslegungsüberschreitenden Anlagenzustand⁵ muss nach dem Maßstab praktischer Vernunft ausgeschlossen sein⁶.

4 Der Begriff „Ereignisklasse“ wird hier sowohl für Klassen von Ereignissen im eigentlichen Sinn (insbesondere die in den Anhängen 2-4 aufgeführten Ereignisse) als auch für Klassen von Anlagenzuständen (z. B. Normalbetrieb sowie auslegungsüberschreitende Anlagenzustände) benutzt.

5 Anlagenzustände, die der Sicherheitsebene 4 zuzurechnen sind.

6 Damit ist durch die Sicherheitsebenen 1-3 die nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge getroffen.

- (7) Die Sicherheitsebene 4 definiert den auslegungüberschreitenden Bereich. Ihr sind Ereignisse bzw. Anlagenzustände zugeordnet, die wegen ihrer extrem geringen Eintrittswahrscheinlichkeit bzw. wegen der auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 getroffenen Schadensvorsorge praktisch ausgeschlossen sind.

Die zugehörigen Maßnahmen zielen auf die Minderung verbleibender Risiken. Die Maßnahmen gliedern sich in Maßnahmen zum Schutz vor speziellen sehr seltenen Ereignissen (Teilebene 4a) und in Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (Teilebenen 4b und 4c).

- (8) Das gestaffelte Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke soll in dem Sinne ausgewogen gestaltet werden, dass die Maßnahmen und Einrichtungen zur Gewährleistung der Sicherheit den Risiken entsprechen, denen sie begegnen. Soweit praktikabel, sollte der Grundsatz angewandt werden, dass häufigere Ereignisse mit insgesamt größeren Sicherheitsreserven⁷ zu beherrschen sind als seltene Ereignisse und dass Ereignisse mit potentiell schwereren Folgen entsprechend geringere Eintrittshäufigkeiten aufweisen müssen.
- (9) Die in den folgenden Kapiteln dargestellten Anforderungen konkretisieren die in den Absätzen 1(1) bis 1(8) formulierten Sicherheitsgrundsätze. Bei ihrer Anwendung auf existierende konstruktive Ausführungen können diese konkretisierten Anforderungen im Bereich von Auslegung und Fertigung in bestimmten Fällen nicht bzw. nicht vollständig anwendbar sein. In solchen Fällen sind andere Maßnahmen zulässig, wenn diese unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen und Betriebsbewährung ein äquivalentes Sicherheitsniveau gewährleisten.

7 Unter Sicherheitsreserven werden hier die integralen Reserven verstanden, die sich zusammensetzen aus Sicherheitszuschlägen und anderen konservativen Annahmen sowie aus dem Potential der Maßnahmen, die in der jeweiligen Situation für eine Beherrschung noch zur Verfügung stehen.

Sicherheits-ebene	Anlagenzustände, Ereignisse	Häufigkeiten ^{a)} der Anlagenzustände bzw. Ereignisse	Technische Einrichtungen ^{b)} und Maßnahmen	Strahlenschutzanforderungen	Auslegungsbereich / Vorsorge
1	Bestimmungs-gemäßer Betrieb Normalbetrieb (mit Instandhaltung) und Revision	andauernd	Betriebsystem c) Strahlungssysteme und Komponenten Strahlungsüberwachung, Sicherheits-Informationssystem, Begrenzungseinrichtungen	§ 46 StrlSchV	
		gelegentlich ¹⁾			
2	Anomaler Betrieb (Störungen)	gelegentlich ¹⁾			
3	Storfälle	selten ²⁾	Sicherheitssystem	§ 49 StrlSchV	
4a	Spezielle sehr seltene Ereignisse	sehr selten ¹⁾	Spezielle Maßnahmen		auslegungsüberschreitender Bereich
4b	Auslegungsüberschreitende Anlagenzustände ohne schwere Kernschäden	sehr selten ³⁾	Maßnahmen zum Vermeiden von schweren Kernschäden Maßnahmen zur Minderung der Freisetzung radioaktiver Stoffe	Risikominderung Minderung der Strahlenexposition	
		extrem selten ⁴⁾			
4c	Anlagenzustände mit Versagen aller präventiven Maßnahmen, schwere Kernschäden	extrem selten ⁴⁾			
Schadenszustände mit relevanten Auswirkungen auf die Umgebung					
Notfallpläne / Katastrophenschutz					

- a) Orientierungswerte für Häufigkeiten von Ereignissen/Zuständen (pro Jahr und Anlage): 1) $>=10^{-2}$; 2) 10^{-2} - 10^{-5} ; 3) 10^{-5} - 10^{-6} ; 4) $<10^{-6}$
- *) Zuordnung aufgrund besonderer Überlegungen; getroffene Maßnahmen teilweise nicht durch Anforderungshäufigkeit begründbar.
- b) Beispiele mit Einordnung nach sicherheitstechnischer Bedeutung bzw. Ausführungsanforderung
- c) Einzelne Sicherheitseinrichtungen können bereits auf Sicherheitsebene 2 eingreifen.

Bild 1: Gestaffeltes Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke

2 Anforderungen an die Auslegung (Sicherheitsebenen 1-3)

2.1 Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Schutzziele

- (1) In Kernkraftwerken ist ein gestaffeltes Sicherheitskonzept mit folgenden Grundelementen anzuwenden:
 - Barrieren zum wirksamen Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktor und in gelagerten bestrahlten Brennelementen, deren Anzahl und Auslegung unter Anwendung der in den Absätzen 1(3) und 1(8) dargestellten Grundsätze vorgenommen wird,
 - gestaffelte Vorkehrungen, um Schäden an den Barrieren im bestimmungsgemäßen Betrieb oder bei Störfällen nach Möglichkeit zu verhindern sowie die Ereignisabläufe ohne unzulässige Beeinträchtigung der Rückhaltung radioaktiver Stoffe zu beherrschen, falls es dennoch zu Einschränkung oder Verlust von Barrierenfunktionen kommt,
 - flankierende Vorkehrungen zur Minimierung von Strahlenexpositionen, wie insbesondere die kontrollierte Begrenzung bzw. Reduzierung radioaktiver Ableitungen, permanente und temporäre Abschirmungen zum Schutz vor Direktstrahlung, Maßnahmen zur Vermeidung von Kontaminationen sowie Vorkehrungen zur Probenahme und zur Strahlenschutzüberwachung.
- (2) Das Erreichen der in Absatz 1(5) genannten Schutzziele - Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente und Aktivitätsrückhaltung - ist sowohl im bestimmungsgemäßen Betrieb als auch bei Störfällen zu gewährleisten.
- (3) Soweit das Erreichen der Schutzziele nicht bereits durch grundlegende und unveränderliche Konstruktionsmerkmale der jeweiligen Reaktorbaulinie gewährleistet ist, müssen Kernkraftwerke dafür über spezifische Sicherheitsfunktionen verfügen. Die für das Erreichen der Schutzziele bei Störungen und Störfällen in deutschen Kernkraftwerken mit Druck- bzw. Siedewasserreaktor zu realisierenden Sicherheitsfunktionen sind in Anhang 1 aufgeführt. Die grundlegenden Anforderungen an diese Funktionen finden sich in Kapitel 2.5.
- (4) Maßgeblich für die Beurteilung der Erfüllung des Schutzziels „Aktivitätsrückhaltung“ und der flankierenden Vorkehrungen zur Minimierung von Strahlenexpositionen sind die Bestimmungen der Strahlenschutzverordnung. Die in Kapitel 2.5 diesbezüglich aufgeführten Anforderungen an Sicherheitsfunktionen dienen dabei zur Konkretisierung des Minimierungsgebots.

2.2 Barrieren

- (5) Barrieren zum wirksamen Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktor sind:
- die Brennstoffmatrix und die Brennstabhüllen,
 - die druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels (DFU) ,
 - der Sicherheitseinschluss⁸.
- (6) Einrichtungen und systemtechnische Funktionen zur Unterstützung der Rückhaltefunktionen der Barrieren sind in ihrer Wirkung als Teil der Barrierenfunktion zu berücksichtigen. Solche Einrichtungen bzw. Funktionen sind insbesondere:
- Fixieren von Radionukliden in Feststoffen (z. B. Keramik),
 - Unterdruckstaffelung und zugehörige Rückhalteeinrichtungen,
 - Trennung von aktivitätsführenden und nicht aktivitätsführenden Systemen,
 - Wasserüberdeckung beim Nichtleistungsbetrieb bei geöffnetem Primärsystem sowie bei der Lagerung von Brennelementen im Lagerbecken,
 - Schutzwirkung des Reaktorgebäudes und anderer Gebäude gegen luftgetragene bzw. flüssige Freisetzung.
- (7) Falls bei betrieblichen Vorgängen einzelne Barrieren geöffnet werden oder nicht zur Verfügung stehen, muss der sichere Einschluss der radioaktiven Stoffe mittels der verbleibenden Barrieren und weiterer Rückhaltefunktionen sowie, falls dies nicht ausreicht, durch zusätzliche flankierende Vorkehrungen gewährleistet werden.
- (8) Die Barrieren sollen soweit voneinander unabhängig sein, dass bei Störfällen mit auslegungsgemäßer Wirksamkeit der Sicherheitsfunktionen eine Barriere nicht als Folge des Ausfalls einer anderen Barriere versagt.

Bei Störfällen mit Leck der druckführenden Umschließung ist jedoch ein Versagen von Brennstabhüllrohren zulässig, sofern die Störfallplanungswerte gemäß § 49 StrlSchV nicht überschritten werden.

Für die Barrieren sind technische Kriterien festzulegen, deren Einhaltung eine den jeweiligen Sicherheitsebenen angemessene Barrierenintegrität gewährleistet.

8 Der Sicherheitseinschluss beinhaltet die Komponente Sicherheitsbehälter sowie Sicherheitsfunktionen zu seinem Abschluss im Bedarfsfall.

2.3 Sicherheitsfördernde Grundsätze

- (9) Es sind sicherheitsfördernde Auslegungs-, Fertigungs- und Betriebsgrundsätze anzuwenden, wie insbesondere
- eine umfassende Qualitätssicherung,
 - Sicherheitszuschläge bei der Auslegung baulicher Anlagenteile, Systeme und Komponenten,
 - die Verwendung überprüfter Werkstoffe,
 - ergonomische Maßnahmen an den Arbeitsplätzen,
 - sichere Überwachung der Betriebszustände,
 - Durchführung wiederkehrender Prüfungen in angemessenem Umfang,
 - Instandhaltungsfreundlichkeit unter besonderer Berücksichtigung der Strahlenexposition des Personals.
- (10) Die Konstruktion druckführender Komponenten, die eine besondere Bedeutung für die Reaktorsicherheit besitzen bzw. deren Versagen schwere anlageninterne Schäden nach sich ziehen kann⁹, muss optimiert sein hinsichtlich Funktion, Beanspruchung, Werkstoff, Herstellung (Fertigung und Prüfung), sowie Instandhaltung.
- (11) Die druckführende Umschließung¹⁰ (DFU) des Reaktorkühlmittels muss in der Lage sein, alle betrieblichen und aus Störfällen resultierenden Belastungen

9 Zu diesen Komponenten zählen die Komponenten der druckführenden Umschließung (DFU) des Reaktorkühlmittels - bei DWR auch der Sekundärmantel von Dampferzeugern - sowie drucktragende Wandungen sonstiger druck- und aktivitätsführender Systeme und Komponenten, die eine spezifische sicherheitstechnische Bedeutung besitzen (äußere Systeme), weil sie z. B. für die Abschaltung, Aufrechterhaltung langfristiger Unterkritikalität und unmittelbare Nachwärmeabfuhr bei Störfällen benötigt werden oder weil bei unterstelltem Versagen große Energien freigesetzt, Funktionen von Sicherheitseinrichtungen beeinträchtigt oder schwere anlageninterne Schäden verursacht werden können,

10 Bei DWR gehören zur DFU insbesondere der Reaktordruckbehälter, die Primärkühlmittel führenden Teile der Dampferzeuger, der Druckhalter, die Hauptkühlmittelpumpengehäuse, verbindende Rohrleitungen, abgehende Rohrleitungen mit größeren Nennweiten bis einschließlich erster Absperrarmatur sowie integrale Bereiche von Komponentenstützkonstruktionen. Der Sekundärmantel der Dampferzeuger ist hinsichtlich der Werkstoffwahl, der Auslegungsgrundsätze, der Qualitätssicherung, der Fertigungskontrolle und der wiederkehrenden Prüfungen ebenso wie die druckführende Umschließung zu behandeln.

Bei SWR gehören zur DFU insbesondere der Reaktordruckbehälter, die zum gleichen Druckraum wie der Reaktordruckbehälter gehörenden Rohrleitungen bis einschließlich erster Absperrarmatur bzw. den Sicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen bis einschließlich erster außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordneter Absperrarmatur, die druckführenden Wandungen der Steuerrelementantriebe, der Kerninstrumentierung und der Zwangsumwälzpumpen sowie integrale Bereiche von Komponentenstützkonstruktionen.

über die gesamte Lebensdauer der Anlage abzutragen. Dies ist nachzuweisen unter Berücksichtigung

- der Basissicherheit der Komponenten resultierend aus
 - hochwertigen Werkstoffeigenschaften, insbesondere hinsichtlich Zähigkeit,
 - konservativer Begrenzung der primären Spannungen,
 - Vermeidung von Spannungsspitzen durch optimale Konstruktion,
 - Gewährleistung der Anwendung optimaler Herstellungs- und Prüftechnologien,
 - Kenntnis und Beurteilung ggf. vorliegender Fehlerzustände und
 - Berücksichtigung des Betriebsmediums.
- der relevanten Bedingungen während des Betriebes wie Belastungen, Überwachung.

Postulate für Brüche der DFU, für welche Störfallanalysen durchzuführen sind, sind unter Berücksichtigung dieser Nachweise zu definieren.

Sind die Anforderungen zur Basissicherheit nicht vollständig erfüllbar, so sind Kompensationsmaßnahmen gemäß der Rahmenspezifikation "Basissicherheit von druckführenden Komponenten" [RSK-1979] zu treffen.

- (12) Zur Beherrschung von anomalen Betriebszuständen (Störungen) werden neben dem Betriebssystem und einzelnen Sicherheitseinrichtungen insbesondere auch leittechnische Begrenzungseinrichtungen eingesetzt (siehe Bild 1). Diese Einrichtungen sind so auszulegen, dass eine Ausweitung von Störungen zu Störfällen zuverlässig vermieden wird und dass ihr postulierter Ausfall die Funktion sicherheitstechnischer Systeme nicht beeinträchtigt.
- (13) Zur Gewährleistung einer hohen Zuverlässigkeit der Einrichtungen zur Beherrschung von Störfällen sind bei deren Auslegung die folgenden Grundsätze anzuwenden:
 - Verwendung von qualifizierten Komponenten mit Betriebsbewährung oder entsprechender experimenteller Absicherung,
 - Verfügbarkeit der Sicherheitsfunktionen auch bei Annahme eines zufälligen Einzelfehlers sowie bei sachgerechter Überlagerung¹² von Einzelfehler und Instandhaltung,

12 Postulat des Instandhaltungsfall gem. Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Einzelfehlerkonzept [SiKri-Einzelfehler]

- Verfügbarkeit der Sicherheitsfunktionen auch bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung aus dem Kraftwerksgenerator und der Versorgung aus dem Fremdnetz,
- Störfallfestigkeit,
- Prüfbarkeit,
- weitgehend automatische oder passive Aktivierung, so dass Eingriffe des Betriebspersonals innerhalb von 30 Minuten nach Ereigniseintritt mit Anzeige bzw. Meldung auf der Warte nicht erforderlich sind,
- Vorrang der Maßnahmen zur Störfallbeherrschung vor Aktionen betrieblicher Einrichtungen,
- Vermeidung redundanzübergreifender Schäden,
- Unterstellung von Folgeschäden bei Beurteilung von Systemwirksamkeiten,
- Beschränkung der Berücksichtigung sicherheitsgerichteter Systemeingriffe auf Sicherheitseinrichtungen.

Weitere zuverlässigkeitsfördernde Grundsätze kommen im Rahmen deterministischer Sicherheitsanalysen zur Anwendung (siehe Kapitel 4.2).

- (14) Soweit zur Optimierung der Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen zweckmäßig und verhältnismäßig, sollen bei deren Auslegung ferner die folgenden Grundsätze angewandt werden:
- Anwendung anerkannter Prinzipien zur Vermeidung redundanzübergreifender Ausfälle, wie insbesondere Diversität, weitgehende Entkopplung von Teilsystemen und räumliche Trennung redundanter Teilsysteme,
 - inhärente Eigenschaften der Anlage,
 - sicherheitsgerichtetes Verhalten bei Fehlfunktion von Teilsystemen oder Anlageteilen (Fail-Safe-Prinzip),
 - Bevorzugung passiver gegenüber aktiven Sicherheitsfunktionen, wenn dadurch eine höhere Zuverlässigkeit, eine geringere Störungsanfälligkeit oder eine Reduzierung der Strahlenexposition erreicht werden können.
- (15) Die sicherheitstechnischen Aufgaben aller baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten sowie deren an der sicherheitstechnischen Bedeutung ausgerichteten Qualitätsanforderungen müssen klar definiert und dokumentiert sein.

2.4 Repräsentatives Ereignisspektrum

- (16) Für jede Anlage ist ein Spektrum repräsentativer anlageninterner sowie natürlicher und zivilisationsbedingter externer Ereignisse festzulegen, welche im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen und - soweit relevant - von Genehmigungsverfahren zu berücksichtigen sind. Diese repräsentativen Ereignisse müssen die aufgrund ihrer Eintrittshäufigkeit (siehe Bild 1) den Sicherheitsebenen 2 und 3 zuzuordnenden Ereignisse mit potentiellen Gefährdungen der Schutzziele abdecken.

Grundsätzlich sind

- bei der Auswahl der repräsentativen Ereignisse wenigstens die in den Anhängen 2 und 3 aufgeführten Ereignisse zu berücksichtigen,
- die repräsentativen Ereignisse den Ereignisklassen bzw. Sicherheitsebenen gemäß Anhang 2 zuzuordnen.

Abweichungen bei Ereignisauswahl und -zuordnung sind zu begründen, wobei ggf. auch die Relevanz vernachlässigter Ereignisse darzulegen ist.

- (17) Die Zuordnung von Ereignissen zu Ereignisklassen gemäß Anhang 2 mit den in Bild 1 genannten Häufigkeitsbereichen soll in angemessenen Abständen auf Konsistenz überprüft werden.
- (18) Grundsätzlich sind für alle repräsentativen Ereignisse Störfallanalysen durchzuführen, um das Erreichen der Schutzziele und die Erfüllung der Anforderungen der StrlSchV nachzuweisen. Für die in Anhang 3 genannten Ereignisse sind solche Analysen jedoch nicht erforderlich, wenn Vorsorgemaßnahmen¹³ zum Ausschluss des Ereignisses oder zu seiner Beherrschung ohne relevante radiologische Folgen getroffen werden, deren Wirksamkeit und Zuverlässigkeit - ggf. auch mit Hilfe einer PSA - nachgewiesen ist. Geeignete Vorsorgemaßnahmen sind ebenfalls in Anhang 3 genannt.

2.5 Anforderungen an Sicherheitsfunktionen

- (19) Grundsätzlich können die nach den Absätzen 1(5) und 2(3) zu gewährleisten den Sicherheitsfunktionen in unterschiedlicher Weise durch Konstruktionsmerkmale, inhärente Eigenschaften bzw. durch passive oder aktive Vorkehrungen realisiert werden. Die folgenden Anforderungen beziehen sich auf in deutschen Anlagen vorhandene Auslegungskonzeptionen.

13 Diese Ereignisse werden in Anlehnung an die Störfall-Leitlinien auch mit der Abkürzung VO gekennzeichnet.

- (20) In Anhang 1 ist der im dem vorliegenden Dokument zugrunde gelegte Satz von Sicherheitsfunktionen für deutsche Kernkraftwerke und seine Zuordnung zu Teilschutzzielen dargestellt¹⁴. Im Folgenden werden die wesentlichen ausführungsunabhängigen Anforderungen an diese Sicherheitsfunktionen beschrieben, soweit diese für das Erreichen der Schutzziele bei anlageninternen Einzelereignissen auf Sicherheitsebene 2 und 3 von Bedeutung sind.

Diese Anforderungen sind nach Teilschutzzielen geordnet. Dabei sind Sicherheitsfunktionen, die für das Erreichen mehrerer Teilschutzziele benötigt werden, nur bei einem Teilschutzziel aufgeführt, bei anderen wird darauf verwiesen. Auf schutzzielübergreifende Sicherheitsfunktionen wird separat eingegangen.

2.5.1 Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“

Teilschutzziel: Kontrolle der Änderungen von Reaktivität und Leistung im Kern

Sicherheitsfunktion: Inhärente Selbststabilisierung

- (21) Der Reaktorkern ist so auszulegen, dass - neben dem negativen Reaktivitätskoeffizienten der Brennstofftemperatur - im Nennbetriebszustand und bei Temperaturen über Nenntemperatur auch der Reaktivitätskoeffizient der Kühlmitteltemperatur negativ ist und dass eine etwaige Verminderung der Kühlmitteldichte infolge Druckabsenkung eine negative Rückwirkung auf die Reaktivität und die Reaktorleistung hat.

Grundsätzlich sind diese Anforderungen auch für Anlagenzustände unterhalb der Nenntemperatur zu erfüllen. Ist dies bezüglich der Kühlmitteltemperatur- und Kühlmitteldichterückwirkung während Zyklusbeginn vorübergehend nicht praktikabel, so ist nachzuweisen, dass der daraus resultierende zusätzliche Leistungsbeitrag bei Störfällen nicht zu einer Verletzung von Akzeptanzkriterien führt.

Sicherheitsfunktion: Begrenzung von Reaktivität, Leistung und Leistungsdichte

- (22) Die Einrichtungen zur Steuerung und Abschaltung des Reaktors müssen alle

14 Bei der konkreten Definition von Sicherheitsfunktionen und insbesondere bei deren Zuordnung zu Teilschutzzielen, finden sich in der Literatur und in der Praxis Unterschiede. Die in diesem Kapitel und im Anhang gegebenen Definitionen und Zuordnungen lehnen sich an die Praxis neuerer Sicherheitsüberprüfungen deutscher Kernkraftwerke an. Sie gehen davon aus, dass Eigenschaften der physikalischen Barrieren selbst (z. B. die Integrität der Brennstabhüllen) sowie Vorkehrungen gegen übergreifende Einwirkungen und Langzeiteffekte nicht den Sicherheitsfunktionen zugeordnet sondern gesondert behandelt werden.

im bestimmungsgemäßen Betrieb oder bei Störfällen möglichen Reaktivitätsänderungen beherrschen, so dass die für diese Anlagenzustände jeweils spezifizierten Grenzwerte für das Reaktorsystem nicht überschritten werden. Die physikalische Wirksamkeit und Fahrgeschwindigkeit sowohl von einzeln als auch von gemeinsam fahrenden Steuerelementen sowie anderer reaktivitätssteuernder Einrichtungen¹⁵ sind so zu begrenzen, dass auch bei fehlerhaftem Fahrbefehl die jeweils spezifizierten Grenzwerte für das Reaktorsystem eingehalten werden.

- (23) Technisch mögliche Reaktivitätshübe müssen so begrenzt sein, dass ein Überschreiten spezifizierter Grenzwerte für Kritikalität und Integrität der Brennelemente unter Berücksichtigung der ggf. getroffenen Gegenmaßnahmen ausgeschlossen werden kann.

Teilschutzziel: Nachhaltige Beendigung der Kettenreaktion im Kern

Sicherheitsfunktion: Reaktorabschaltung

- (24) Der Reaktor muss Abschalteinrichtungen besitzen, die den Reaktor aus jedem Anlagenzustand des bestimmungsgemäßen Betriebs und bei Störfällen in einen unterkritischen Zustand bringen und unterkritisch halten können.
- (25) Wenigstens eine Abschalteinrichtung - das Schnellabschaltssystem - muss in der Lage sein, den Reaktor bei allen Störungen und Störfällen erforderlichenfalls alleine so schnell in den unterkritischen Zustand zu bringen, dass die jeweils zulässigen Grenzwerte für das Reaktorsystem nicht überschritten werden.
- (26) Wenigstens eine Abschalteinrichtung muss in der Lage sein, die Überschreitung der jeweils zulässigen Grenzwerte für das Reaktorsystem auch dann zu verhindern, wenn die zuerst anstehende automatische Anregung zur Abschaltung ausfällt.
- (27) Bei Störfällen, für deren Beherrschung eine Schnellabschaltung benötigt wird, muss die Abschaltreaktivität auch dann eine ausreichende Abschaltreserve enthalten, wenn die Nichtverfügbarkeit des reaktivitätswirksamsten Steuerelements als Einzelfehler unterstellt wird.

Sicherheitsfunktion: Langfristiges Halten im unterkritischen Zustand

- (28) Die Abschalteinrichtungen müssen in der Lage sein, den Reaktor langfristig¹⁶ unterkritisch zu halten.

¹⁵ Insbesondere die Umwälzpumpen bei SWR

¹⁶ d.h. bei kaltem, xenonfreien Kern

- (29) Grundsätzlich soll es nach einer Abschaltung nicht zu einer unbeabsichtigten Rekritikalität kommen. Ist eine vorübergehende Rekritikalität in bestimmten Ausnahmefällen nicht zu vermeiden, ist sicherzustellen, dass die für Brennstoff und Komponenten spezifizierten Grenzwerte nicht überschritten werden.

Teilschutzziel: Kontrolle der Reaktivität von Brennelementen außerhalb des Reaktorkerns

Sicherheitsfunktion: Sicherstellung Unterkritikalität bei BE-Handhabung und BE-Lagerung

- (30) Eine Kettenreaktion im BE-Lagerbecken bzw. im Lager für neue Brennelemente im bestimmungsgemäßen Betrieb oder bei Störfällen¹⁷ ist auszuschließen. Diese Anforderung soll vorrangig durch passive Vorkehrungen (z. B. vorgegebener BE-Abstand durch Lagergestelle und Absorborschächte um die BE, integrierte Neutronenabsorber, Borierung des Beckenwassers) erfüllt werden, die erforderlichenfalls durch administrative Vorkehrungen (z. B. Vermeidung automatischer Deionateinspeisung) ergänzt werden können.

2.5.2 Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“

Teilschutzziel: Wärmeabfuhr

Sicherheitsfunktion: Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern

- (31) Zur Gewährleistung einer ausreichenden Integrität der Brennstäbe ist sicherzustellen, dass die Wärmeleistung und ggf. auch die Speicherwärme des Reaktorkerns so abgeführt werden, dass die Temperaturen der Brennstabhüllrohre in zulässigen Grenzen bleiben. Bei SWR beinhaltet diese Funktion auch Vorkehrungen zur automatischen Druckentlastung des Reaktorsystems.

Sicherheitsfunktion: Sekundärseitige Wärmeabfuhr (DWR)

- (32) Damit die Auslegungsgrenzwerte für die druckführende Umschließung nicht überschritten werden, ist sicherzustellen, dass die nach einer Reaktorschnellabschaltung (RESA) anfallende Nachzerfallsleistung und erforderlichenfalls auch die Speicherwärme durch Dampfabgabe an die Hauptwärmesenke oder an die Atmosphäre abgeführt und erforderlichenfalls eine hinreichend schnelle Druckabsenkung vorgenommen werden können.

17 Zu betrachtende Störfälle bei Brennelementlagerung und -handhabung finden sich in Anhang 2 und 3

Sicherheitsfunktion: Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter¹⁸ (SHB)

- (33) Bei Störfällen mit Energieeintrag in den Sicherheitsbehälter (DWR) bzw. die Druckkammer (SWR), ist diese Wärme so abzuführen, dass die Drücke und Temperaturen im Sicherheitsbehälter bzw. in der Druckkammer in den spezifizierten Grenzen bleiben¹⁹.

Sicherheitsfunktion: Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer (SWR)

- (34) Die Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer muss sicherstellen, dass die Temperaturen in der Kondensationskammer - unter Berücksichtigung der Begrenzung der Wassertemperatur - die spezifizierten Temperaturgrenzwerte auch bei Energieeinträgen aus dem Reaktorsystem oder aus der Druckkammer nicht überschreiten.
- (35) Bei Absinken des Füllstands infolge Kondensationskammerlecks sind Vorkehrungen zum Erhalt der Wärmesenke bis zum Übergang auf Abfahrkühlen zu treffen.

Sicherheitsfunktion: Wärmeabfuhr aus BE-Lagerbecken

- (36) Die Wärmeabfuhr von bestrahlten Brennelementen, die sich außerhalb des Reaktorkühlkreislaufs befinden, ist sicherzustellen.

Sicherheitsfunktion: Wärmeabfuhr über die Kühlkette²⁰

- (37) Der Wärmetransport ist über Kühlketten bis zur Wärmesenke sicherzustellen.

Teilschutzziel: Sicherstellung des Kühlmittelinventars²¹

Sicherheitsfunktion: Kühlmittelergänzung

- (38) Bei einem Kühlmittelverlust aus der druckführenden Umschließung ist das Kühlmittel so zu ergänzen, dass die spezifizierten Grenzwerte für Brennelemente, Kerneinbauten und Sicherheitseinschluss nicht überschritten werden.
- (39) Bei SWR ist das Reaktorkühlmittel so aus der Druckkammer in die Kondensationskammer zurück zu führen, dass die erforderliche

18 Bei SWR bezieht sich diese Funktion auf die Druckkammer

19 Dies beinhaltet bei DWR die Kühlung des aus dem Sumpf angesaugten Kühlmittels, bei SWR das Ableiten des bei KMV austretenden Dampfes über die Kondensationsrohre in die Kondensationskammer bzw. ggf. auch Druckkammersprühen.

20 Die Kühlkette umfasst Nachkühl- bzw. Beckenkühlsystem, Zwischenkühlsystem und Nebenkühlwasserversorgung

21 Unter Kühlmittel wird in diesem Dokument das Reaktorkühlmittel (bei DWR das Primärkühlmittel) verstanden.

Kondensationsfähigkeit in der Kondensationskammer und die RDB-Bespeisung aus der Kondensationskammer gesichert sind.

- (40) Bei SWR ist die Druckentlastung des Reaktorsystems auch als Teil der Kühlmittelergänzungsfunktion zu behandeln, sofern die zur Erfüllung der vorstehenden Anforderung installierten Systeme zur Kühlmittelergänzung nicht gegen alle bei den abzudeckenden Anlagenzuständen auftretenden Drücke im Reaktorsystem einspeisen können.

Sicherheitsfunktion: Begrenzung Kühlmittelverlust

- (41) Bei Lecks und größeren Leckagen kühlmittelführender Leitungen außerhalb des Sicherheitsbehälters sind Absperrvorkehrungen, wie z. B. Durchdringungsabschluss (DDA) bei SWR, durchzuführen, um den Kühlmittelverlust zu beenden und eine Gefährdung anderer Sicherheitsfunktionen durch den Kühlmittelverlust auszuschließen. Bei der Ausführung ist 2.6(73) zu beachten.
- (42) Die Räumlichkeiten, durch die an die DFU anschließende Systeme geführt werden, sind durch Lecküberwachungssysteme oder andere gleichwertige Einrichtungen zu überwachen, so dass Leckagen bereits in der Entstehungsphase erkannt und abgesperrt werden können.
- (43) Bei SWR ist ein möglicher Wasserverlust aus der Kondensationskammer soweit zu begrenzen²², dass die Anlage vor Erreichen eines unzulässigen Kondensationskammerwasserstands einen Zustand erreicht, in dem die Nachkühlung unter Umgehung der Kondensationskammer gesichert ist.

Sicherheitsfunktionen: Ergänzung des BE-Beckenwassers

- (44) Bei einem Leck im Beckenkühlsystem muss ein Wiederauffüllen des Beckens nach erfolgter Isolierung bzw. Abdichtung des Lecks im betroffenen Strang möglich sein.
- (45) Ein begrenztes Wiederauffüllen des Beckens mit Wiederaufnahme der Beckenkühlung mit mindestens einem Strang muss auch dann möglich sein, wenn das Leck nicht abgedichtet wird. Die Wirksamkeit dieser Vorkehrungen ist so zu bemessen, dass
- die gelagerten BE mit Wasser bedeckt bleiben,
 - keine unzulässigen Temperaturen im BE-Becken erreicht werden.

22 z.B. durch Absperrung von Rohrleitungen aus dem Wasserbereich oder Begrenzung von Leckraten

Sicherheitsfunktion: Begrenzung Wasserverlust aus dem BE-Becken

- (46) Die in das BE-Lagerbecken führenden Rohrleitungen sind konstruktiv so zu gestalten, dass bei Lecks oder Fehlschaltungen im Bereich dieser Leitungen ein Füllstandsabfall soweit begrenzt bleibt, dass die Wärmekapazität des verbleibenden Wassers eine ausreichende Karenzzeit für Gegenmaßnahmen bis zum Erreichen der maximal zulässigen BE-Beckenwassertemperatur sichert.

Teilschutzziel: **Sicherstellung des sekundärseitigen Wasserinventars (DWR)**

Sicherheitsfunktion: Dampferzeugerbespeisung

- (47) Die Bespeisung der Dampferzeuger im Störfall muss gewährleisten, dass die nach Abschaltung anfallende Nachzerfallsleistung und Speicherwärme über die Dampferzeuger abgeführt werden kann.

Sicherheitsfunktion: Minderung Wasser-/Dampfverlust aus Sekundärkreislauf

- (48) Bei einem Wasser-/Dampfverlust über Lecks oder über fehlerhaft offene Armaturen der Sekundärseite eines DWR sind diese abzusperrten, soweit dies für die Gewährleistung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr (z. B. Sicherstellung ausreichender Bespeisung der DE durch das Notspeisewassersystem), für die Begrenzung eines Kühlmittelverlustes bei Dampferzeugerschäden oder für das Vermeiden unzulässiger Auswirkungen auf andere Sicherheitsfunktionen erforderlich ist.

Teilschutzziel: **Sicherstellung der Integrität kühlmittelführender Systeme**

Sicherheitsfunktion: Druck- und Temperaturbegrenzung im Reaktorsystem

- (49) Druckanstiege im Reaktorsystem sind durch Druckentlastungseinrichtungen im Reaktorsystem, bei DWR ggf. auch durch Wärmeabgabe an die Sekundärseite so weit zu begrenzen, dass die spezifizierten Grenzwerte für Spannungen nicht überschritten werden.
- (50) Drücke und Temperaturen sind in den Bereichen zu halten, in denen ein sicherer Abstand gegen Sprödbruch des Reaktordruckgefäßes gegeben ist.
- (51) Bei SWR ist im Druckentlastungssystem Diversität vorzusehen.

Sicherheitsfunktion: Sekundärseitige Druckbegrenzung (DWR)

- (52) Druckanstiege im Sekundärsystem sind durch Druckentlastungseinrichtungen so weit zu begrenzen, dass die spezifizierten Grenzwerte für Spannungen nicht überschritten werden.

Sicherheitsfunktion: Temperatur- und Druckbegrenzung im SHB

- (53) Diese Sicherheitsfunktion ist durch Wärmeabfuhr aus dem SHB (2.5(33)) abgedeckt.

Sicherheitsfunktion: Füllstands-, Druck- und Temperaturbegrenzung in der Kondensationskammer (SWR)

- (54) Es sind Vorkehrungen zur Vermeidung unzulässiger Füllstands-, Temperatur- und Druckanstiege in der Kondensationskammer im bestimmungsgemäßen Betrieb zu treffen.
- (55) Kurzschlüsse zwischen Druck- und Kondensationskammer, die zu einer unzulässigen Druckbeaufschlagung des Sicherheitsbehälters führen könnten, sind zu vermeiden.
- (56) Die Temperaturbegrenzung bei Störungen und Störfällen ist durch 2.5(34) abgedeckt.

Sicherheitsfunktion: Überspeisungsabsicherung Reaktorsystem

- (57) Bei DWR ist das Auffüllen des Druckhalters zu vermeiden.
- (58) Ein Überspeisen des Reaktordruckbehälters eines Siedewasserreaktors ist durch einen automatisch angeregten Überspeisungsschutz auszuschließen.

Sicherheitsfunktion: DE-Überspeisungsabsicherung (DWR)

- (59) Eine Überspeisung von Dampferzeugern eines Druckwasserreaktors ist zu vermeiden.

Sicherheitsfunktion: Druckbegrenzung Reaktorgebäude

- (60) Es sind Maßnahmen zu treffen, um bei größeren Leckagen im Reaktorgebäude einen unzulässigen Druckaufbau in diesem Gebäude zu vermeiden.

2.5.3 Schutzziel „Aktivitätsrückhaltung“

- (61) Das Schutzziel „Aktivitätsrückhaltung“ ist eng mit der Wirksamkeit der Barrierenfunktion verbunden, die ihrerseits von der Integrität der Barrieren und der Wirksamkeit von Absperrvorkehrungen abhängt. Da der Erhalt der Barrierenintegrität durch die Erfüllung der beiden anderen Schutzziele bzw. durch sonstige Anforderungen gewährleistet ist, werden in diesem Kapitel nur Anforderungen an die Absperrvorkehrungen angesprochen.

Sicherheitsfunktion: Aktivitätseinschluss DFU

- (62) Bei Heizrohrbruch in einem DWR ist eine Isolation des betroffenen Dampferzeugers durchzuführen. Die Wirksamkeit der Absperrvorkehrungen ist durch Absenkung des Primärdrucks abzusichern.
- (63) Die weiteren Anforderungen an die Sicherheitsfunktion sind durch die Begrenzung Kühlmittelverlust (2.5(41-43)) abgedeckt.

Sicherheitsfunktion: Überspeisungsabsicherung

- (64) Die Sicherheitsfunktion ist durch Überspeisungsabsicherung Reaktorsystem (2.5(55/57-60)) abgedeckt.

Sicherheitsfunktion: Aktivitätseinschluss im Sicherheitsbehälter

- (65) Bei Kühlmittelverluststörfällen sind ein vollständiger Lüftungsabschluss und ein Gebäudeabschluss durchzuführen.

Sicherheitsfunktion: Aktivitätseinschluss Reaktorgebäude

- (66) Bei DWR ist eine mögliche Aktivitätsfreisetzung bei Kühlmittelverluststörfällen oder bei Lecks an aktivitätsführenden Systemen im Ringraum dadurch zu minimieren, dass der Ringraum lüftungstechnisch isoliert und die Fortluft gefiltert über den Kamin abgegeben wird.
- (67) Bei SWR ist die Unterdruckhaltung im Reaktorgebäude möglichst auch bei Störfällen zu erhalten, um bei einer möglichen Aktivitätsverschleppung die Freisetzungen zu minimieren.

Sicherheitsfunktion: Aktivitätseinschluss Reaktorhilfsanlagegebäude

- (68) Eine ungefilterte Fortluftabgabe bei Aktivitätsfreisetzungen im Reaktorhilfsanlagegebäude ist zu vermeiden.

Sicherheitsfunktion: Minderung Aktivitätsfreisetzung über Maschinenhaus (SWR)

- (69) Bei SWR sind mit Blick auf Leckagen im Maschinenhaus Vorkehrungen zur Minderung der Aktivitätsfreisetzung zu treffen.

2.6 Systemtechnische Anforderungen an den Sicherheitseinschluss

- (70) Der Sicherheitseinschluss muss insbesondere unter Störfallbedingungen eine wirksame und zuverlässige Rückhaltung radioaktiver Stoffe gewährleisten, auch wenn die Funktion vorgelagerter Barrieren störfallbedingt beeinträchtigt sein sollte.

- (71) Bei Druckwasserreaktoren sind die unter hohem Druck stehenden primärkühlmittelführenden Systeme der Reaktoranlage grundsätzlich im Sicherheitsbehälter unterzubringen.
- (72) Der Sicherheitsbehälter, seine Innenräume, Schleusen, Durchführungen und Hilfssysteme sowie die übrigen Systeme, welche zur Einhaltung seiner Auslegungswerte notwendig sind, sind mit angemessener Reserve so robust auszuliegen, dass sie den größten bei Störfällen möglichen Druck- und Temperaturbelastungen standhalten. Die Auslegung muss auch hinreichenden Schutz gegen Folgeschäden durch ausströmende Medien, Reaktionskräfte und Bruchstücke bieten.
- (73) Rohrleitungen, die in Verbindung mit dem Reaktorkühlmittel oder der Innenatmosphäre des Sicherheitseinschlusses stehen und den Sicherheitseinschluss durchdringen, müssen grundsätzlich zwei Absperrarmaturen haben, von denen eine innerhalb und eine außerhalb des Sicherheitseinschlusses anzuordnen ist. Ausnahmen von dieser Anordnung sind zulässig, wenn dies wegen der technischen Eigenart oder Betriebsweise der betreffenden Rohrleitungen 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 stehen, müssen mindestens eine außerhalb des Sicherheitsbehälters liegende Absperrarmatur besitzen. Die Auslegung der Absperrarmaturen und der betreffenden Rohrleitungen bis zur äußeren Absperrarmatur muss mindestens der Auslegung des Sicherheitseinschlusses entsprechen. Die Stellung der Absperrarmaturen muss von der Warte aus überwacht werden können.

2.7 Anforderungen an Systeme mit Querschnittsfunktion

Instrumentierung

- (74) Für die Messung aller Variablen, deren Kenntnis zur Beurteilung der Schutzzielerfüllung erforderlich ist, sowie für die Erfassung der Daten über die Anlage, die für einen zuverlässigen und sicheren Betrieb sowie für die Störfallbeherrschung notwendig sind, sind Instrumente vorzusehen. Die dafür eingesetzten Messeinrichtungen müssen für die bei den jeweiligen Anlagenzuständen einschließlich der bei Störfällen auftretenden Umgebungsbedingungen qualifiziert sein.
- (75) Die Messwerte und Daten gem. 2.7(74) sowie die aus ihnen abgeleiteten Größen mit sicherheitstechnischer Bedeutung sind automatisch zu erfassen und aufzuzeichnen.

Warte

- (76) Es muss eine Warte vorhanden sein, von der aus das Kernkraftwerk im bestimmungsgemäßen Betrieb sicher betrieben werden kann und von der aus bei Störfällen Maßnahmen ergriffen werden können, um die Anlage in einem sicheren Zustand zu halten oder es in einen solchen zu überführen. Dazu müssen vom Normalzustand abweichende und unter Umständen die Sicherheit beeinträchtigende Betriebszustände und Prozesse klar und zuverlässig angezeigt werden. Weiterhin müssen Informationen zur Überwachung der Wirkungen automatischer und manueller Maßnahmen zur Verfügung stehen.
- (77) Für den Fall, dass diese Warte nicht zur Verfügung steht, muss eine Notsteuerstelle an einem getrennten Ort vorhanden sein. Diese muss mit den leittechnischen Einrichtungen ausgestattet sein, die erforderlich sind, um den Reaktor abzuschalten, in abgeschaltetem Zustand zu halten, die Nachzerfallwärme abzuführen und die für die Beurteilung der Schutzzielerfüllung erforderlichen Anlagengrößen zu überwachen.
- (78) Es ist ein zuverlässiges Sicherheits-Informationssystem vorzusehen. Dieses umfasst die Gefahrenmeldeanlage²³ und die Einrichtungen zur Meldung von Nichtverfügbarkeiten²⁴ sicherheitstechnischer Systeme. Das Sicherheits-Informationssystem ist grundsätzlich von störfallfesten Messumformern zu versorgen. Zeitgemäße sicherheitsorientierte bildhafte Darstellungen können vorteilhaft in das Sicherheits-Informationssystem integriert werden. Sie sind dann gleichfalls von störfallfesten Messumformern zu versorgen.

Sicherheits-Leittechnik

- (79) Das Kernkraftwerk muss mit einem zuverlässigen Schutzsystem²⁵ ausgerüstet sein, das bei Erreichen festgelegter Ansprechwerte Schutzaktionen auslöst. Das Schutzsystem muss für jeden Störfall die zu seiner Beherrschung erforderlichen automatischen Maßnahmen auslösen. Für jedes vom Schutzsystem zu beherrschende Ereignis sollen grundsätzlich mindestens zwei Anregekriterien zur Verfügung stehen, die soweit wie möglich von untereinander unabhängigen physikalischen Prozessgrößen abgeleitet werden. Ist die Forderung nach zwei Anregekriterien nicht zu erfüllen, weil z.B. nur eine physikalische Größe vorhanden ist, so muss die Messwerterfassung der allein herangezogenen Größe mit äquivalenter Zuverlässigkeit aufgebaut sein.

23 Klasse-S-Meldungen

24 Klasse-1-Meldungen

25 Dieses ist die Sicherheits-Leittechnik der Kategorie 1

- (80) Die beim Schutzsystem vorhandene Redundanz und Unabhängigkeit muss gewährleisten, dass eine sachgerechte Überlagerung von zufälligem Einzelfehler, systematischem Ausfall²⁶ und Instandhaltungsvorgängen nicht zum Ausfall einer Schutzaktion führt. Die Außerbetriebnahme einer Komponente oder eines Stranges bei den wiederkehrenden Prüfungen während des Betriebs darf die Verfügbarkeit nicht unzulässig beeinträchtigen. Redundante Teile des Schutzsystems sollen räumlich so voneinander getrennt werden, dass Störungen innerhalb eines der Teilsysteme nicht gleichzeitig die Funktion der übrigen Teilsysteme beeinträchtigen.
- (81) Das Schutzsystem soll im Normalbetrieb und bei Störungen gegenüber Eingriffen des Betriebspersonals fehlerverzeihend sein. Die bei Störfällen ggf. erforderlichen Eingriffe dürfen nicht behindert werden.

Elektrische Energieversorgung

- (82) Für die elektrische Energieversorgung eines Kernkraftwerksblockes zur Wärmeabfuhr unter Erhalt der Hauptwärmesenke müssen mindestens zwei netzseitige Versorgungsmöglichkeiten vorhanden sein. Die netzseitigen Versorgungsmöglichkeiten müssen schutztechnisch entkoppelt und entweder an getrennten Netz-Schaltanlagen oder an unterschiedlichen Spannungsebenen angebunden sein.
- (83) Zusätzlich zu diesen Netzanschlüssen und zum Hauptgenerator müssen für die Sicherheitseinrichtungen und - soweit praktikabel - auch für andere sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Anlagenteile zuverlässige Notstromversorgungsanlagen vorhanden sein, die die elektrische Energieversorgung dieser Einrichtungen bei Ausfall der Netzeinspeisung und des Hauptgenerators gewährleisten. Die Notstromversorgung muss voneinander unabhängige Notstromerzeuger und Verteilersysteme beinhalten. Die Verfügbarkeit der Notstromerzeuger ohne Ersatz von Brennstoff ist für 72 Stunden zu gewährleisten.

Die Sicherheits-Leittechnik der Kategorien 1 und 2²⁷ ist von unterbrechungslosen Notstromanlagen mit Energiespeicherung durch Batterien zu versorgen. Die Kapazität jeder Batterie ist unter der Annahme, dass der Leistungsbedarf eines Stranges nur aus dieser Batterie gedeckt wird, so zu bemessen, dass die Versorgung mindestens 2 Stunden aufrechterhalten werden kann.

- 26 Ein systematischer Ausfall ist nicht zu unterstellen, wenn hinreichende Maßnahmen zu seiner Vermeidung getroffen sind.
- 27 Kategorie 1: Funktionen, die erforderlich sind, um nichttolerale Auswirkungen der Störfälle zu verhindern; Kategorie 2: Funktionen, die erforderlich sind, um die Ausweitung einer Störung zu einem Störfall zu verhindern; Kategorie 3: alle übrigen Funktionen mit sicherheitstechnischer Bedeutung.

Lüftungstechnische Anlagen

- (84) Ein Kernkraftwerk muss über zuverlässige und an die jeweiligen Einsatzbedingungen angepasste Lüftungstechnische Anlagen für Räume verfügen, in denen im bestimmungsgemäßen Betrieb oder bei Störfällen aus Gründen des Strahlenschutzes festgelegte Werte für die Raumluftzustände eingehalten werden müssen. Dies gilt auch für Räume, in denen sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile mit Luftkühlung arbeiten oder in denen Luft durch ein Inertgas ersetzt ist oder in denen aus Gründen des Arbeitsschutzes bestimmte Raumluftzustände eingehalten werden müssen.
- (85) Im Falle von Brandereignissen sollen die Lüftungsanlagen sicherstellen, dass durch Rauchgase z.B. der Aufenthalt in der Warte nicht beeinträchtigt wird.
- (86) Die Lüftungstechnischen Anlagen müssen so ausgelegt und mit den übrigen Anlagenteilen abgestimmt sein, dass im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen die als zulässig spezifizierten Raumluftzustände und die zulässigen Werte für die Ableitung oder etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe nicht überschritten werden. Umluftanlagen sind in geeigneter Weise mit Fortluftanlagen zu kombinieren, so dass die Strahlenexposition von Personen innerhalb und außerhalb der Anlage auch unterhalb der zugelassenen Werte so gering wie möglich gehalten wird.
- (87) Die Lüftungstechnischen Anlagen sind dann mit zuverlässigen Filteranlagen zu versehen, wenn die Konzentration der radioaktiven Stoffe in der Luft bestimmter Räume die jeweils zulässigen Werte überschreiten würde; dabei ist es zulässig, Filteranlagen nur zeitweise im Bedarfsfall einzusetzen. Die Filter müssen regelmäßig und vor Ort geprüft sowie angemessen gewartet werden.

Hilfsmedien

- (88) Die zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen erforderlichen Systeme sind mit Hilfsmedien, wie insbesondere Kühlwasser, Gas und Öl, zu versorgen, soweit dies für ihre Funktion erforderlich ist.

2.8 Handhabung und Lagerung von Brennelementen und anderen radioaktiven Stoffen

- (89) Im Kernkraftwerk sind Einrichtungen und Maßnahmen vorzusehen, die eine sichere Handhabung, Einschließung und Lagerung der unbestrahlten und bestrahlten Brennelemente und sonstiger radioaktiver Stoffe sowie der radioaktiven Betriebsabfälle ermöglichen.

- (90) Der Betreiber hat für die Handhabung der Brennelemente, insbesondere den Brennelementwechsel, die Zwischenlagerung von unbestrahlten und bestrahlten Brennelementen sowie die Beladung und den Abtransport von Brennelement-Transportbehältern Betriebsvorschriften zu erstellen, in denen die sicherheitsrelevanten²⁸ Maßnahmen eindeutig geregelt sind.
- (91) Der Betrieb des Kernkraftwerkes ist so zu gestalten, dass bezüglich Menge und Aktivität möglichst wenig radioaktive Abfälle zur Entsorgung anfallen.

2.9 Übergreifende Einwirkungen

- (92) Im Rahmen des gestaffelten Sicherheitskonzepts ist auch Vorsorge gegenüber einer Gefährdung durch übergreifende innere und äußere Einwirkungen²⁹ zu treffen. Insbesondere ist ein Ausfall von Sicherheitsfunktionen durch gleichzeitigen Ausfall mehrerer redundanter Sicherheitseinrichtungen infolge übergreifender Einwirkungen zuverlässig zu vermeiden.
- (93) Die Vorsorge gegenüber übergreifenden Einwirkungen soll sich bevorzugt auf passive Vorkehrungen stützen, wie insbesondere
- Minimierung möglicher Belastungen (z. B. Minimierung von Brandlasten),
 - Auslegung sicherheitstechnisch wichtiger baulicher Anlagenteile, Systeme und Komponenten entsprechend den besonderen, bei übergreifenden Einwirkungen zu erwartenden Belastungen (z. B. Auslegung gegen Erdbebenlasten, feuerresistente Auslegung bei potentieller Exposition durch Brände, Druckfestigkeit bei potentieller Exposition durch Explosionen),
 - baulicher Schutz von Systemen,
 - räumliche Trennung redundanter Teilsysteme (z. B. Unterteilung in Brandabschnitte im Hinblick auf den Schutz einzelner Stränge sicherheitstechnischer Systeme).
- (94) Die übergreifenden Einwirkungen bzw. potentiell übergreifenden Einwirkungen, gegen die auszulegen bzw. Vorsorge zu treffen ist, sind in den Anhängen 2

28 Unter „sicherheitsrelevant“ wird hier in Anlehnung an den in IAEA-Standards verwendeten Begriff „important to safety“ verstanden, dass ein wesentlicher Einfluss auf das Erreichen der Schutzziele besteht, so dass ein Fehler, ein Versagen bzw. eine fehlerhafte Ausführung direkt oder mittelbar zu unzulässigen Strahlenexpositionen des Betriebspersonals oder von Personen der Allgemeinbevölkerung führen könnte.

29 Als „übergreifende Einwirkungen“ werden Einwirkungen von Innen oder Außen verstanden, die aufgrund eines großen räumlichen Wirkungsbereichs ohne besondere Schutzmaßnahmen Schäden an mehreren Einrichtungen (z. B. an mehreren redundanten Einrichtungen) verursachen könnten.

und 3 aufgeführt.

(95) Wegen der besonderen Bedeutung von anlageninternen Bränden ist die anlagentechnische Schadensvorsorge in diesem Bereich auf der Grundlage eines gestaffelten Brandschutzkonzepts unter Berücksichtigung aller Anlagenzustände zu treffen. Dieses Konzept soll folgende Elemente beinhalten:

- Vorkehrungen zur Verhinderung des Ausbruchs von Bränden und Explosionen,
- Vorkehrungen zur raschen Entdeckung und Löschung ausgebrochener Brände,
- Vorkehrungen zur Verhinderung einer Ausbreitung von Bränden, z. B. bauliche und räumliche Trennung.

Zum Nachweis der Erfüllung der Brandschutzgrundsätze, der ordnungsgemäßen Auslegung der Brandschutzsysteme und der sachgerechten Berücksichtigung zu beachtender Verwaltungsvorschriften muss eine Brandgefahrenanalyse durchgeführt und auf aktuellem Stand gehalten werden. Sie ist auf deterministischer Basis durchzuführen. Zur Bestimmung der durch Brände verursachten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit sollen probabilistische Brandanalysen durchgeführt werden³⁰.

Die Strategien zur Brandbekämpfung müssen auf dem aktuellen Stand gehalten werden.

2.10 Sicherheitsbezogene Klassifizierung von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten

(96) Alle für die Störfallbeherrschung erforderlichen baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten, einschließlich der Software für digitale Leittechnik, müssen entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung klassifiziert werden. Die Klassifizierung soll primär anhand deterministischer Kriterien erfolgen. Ergänzend können probabilistische oder ingenieurtechnische Beurteilungen herangezogen werden. Zeigt die probabilistische Analyse, dass die deterministische Klassifizierung die sicherheitstechnische Bedeutung nicht angemessen wiedergibt, so ist die Klassifizierung entsprechend anzu-

30 Dabei soll auch untersucht werden, ob ein gleichzeitiges Eintreten einer Einwirkung von außen (Erdbeben oder Hochwasser) oder eines anlageninternen Ereignisses und eines davon unabhängigen Brandes unterstellt werden muss, oder ob die Eintrittshäufigkeiten dieser Kombinationen hinreichend klein sind. Ferner sollen mögliche Folgewirkungen des Einsatzes, einschließlich des unbeabsichtigten Betriebs, von Brandbekämpfungs- und Löschsystemen erfasst werden.

passen.

Die Klassifizierung gilt für:

- die Vorschriften und Qualitätsanforderungen für Auslegung und Fertigung,
- die Art der Stromversorgung
- die erforderliche Verfügbarkeit bei der Beherrschung von einleitenden Ereignissen
- die Bestimmungen für Instandhaltung, Qualitätssicherung und Qualifizierung,
- die wiederkehrenden Prüfungen.

(97) Hilfssysteme und Gebäude sind entsprechend den zugehörigen Hauptsystemen zu klassifizieren.

3 Risikominderung (Sicherheitsebene 4)

3.1 Grundlegendes

- (1) Zusätzlich zu der im Rahmen der Auslegung getroffenen Vorsorge gegen Schäden wurden bei den bestehenden Kernkraftwerken auf der Sicherheitsebene 4 Vorkehrungen zur Minderung des verbleibenden Risikos getroffen. Diese Vorkehrungen gliedern sich in Vorkehrungen
- zur Minderung der mit bestimmten speziellen sehr seltenen Ereignissen verbundenen Risiken (Teilebene 4a),
 - des präventiven anlageninternen Notfallschutzes zur Vermeidung schwerer Schäden des Reaktorkerns bei repräsentativen auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen (Teilebene 4b),
 - des mitigativen anlageninternen Notfallschutzes zur Begrenzung der radiologischen Folgen bei repräsentativen Anlagenzuständen mit schweren Kernschäden (Teilebene 4c).
- (2) Grundlegendes technisches Ziel ist, die in Absatz 1(5) genannten Schutzziele auch bei sehr unwahrscheinlichen Extremfällen soweit wie möglich zu erreichen.

31 Im vorliegenden Dokument wird unterstellt, dass die derzeit in den Kernkraftwerken getroffenen Maßnahmen zur Risikominderung aufrechterhalten werden. Dies steht im Einklang mit der internationalen Praxis, ist aber nicht allein technisch begründbar. Auf eine entsprechende Anforderung wird hier daher verzichtet.

- (3) Für die Vorkehrungen der Sicherheitsebene 4³¹ sind folgende Anforderungen zu erfüllen:
- Die Vorkehrungen dürfen keine negativen Auswirkungen auf die Beherrschung von Störfällen haben.
 - Bei der Beurteilung ihrer Wirksamkeit sind die in Absatz 4.2(11) aufgeführten Grundsätze anzuwenden.
 - Der Betreiber sollte in angemessenen Zeitabständen prüfen, ob eine weitere Minderung des Risikos mit verhältnismäßigen Mitteln erzielt werden kann. Über seine Ergebnisse sollte er im Rahmen der Sicherheitsüberprüfungen gem. §19a AtG berichten.

3.2 Teilebene 4a

- (4) Die im Rahmen der Teilebene 4a zu betrachtenden speziellen sehr seltenen Ereignissen gliedern sich in
- ATWS-Ereignisse,
 - Flugzeugabsturz und andere zivilisatorisch bedingte übergreifende äußere Einwirkungen.

Diese Ereignisgruppen sind in Anhang 4 näher aufgeschlüsselt.

- (5) Die für ATWS-Ereignisse getroffenen Vorkehrungen dienen dazu, die Schutzziele gemäß Kapitel 2.1 und Anhang 1 zu erreichen, wobei die Nachweise entsprechend den Anforderungen von Absatz 4.2(11) geführt werden können.
- (6) Analysen und Bewertungen des Schutzniveaus gegenüber Flugzeugabsturz sollten sich an den Zielen „Penetrationsschutz“ sowie „Stand- und Erschütterungsfestigkeit“ orientieren, wobei die den jeweils geltenden Genehmigungen zugrunde liegenden Lastannahmen anzusetzen sind. Darüber hinaus sind Auswirkungen von Bränden infolge Flugzeugabsturz mit Blick auf das Ziel der Vermeidung von brandbedingten Ausfällen von Sicherheitseinrichtungen zu betrachten.

3.3 Teilebenen 4b und 4c

- (7) Anlagenzustände der Teilebene 4b betreffen Transienten und Kühlmittelverluststörfälle mit kleinem Leck, bei denen zu ihrer Beherrschung in der Auslegung vorgesehene Vorkehrungen als nicht verfügbar angenommen werden. Für Anlagenzustände, die im Rahmen probabilistischer Sicherheitsanalysen als

besonders relevant für das Risiko einer Ausweitung zu einem schweren Kernschaden erkannt wurden, wurden auf dieser Teilebene Vorkehrungen zur Vermeidung eines solchen Schadens getroffen. Zu diesem präventiven anlageninternen Notfallschutz gehören insbesondere

- die sekundärseitige Druckentlastung (DWR),
 - die sekundärseitige Bespeisung (DWR),
 - die primärseitige Druckentlastung³² (DWR),
 - Einspeisungen des autarken Einspeisesystems (SWR),
 - Einspeisung in den RDB über diverse Hilfssysteme (SWR),
 - alternative Notstromeinspeisungen (DWR und SWR).
- (8) Auf der Teilebene 4c werden repräsentative Anlagenzustände mit schwerem Kernschaden betrachtet, die ebenfalls im Rahmen probabilistischer Sicherheitsanalysen als besonders relevant für das Risiko großer Freisetzungen radioaktiver Stoffe erkannt wurden. Es wurden Vorkehrungen mit dem Ziel getroffen, insbesondere große frühe Freisetzungen radioaktiver Stoffe bei derartigen Zuständen zu verhindern. Zu diesem mitigativen anlageninternen Notfallschutz gehören insbesondere:
- die primärseitige Druckentlastung³³ (DWR),
 - katalytische Rekombinatoren zur Begrenzung der Wasserstoffkonzentration (DWR und teilweise SWR),
 - die Inertisierung des Reaktorsicherheitsbehälters (SWR),
 - die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (DWR und SWR)
 - Umluftfilterung der Warte, um deren Benutzbarkeit bei Freisetzungen zu erhalten (DWR und SWR).

4 Deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen

4.1 Nachweis der Sicherheit

- (1) Zur Gesamtbeurteilung der Sicherheit eines Kernkraftwerkes ist nachzuweisen, dass für alle im Rahmen der Anlagenauslegung zu betrachtenden

32 Diese Maßnahme hat sowohl präventive wie mitigative Funktion.

33 Unter einer frühen Freisetzung wird hier eine Freisetzung innerhalb der ersten 10 Stunden nach Ereignisbeginn verstanden.

Anlagenzustände - d.h. auch für Nicht-Leistungszustände - die Schutzziele erreicht und die radiologischen Anforderungen erfüllt werden. Dieser Nachweis ist grundsätzlich deterministisch zu führen. Die deterministische Analyse ist durch eine probabilistische Analyse zu ergänzen, um die Zuverlässigkeiten sicherheitstechnisch wichtiger Systeme und Anlagenteile zu bestimmen, die Ausgewogenheit der Sicherheitsvorkehrungen zu prüfen, mögliche Schwachstellen aufzudecken, das Sicherheitsniveau zu bewerten sowie die Notwendigkeit und Dringlichkeit weiterer Optimierungen und Sicherheitsvorkehrungen zu begründen.

- (2) Auslegung und Sicherheitsnachweise sind zu überprüfen, wenn neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung oder aus der Forschung Fehler oder Lücken in den im Rahmen der Nachweise getroffenen Annahmen zeigen.

4.2 Deterministische Sicherheitsanalyse

- (3) Im Auslegungsbereich ist durch deterministische Sicherheitsanalysen für die Ereignisabläufe der den Sicherheitsebenen 2 und 3 zugeordneten Ereignisklassen nachzuweisen, dass die Schutzziele erreicht sowie - soweit dafür ein Nachweis erforderlich ist - die radiologischen Anforderungen der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden. Festlegungen zum Verlauf der zu untersuchenden Ereignisabläufe sind so vorzunehmen, dass die analysierten Abläufe hinsichtlich potentieller Schutzzielverletzungen abdeckend sind.
- (4) Zur Vereinfachung der Nachweisführung können vorgelagerte technische Bewertungskriterien festgelegt werden, deren Erfüllung gewährleistet, dass die Schutzziele erreicht und die jeweils zutreffenden Anforderungen der StrlSchV eingehalten werden.
- (5) Für die Analysen sind validierte Verfahren zu verwenden. Werden Messungen oder Experimente zum Nachweis der Sicherheit herangezogen, muss ihre Übertragbarkeit auf den betrachteten Fall gegeben sein.
- (6) Wenn sich der Sachverhalt dafür eignet, können ingenieurmäßige Bewertungen als Grundlage deterministischer Nachweise herangezogen werden. Ingenieurmäßige Bewertungen sind insbesondere dann zulässig, wenn
 - Erfahrungen bzw. frühere analytische deterministische Untersuchungen vorliegen, die auf die betrachtete Problemstellung übertragen werden können,
 - technische Zusammenhänge eine geringe Komplexität aufweisen und mit Hilfe einfacher Hilfsmittel und Methoden ermittelt werden können,

- eine hohe Genauigkeit von Berechnungen nicht ergebnisrelevant ist.

Voraussetzung für den Rückgriff auf ingenieurmäßige Bewertungen sind einschlägige Erfahrungen und Kenntnisse der anwendenden Personen in dem betrachteten Sachgebiet wie z.B. konkrete Tätigkeiten und Detailbearbeitungen an vergleichbaren Einrichtungen, Systemen und Maßnahmen.

Ingenieurmäßige Bewertungen müssen schlüssig und aufgrund ihrer Dokumentation nachvollziehbar sein.

- (7) Annahmen zu technischen Einflussgrößen und Ansätze für die Abdeckung von Ungewissheiten³⁴ in deterministischen Analysen sind grundsätzlich so zu wählen, dass das Ergebnis der Analyse konservativ, d.h. zur sicheren Seite hin ausfällt.
- (8) Bei den zum Nachweis der Beherrschung anomaler Betriebszustände (Sicherheitsebene 2) durchzuführenden Analysen sind grundsätzlich solche Annahmen zu treffen, die das zu erwartende Anlagenverhalten repräsentieren. Bei Betriebstransienten, in deren Ablauf eine Reaktorschnellabschaltung erfolgt, ist jedoch grundsätzlich der Ausfall der ersten Schnellabschaltanregung anzunehmen.
- (9) Bei den zum Nachweis der Beherrschung der Störfälle durchzuführenden Störfallanalysen sind folgende konservative Annahmen zu treffen:
 - Ausgangszustand und Randbedingungen sind konservativ zu spezifizieren.
 - Es ist der ungünstigste sachgerecht postulierte Einzelfehler³⁵ anzunehmen.
 - Sofern gemäß den Betriebsvorschriften Instandhaltungsarbeiten während des Betriebes mit der daraus folgenden Nichtverfügbarkeit einer Redundanz zulässig sind, ist zu unterstellen, dass die betroffene Redundanz zum Zeitpunkt der Anforderung nicht verfügbar ist. In einem solchen Fall ist die für die Beherrschung des Störfalles ungünstigste Kombination von Einzelfehler und Instandhaltung anzunehmen.
 - Bei der Erfüllung einer Sicherheitsfunktion darf nur von Sicherheitseinrichtungen Kredit genommen werden. Die Funktion von Betriebssystemen ist dann zu berücksichtigen, wenn diese Systeme die Auswirkungen des jeweiligen einleitenden Ereignisses ungünstig beeinflussen.

34 Der Ausdruck „Ungewissheit“ steht für den englischen Begriff „Uncertainty“.

35 Ein sachgerechtes Postulat kann gem. [SiKri-Einzelfehler] erfolgen. Der Begriff „ungünstigster Einzelfehler“ wird hier entsprechend WENRA-Referenzniveau 8.2 verstanden und bezieht sich auf die Zeit und Konfiguration. Ein Einzelfehler in einer passiven Komponente ist dabei nicht zu unterstellen, sofern nachgewiesen ist, dass er sehr unwahrscheinlich ist und dass das einleitende Ereignis keine Auswirkungen auf die betreffende Komponente hat.

Es können realistische Simulationsmodelle³⁶ eingesetzt werden, wenn diese experimentell validiert sind. Soweit eine solche Validierung nicht vorliegt, sind konservative Modelle bzw. Modellparameter zu wählen.

- (10) Alternativ zu der konservativen Nachweisführung gemäß Absatz 4.2(9) können Nachweise der Beherrschung von Störfällen auch auf der Grundlage realistischer Annahmen und Modelle geführt werden, wenn der Einfluss der Ungewissheit der Modellierung sowie der Anfangs- und Randbedingungen quantifiziert wird und die Einhaltung der Nachweiskriterien mit einer Wahrscheinlichkeit von mindestens 95% bei einer statistischen Sicherheit von mindestens 95% nachgewiesen wird.
- (11) Für Analysen auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe und Anlagenzustände gelten folgende Anforderungen:
 - Grundsätzlich sind möglichst realistische Annahmen zu treffen. Über das Eintreten des zu analysierenden Ereignisses bzw. Anlagenzustands hinaus sind keine zusätzlichen unabhängigen Ausfälle oder Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen zu unterstellen. Die Wirkung von Betriebssystemen ist zu berücksichtigen, sofern ihre Funktionsfähigkeit unter den gegebenen Einsatzbedingungen zu erwarten ist. Der Nachweis der Abtragung thermischer und mechanischer Belastungen kann geführt werden, indem gezeigt wird, dass diese Belastungen unter den Versagensgrenzen der betroffenen Einrichtungen bleiben.
 - Computersimulationen von Ereignisabläufen sind mit realistischen Modellen durchzuführen.
 - Sofern eine Beurteilung der Wirksamkeit von Maßnahmen bzw. Vorkehrungen durchgeführt wird, können hierfür auch Plausibilitätsbetrachtungen und Ergebnisse repräsentativer Simulationen herangezogen werden.

4.3 Probabilistische Sicherheitsanalyse

- (12) Für jedes Kernkraftwerk ist eine anlagenspezifische probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) zu erstellen und in angemessenen Abständen zu aktualisieren. Die Analyse soll grundsätzlich für alle Betriebszustände durchgeführt werden, für den Leistungsbetrieb als PSA der Stufe 2. Sie soll auch externe Ereignisse ansprechen, soweit die verfügbaren Methoden und Daten

36 Der Ausdruck „realistisches Modell“ wird für den englischen Begriff „Best-Estimate-Model“ im Sinne eines Modells mit möglichst wirklichkeitsnaher Beschreibung der Phänomene ohne konservative Annahmen benutzt.

belastbare Ergebnisse erwarten lassen.

- (13) Bei der Interpretation der Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen sind die Grenzen der Belastbarkeit von Methoden und Daten zu berücksichtigen. Anforderungen an Tiefe und Qualität der Analysen sollten in Abhängigkeit von Umfang und Intensität der Anwendungen angemessen gestaltet werden.
- (14) Die PSA soll auf einer möglichst realistischen Nachbildung des Anlagenverhaltens und menschlicher Handlungen³⁷, relevanter Abhängigkeiten und übergreifender Ereignisse beruhen und eine Darstellung der Ungewissheiten der Ergebnisse und wesentlicher Sensitivitäten einschließen. Es ist sicherzustellen, dass die Ergebnisse gegenüber plausiblen Variationen der Annahmen und Methoden robust³⁸ sind.
- (15) Die PSA sollte zur Vertiefung des Verständnisses der Anlagensicherheit mit maßgeblicher und intensiver Beteiligung des Personals der untersuchten Anlage durchgeführt werden.
- (16) Die PSA und ihre Ergebnisse sollen genutzt werden für
 - die Unterstützung des Sicherheitsmanagements des Betreibers,
 - die Prüfung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Modifikationen der Anlage und ihrer Betriebsweise sowie für die Festlegung von Maßnahmen und Vorkehrungen des anlageninternen Notfallschutzes,
 - die Bewertung des Gesamtrisikos der Anlage,
 - die Unterstützung der Bewertung von Abweichungen zwischen sicherheitstechnischen Lösungen in älteren Anlagen und neueren deterministischen Sicherheitsanforderungen,
 - die Prüfung der Ausgewogenheit der Auslegung und der Robustheit deterministischer Sicherheitsnachweise gegenüber plausiblen Variationen der diesen Nachweisen zugrunde liegenden Annahmen,
 - die Gestaltung und Durchführung der wiederkehrenden Prüfungen,
 - die Beurteilung von Modifikationen der Anlage sowie der Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs,
 - die Bewertung besonderer Vorkommnisse.

37 Die Wahrscheinlichkeiten technischer und menschlicher Fehler sind ebenfalls möglichst realistisch anzusetzen.

38 Unter „robust“ wird hier verstanden, dass die Ergebnisse und ihre Interpretation gegenüber plausiblen Änderungen der Annahmen stabil sind.

- (17) Maßstab für die Bewertung ist ein Richtwert von 10^{-5} je Anlage und Betriebsjahr für die Summenhäufigkeit schwerer Kernschäden aufgrund anlageninterner einleitender Ereignisse. Die Berücksichtigung externer Ereignisse sollte die Größenordnung dieses Richtwerts nicht verändern.

5 Sicherheitsüberprüfungen³⁹

- (1) Im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung ist der Sicherheitsstatus einer Anlage, in Ergänzung der ständigen Überprüfungen des Betriebs der Kernkraftwerke, nach einer längeren Betriebsphase ganzheitlich zu erfassen und zu beurteilen⁴⁰. Auf der Grundlage der Überprüfung in verschiedenen Einzelbereichen ist eine Gesamtbewertung der Anlagensicherheit mit Blick auf den Weiterbetrieb bis zur nächsten Sicherheitsüberprüfung bzw. bis zur Außerbetriebnahme der Anlage vorzunehmen. Der Bewertung sind die erteilten Genehmigungen, der Ist-Zustand der Anlage, die Betriebserfahrungen seit der letzten Sicherheitsüberprüfung sowie wesentliche Weiterentwicklungen der Sicherheitspraxis zugrunde zu legen.
- (2) Werden im Rahmen einer Sicherheitsüberprüfung Abweichungen vom genehmigten Anlagenzustand identifiziert, so sind diese zu beheben.
- (3) Für die Sicherheitsüberprüfung und die Beurteilung der Ergebnisse sind deterministische und probabilistische Methoden einzusetzen. Bewertungen der im Rahmen der Auslegung bzw. zur Risikominderung getroffenen Vorkehrungen im Vergleich zu aktuellen Sicherheitsstandards sind grundsätzlich am Erreichen der Schutzziele zu orientieren. Sofern hinreichend belastbare Ergebnisse einer PSA vorliegen, soll die Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung von Abweichungen sowie die Notwendigkeit und Dringlichkeit von Sicherheitsverbesserungen auch auf die Berechnung ihres Einflusses auf grundlegende probabilistische Kenngrößen, insbesondere die Kernschadenhäufigkeit, gestützt werden.

39 Durch das AtG und den PSÜ-Leitfaden ist dieser Themenbereich derzeit sowohl auf gesetzlicher als auch auf untergesetzlicher Ebene hinreichend geregelt.

40 Das Thema „Sicherungsanalyse“ wird, wie Sicherungsfragen generell, in dem vorliegenden Dokument nicht angesprochen.

6 Organisation des Betriebs von Kernkraftwerken

6.1 Unternehmensgrundsätze für Sicherheit

- (1) Der Betreiber eines Kernkraftwerks muss Führung in Sicherheitsfragen⁴¹ auf den höchsten Ebenen seiner Organisation demonstrieren. Er muss dafür sorgen, dass eine das Verhalten der Organisation und der Mitarbeiter bestimmende Sicherheitskultur gefördert und im Managementsystem verankert wird, dass das Erreichen sicherheitsbezogener Ziele und Vorgaben⁴² regelmäßig bewertet wird und dass Betriebserfahrungen wirksam umgesetzt werden.
- (2) Es sind Unternehmensgrundsätze für Sicherheit in schriftlicher Form vorzugeben. Sie müssen den Vorrang der Sicherheit in den betrieblichen Aktivitäten, die Bedeutung der Sicherheitskultur und der „Führung für Sicherheit“ sowie die Rolle des Sicherheitsmanagements klar zum Ausdruck bringen.
- (3) Alle Personen am Standort, die Aufgaben mit Sicherheitsbezug zu erfüllen haben, sind mit diesen Grundsätzen so vertraut zu machen, dass sie für die Aufgabenerfüllung hinreichend verstanden und angewendet werden.
- (4) Der Anlagenbetreiber hat für die Anwendung der Unternehmensgrundsätze für Sicherheit Anweisungen zu erlassen und Ziele festzulegen, die klar formuliert sind, leicht verfolgt und auf ihre Einhaltung überprüft werden können.
- (5) Der Betreiber hat seine Unternehmensgrundsätze für Sicherheit und ihre Anwendung in regelmäßigen Abständen zu überprüfen.

6.2 Organisation des Anlagenbetreibers

- (6) Die Aufbauorganisation und die Ablauforganisation für den Betrieb der Anlage und für Maßnahmen in Notfällen müssen schriftlich niedergelegt sein. Bei Änderungen der Aufbau- bzw. Ablauforganisation ist zu prüfen, ob die Änderungen Auswirkungen auf die Sicherheit haben können und ob ggf. die geänderte Organisationsstruktur den Sicherheitserfordernissen entspricht. Diese Prüfung hat vor der Organisationsänderung zu erfolgen; nach Einführung der Änderung ist ihr Einfluss auf Sicherheitsbelange erneut zu bewerten.
- (7) Verantwortung, Befugnisse, Aufgaben und Kommunikationswege innerhalb

41 In Anlehnung an die Ausführungen zum Thema „Leadership for Safety“ in den Fundamental Safety Principles der IAEA [IAEA SF-1]

42 Anpassung des englischen Ausdrucks „safety performance“

der Organisation müssen für alle Ebenen des Betriebs und für alle Beschäftigten mit sicherheitsrelevanten Aufgaben definiert werden. Die Beschäftigten sind dementsprechend einzuweisen und zu schulen.

- (8) Der Betreiber hat dafür zu sorgen, dass das für die Sicherheit der Anlage verantwortliche Management über ausreichende personelle und finanzielle Ressourcen verfügen kann und dass das Betriebspersonal die erforderlichen Arbeitsmittel und Arbeitsbedingungen erhält.
- (9) Der Betreiber hat dafür zu sorgen, dass er stets ausreichendes und qualifiziertes Personal mit Verständnis der Grundlagen des sicheren Betriebs und der Genehmigungsbasis der Anlage in seinem Unternehmen zur Verfügung hat.
- (10) In systematischer, dokumentierter Weise und in regelmäßigen Abständen sind die erforderliche Anzahl des für den sicheren Betrieb benötigten Personals und seine erforderliche Qualifikation zu analysieren. Der Betreiber hat für dieses Personal eine mit Blick auf die Dauer ggf. erforderlicher Ausbildungs- und Trainingsmaßnahmen ausreichend langfristige Personalplanung auszuarbeiten.

6.3 Schulung und Befugnisse des Betriebspersonals

- (11) Sicherheitsrelevante Tätigkeiten dürfen nur durch autorisierte, fachkundige Personen durchgeführt werden. Die erforderlichen Qualifikationen sind vom Betreiber festzulegen und zu dokumentieren.
- (12) Der Betreiber hat eine Strategie und einen systematischen Plan für die Schulung und den Erhalt der Fachkunde des Personals aufzustellen, auf aktuellem Stand zu halten und umzusetzen. Die Teilnahme von Personal mit sicherheitsrelevanten Aufgaben ist Pflicht.
- (13) Das verantwortliche Schichtpersonal ist für die Vorgänge des Normalbetriebs, des anomalen Betriebs, für Störfallabläufe sowie für spezielle sehr seltene Ereignisse und Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zu schulen, wobei ein Teil dieser Schulung am Simulator erfolgt. Wiederholungsschulungen am Simulator sind wenigstens einmal im Jahr durchzuführen.
- (14) Nähere Festlegungen zu Fachkunde und Schulung von Betriebspersonal ergeben sich aus den Fachkunderichtlinien.

6.4 Integriertes Managementsystem

- (15) Der Betreiber hat sicherzustellen, dass ein integriertes Managementsystem angewandt wird, das alle Bereiche des Managements und alle Prozesse umfasst. Im Rahmen dieses Managementsystems ist systematisch das Ziel zu verfolgen, Reaktorsicherheit dadurch zu optimieren, dass Sicherheitsbelange bei allen betrieblichen Aktivitäten vorrangig beachtet werden.
- (16) Das integrierte Managementsystem soll folgende Elemente enthalten:
- Darstellung der wesentlichen Verantwortlichkeiten, Zuständigkeiten und Aufgaben bezüglich Sicherheit in der Organisation,
 - Darstellung der wesentlichen Prozesse (z.B. Anlagenbetrieb, Instandhaltung, Erfahrungsrückfluss) zur Gewährleistung der Sicherheit,
 - Instrumente zum Festlegen von Vorgaben, zur Überwachung der Erfüllung dieser Vorgaben sowie zur Bewertung der Erreichung und der Anpassung von Vorgaben,
 - Systematische Methoden zum Erkennen von Möglichkeiten zur Verbesserung der Sicherheit und zur Umsetzung solcher Erkenntnisse.
- (17) Das integrierte Managementsystem ist im Sinne eines selbst lernenden Systems zu gestalten. Im Rahmen seiner Eigenverantwortung hat der Betreiber dieses System und seine Wirksamkeit kontinuierlich zu überprüfen und zu optimieren.

Qualitätsmanagement

- (18) Im Rahmen des integrierten Managementsystems hat der Betreiber ein Qualitätsmanagement zu gewährleisten, das die Überprüfung der Einhaltung von Qualitätsanforderungen erlaubt.
- (19) Für alle Anlagenteile⁴³ eines Kernkraftwerks und für alle Prozesse sind Qualitätsanforderungen zu definieren und zu klassifizieren. Die Klassifizierung hat sich an der Bedeutung für die Gewährleistung der Sicherheit zu orientieren.
- (20) Sicherheitsrelevante Tätigkeiten sind durch eine von der ausführenden Stelle unabhängige Instanz zu kontrollieren (Vier-Augen-Prinzip).
- (21) Die Ergebnisse der Qualitätsüberwachung und der durchgeführten Prüfungen sind zu dokumentieren. Die zur Beurteilung der Qualität notwendigen Unterlagen zu Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfungen sowie zur

43 Zu den Anlageteilen werden hier in Anlehnung an die Formulierung der Sicherheitskriterien auch die Bauwerke gerechnet.

Instandhaltung sicherheitstechnisch wesentlicher Einrichtungen und Bauteile sind während der gesamten Betriebsdauer verfügbar zu halten.

Alterungsmanagement

- (22) Der Betreiber hat anhand eines Alterungsmanagements eine systematische Alterungsüberwachung für alle sicherheitsrelevanten baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten durchzuführen. Die Ergebnisse dieser Überwachung sind zu dokumentieren, und es sind Maßnahmen zu ergreifen, um die Funktionsfähigkeit und die Zuverlässigkeit der sicherheitsrelevanten baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten während der Lebensdauer der Anlage zu erhalten.
- (23) Das Alterungsmanagement ist so zu gestalten, dass sich anbahnende Alterungseffekte frühzeitig erkannt und notwendige Vorbeugungs- und Abhilfemaßnahmen rechtzeitig ergriffen werden können.

6.5 Änderungen der Anlage

- (24) Vor Änderungen der Anlage hat der Betreiber sicherzustellen, dass der sichere Betrieb der Anlage während und nach der Realisierung der geplanten Änderungen gewährleistet bleibt. Die Überprüfung und Bewertung der Änderungen hat sich an der sicherheitstechnischen Bedeutung zu orientieren.
- (25) Der Betreiber hat einen Prozess zu etablieren, der sicherstellt, dass Änderungen sorgfältig geplant, auf Konsistenz mit den jeweils relevanten Sicherheitsanforderungen geprüft und sachgerecht realisiert werden.
- (26) Vor der Inbetriebsetzung der geänderten Anlage oder dem erneuten Inbetriebsetzen nach der Änderung, muss das Personal auf angemessene Weise geschult werden. Alle für den Betrieb der geänderten Anlage relevanten Dokumente sind zu aktualisieren.
- (27) Alle zeitlich begrenzten Änderungen, die sich auf die Sicherheit der Anlage auswirken können, sind als solche zu kennzeichnen. Sie sollen entsprechend speziellen Anlagenprozeduren behandelt werden. Die Anzahl von gleichzeitig bestehenden zeitlich begrenzten Änderungen soll auf ein Minimum beschränkt werden. Der Betreiber soll regelmäßig die zeitlich begrenzten Modifikationen überprüfen, um zu entscheiden, ob sie noch benötigt werden. Das Betriebspersonal ist über diese Änderungen und die Konsequenzen für den Anlagenbetrieb zu informieren.

6.6 Instandhaltung

- (28) Der Betreiber hat betriebliche Regelungen für die Prozesse der Instandhaltung aufzustellen, anzuwenden und hat deren Einhaltung zu überwachen.
- (29) Sicherheitsrelevante bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten müssen so beschaffen und angeordnet sein, dass sie periodisch getestet, gewartet, instandgesetzt, geprüft und überwacht werden können. Wenn dies nicht in erforderlichem Umfang erreichbar ist, sind entsprechende gleichwertige Sicherheitsvorkehrungen zu treffen, um die Folgen von möglicherweise unentdeckt bleibenden Mängeln auszugleichen und die Schutzziele einzuhalten.
- (30) Umfang und Häufigkeit von Instandhaltungsmaßnahmen sind anhand der Bedeutung für die Gewährleistung der Sicherheit, der Kenntnisse über die Zuverlässigkeit und mögliche negative Einflüsse auf den sicheren Betrieb, die betreffenden baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten sowie der Ergebnisse der Betriebserfahrungen und des Erfahrungsrückflusses festzulegen.
- (31) Die Prüfmethode müssen für den Prüfzweck geeignet sein. Die Intervalle für wiederkehrende Prüfungen sind so zu wählen, dass Verschlechterungen der baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten festgestellt werden können, bevor diese Verschlechterungen zu einer unzulässigen Beeinträchtigung von Sicherheitsfunktionen führen.
- (32) Nach einem Ereignis hat der Betreiber potentiell betroffene sicherheitsrelevante Funktionen sowie bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten auf Beeinträchtigung ihrer Funktion zu überprüfen und erforderlichenfalls Abhilfemaßnahmen zu ergreifen.
- (33) Für die Instandhaltungsmaßnahmen, Funktionsprüfungen, Kontrollen und wiederkehrenden Prüfungen sind dokumentierte Ablaufpläne mit eingehender Arbeitsplanung, Autorisierung, Beaufsichtigung und Endkontrolle vor Wiederinbetriebsetzung vorzusehen und einzuhalten.
- (34) Selten durchgeführte Maßnahmen sind zur Vermeidung eines Übersehens potentieller Sicherheitsrisiken besonders umsichtig vorzubereiten.

6.7 Anlageninterne Vorbereitungen für Notfälle⁴⁴

- (35) Bei radiologischen Notstandssituationen, Unfällen und Störfällen⁴⁵ sind unverzüglich alle praktisch möglichen Maßnahmen einzuleiten, damit die Gefahren für Mensch und Umwelt auf ein Mindestmaß beschränkt werden.
- (36) Damit die verschiedenen zuständigen Organisationen - Betreiber, atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde und die für den Katastrophenschutz zuständigen Behörden - ihre diesbezüglichen Aufgaben im Ernstfall wahrnehmen können, sind im Vorfeld Vorbereitungen für derartige Notfälle zu treffen.
- (37) In diesem Zusammenhang hat der Betreiber folgende Aufgaben zu erfüllen:
- Es ist sicherzustellen, dass der Eintritt eines Notfalls unverzüglich der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde und, falls erforderlich, auch der für die öffentliche Sicherheit und Ordnung zuständigen Behörde sowie den für den Katastrophenschutz zuständigen Behörden mitgeteilt wird.
 - Es ist ein anlageninterner Notfallplan zu erstellen, damit auf Ereignisse, die Schutzmaßnahmen vor Ort erforderlich machen, wirkungsvoll reagiert werden kann. Diese Schutzmaßnahmen sind zu ergreifen, um
 - die Kontrolle über die Anlage bei einem Notfall wiederzugewinnen,
 - mögliche Folgen des Notfalls zu vermeiden oder zu mildern,
 - effektiv mit den Organisationen für den Notfall- und Katastrophenschutz außerhalb der Anlage zusammenarbeiten.

Im Notfallplan sind Organisationsstruktur, Zuständigkeiten, Befugnisse, zu ergreifende Maßnahmen sowie die Koordinierung innerhalb der Anlage sowie zu externen Organisationen zu regeln.

- Am Anlagenstandort ist eine Notfallstelle mit der für eine effektive Arbeit der Beteiligten sowie für den anlageninternen und -externen Informationsaustausch erforderlichen Infrastruktur einzurichten.
- Der Betreiber muss jederzeit vor Ort über Personal verfügen, das bei einem Notfall die erforderlichen Meldungen an die Behörden abgibt und unverzüglich geeignete anlageninterne Notfallmaßnahmen veranlasst. Es ist dafür zu sorgen, dass weiteres Personal, das für Notfallmaßnahmen erforderlich ist, rechtzeitig in ausreichender Zahl und mit der erforderlichen Fachkenntnis und Ausrüstung verfügbar ist.

44 Z.T. durch Strahlenschutzverordnung - §51(1) - geregelt.

45 Definition der Begriffe gemäß Strahlenschutzverordnung

- In angemessenen Abständen sind anlageninterne Notfallübungen durchzuführen, wobei auch die Kommunikation zu externen Stellen zu üben ist. Die gewonnenen Erfahrungen sind systematisch auszuwerten, der Notfallplan ist gegebenenfalls zu aktualisieren und zu verbessern.
- Es ist für einfache, deutlich und dauerhaft gekennzeichnete und ausfallsicher beleuchtete Flucht- und Rettungswege zu sorgen. Es müssen geeignete Alarmeinrichtungen und Kommunikationsmittel vorhanden sein, durch die allen in der Anlage anwesenden Personen von mindestens einer zentralen Stelle aus Anweisungen für das Verhalten bei Störfällen und Unfällen gegeben werden können.
- Die für die Sicherheit des Betriebes, die Beherrschung von Störfällen und darüber hinaus auch bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen erforderliche Kommunikation innerhalb des Kernkraftwerkes und nach außerhalb muss jederzeit gewährleistet sein.

7 Sicherheitsdokumentation⁴⁶

- (1) Der Betreiber hat eine Sicherheitsdokumentation zu führen, welche diejenigen Unterlagen umfasst, welche die Grundlage für den sicheren Betrieb, für Nachweise eines anforderungsgerechten Anlagenzustands sowie für Bewertungen sicherheitstechnischer Auswirkungen bei Änderungen an der Anlage oder der Betriebspraxis darstellen. Dabei sind alle Anlagenzustände einschließlich von Zuständen im Nichtleistungsbetrieb abzudecken.
- (2) Die Sicherheitsdokumentation soll Beschreibungen und Nachweise zu Standort, sicherheitstechnischer Auslegung und bestimmungsgemäßem Betrieb der Anlage umfassen. Sie soll eine Bewertung der standortspezifischen Sicherheitsaspekte enthalten und das allgemeine Auslegungskonzept und das Vorgehen zur Erreichung der Schutzziele darlegen. Weiter soll sie eine detaillierte Beschreibung der Sicherheitsfunktionen sowie von Auslegung, Aufbau, Beschaffenheit und Funktionsweise der sicherheitstechnischen Systeme und der sicherheitsrelevanten baulichen Anlagenteile, Systeme und

⁴⁶ Unter Sicherheitsdokumentation wird die Gesamtheit der Unterlagen verstanden, die der Genehmigung der Anlage zugrunde liegen oder Gegenstand behördlicher Aufsicht sind. Zur Sicherheitsdokumentation gehören neben dem Sicherheitsbericht auch genehmigungspflichtige betriebliche Regelungen, wie z.B. genehmigungspflichtige Teile des Betriebshandbuchs (BHB) und des Prüfhandbuchs (PHB) bzw. die Ergebnisberichte von Sicherheitsüberprüfungen. Inhaltlich entspricht die Sicherheitsdokumentation in etwa dem, was im englischen als Safety Case oder im amerikanischen als Safety Analysis Report (SAR) bezeichnet wird. Der deutsche Begriff „Sicherheitsbericht“ wird hier bewusst vermieden, da er eine wesentlich engere Bedeutung als der SAR hat.

Komponenten enthalten.

- (3) Im Einzelnen hat die Sicherheitsdokumentation insbesondere die folgenden Sachverhalte zu dokumentieren:
- anzuwendende Regelungen, Vorschriften und Normen,
 - Systembeschreibungen mit den spezifizierten Werten sowie Schaltpläne,
 - die relevanten Aspekte der Anlagenorganisation und des integrierten Managementsystems,
 - die Störfallanalysen, die zur Bewertung der Sicherheit der Anlage bei anzunehmenden einleitenden Ereignissen bezüglich der Einhaltung der technischen Akzeptanzkriterien und der radiologischen Grenzwerte durchgeführt wurden,
 - die Anweisungen zur Störfallbeherrschung und zum anlageninternen Notfallschutz⁴⁷,
 - die Vorkehrungen für wiederkehrende Prüfungen und Funktionstests, die Qualifizierung und Schulung des Personals, das Programm zur Auswertung der Betriebserfahrung und das Alterungsmanagement,
 - die Bedingungen und Grenzwerte des sicheren Betriebs und ihre technischen Grundlagen,
 - Grundsätze, Strategien, Methoden und Vorkehrungen im Bereich des Strahlenschutzes,
 - die Vorbereitungen für den Katastrophenschutz einschließlich der Zusammenarbeit und Koordination mit den externen Organisationen, die mit der Notfallvorsorge befasst sind,
 - die anlageninternen Vorkehrungen für die Behandlung des nuklearen Abfalls.
- (4) Die Sicherheitsdokumentation ist in allen den sicheren Betrieb betreffenden Teilen zu aktualisieren, wenn neue sicherheitsbezogene Informationen aus Betrieb und Forschung, neue behördliche Anforderungen und Regeländerungen bzw. Anlagenänderungen dies erfordern.

⁴⁷ In englischsprachigen Dokumenten wird hier in der Regel auf Notfallprozeduren (EOPs) und Notfallstrategien (SAMGs) Bezug genommen.

7.1 Anweisungen zu Störfallbeherrschung und anlageninternem Notfallschutz

- (5) Anweisungen zur Beherrschung von Störfällen (Sicherheitsebene 3) und sehr seltenen Ereignissen (Sicherheitsebene 4) müssen übersichtlich und verständlich dokumentiert sein. Sie sollen möglichst schutzzielorientiert aufgebaut und ergonomisch so gestaltet sein, dass der Operateur leicht bei gegebenen Anlagenbedingungen durchzuführende Maßnahmen erkennen kann.
- (6) Das Betriebshandbuch muss Anweisungen zur Beherrschung von Störfällen enthalten. Diese Anweisungen können zustands- oder ereignisorientiert gestaltet werden. Sie müssen in jedem Falle sicherstellen, dass die Schutzziele kontinuierlich überwacht werden. Dabei sind jedem Schutzziel Anlagengrößen zuzuordnen, anhand derer die Erreichung der Schutzziele geprüft wird. Das Betriebshandbuch muss die Maßnahmen beschreiben, die bei Gefährdung oder Verletzung der Schutzziele zu ihrer Einhaltung ergriffen werden können. Es muss eindeutige Kriterien für die Einleitung von Notfallschutzmaßnahmen enthalten.
- (7) Das Notfallhandbuch muss Anweisungen für die Durchführung von Maßnahmen zum Erreichen der für die Teilebenen 4b und 4c festgelegten Ziele bei auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen enthalten. Im Notfallhandbuch sind anlagenzustandsabhängig einzuleitende technische Maßnahmen so zu beschreiben, dass situationsgerecht ein zielgerichtetes Handeln des Betriebspersonals und des Krisenstabes möglich wird.
- (8) Die Einstiegs- und Ausstiegsbedingungen der Anweisungen sollen klar definiert sein, um den Operateur in die Lage zu versetzen, sowohl zwischen Anweisungen innerhalb eines Handbuchs als auch zwischen Anweisungen des Betriebs- und des Notfallhandbuchs zu wechseln.
- (9) Die Entwicklung und Qualifizierung der Anweisungen für Betriebs- und Notfallhandbuch muss systematisch und, soweit erforderlich, anlagenspezifisch erfolgen. Dabei sollen Störfallanalysen (Betriebshandbuch) und Analysen repräsentativer auslegungsüberschreitender Szenarien (Notfallhandbuch) zur Unterstützung herangezogen werden. Soweit praktikabel, sollen Simulatoren in die Entwicklung und Qualifizierung einbezogen werden.
- (10) Betriebs- und Notfallhandbuch sind aktuell zu halten, systematisch zu strukturieren, übersichtlich zu gestalten und in einen Änderungsdienst einzubinden. Dabei ist der Schutz vor nicht autorisierter Änderung zu gewährleisten.

7.2 Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebes

- (11) Der Betreiber hat Grenzwerte und Bedingungen festzulegen und einzuhalten, um zu gewährleisten, dass der Betrieb der Anlage der in der Sicherheitsdokumentation beschriebenen Auslegung und den Bedingungen der Genehmigung entspricht. In diesem Rahmen sind auch die Bedingungen zu definieren, die einzuhalten sind, um Störungen und Störfälle zu vermeiden bzw. zu beherrschen.
- (12) Die Festlegung der Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs hat sich auf alle Anlagenzustände im bestimmungsgemäßen Betrieb zu erstrecken.
- (13) Die Festlegung ist auf der Basis der Anlagenauslegung, der Sicherheitsanalysen, der Genehmigungsbedingungen und der Erfahrungen aus Inbetriebnahme und Betrieb vorzunehmen. Für die Aktualisierung oder Änderung ist ein geregeltes Verfahren vorzusehen, das den Erfahrungsrückfluss und Entwicklungen von Wissenschaft und Technik berücksichtigt.
- (14) Die Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs müssen dem Personal in der Warte leicht zugänglich sein. Dieses Personal muss jene kennen und mit dem Umgang im Rahmen der sicheren Betriebsführung vertraut sein. Das andere für Sicherheitsfragen zuständige Personal muss die Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebes in dem für seine Aufgaben erforderlichen Umfang kennen.
- (15) Für den Fall, dass es zu Abweichungen von den Grenzwerten und Bedingungen des sicheren Betriebs kommt, sind diese mit dem Ziel zu bewerten, die erforderlichen Maßnahmen zu ermitteln, um die Schutzziele einzuhalten und die Anlage in einen sicheren und kontrollierten Zustand zu überführen.

8 Untersuchung besonderer Vorkommnisse und Erfahrungsrückfluss⁴⁸

- (1) Der Betreiber hat die ihm vorliegenden Erkenntnisse über sicherheitsbezogene Vorkommnisse und andere Betriebserfahrungen, die internationale Entwicklung der Sicherheitsstandards sowie neue Erkenntnisse aus Forschung und Entwicklung systematisch zu analysieren. Diese Auswertungen dienen dem Zweck, potentielle verborgene Sicherheitsdefizite, Vorläufer für Störungen, langsame Verschlechterungen von Sicherheitsparametern sowie Möglichkeiten

48 Durch [AtSMV] ist dieser Themenbereich hinreichend und übergeordnet geregelt. Die Zusammenstellung der Anforderungen zu diesem Themenbereich ist daher bewusst kurz gehalten.

- zur Verbesserung der Sicherheit zu erkennen.
- (2) Die offene innerbetriebliche Informationsweitergabe über Störungen und Vorläufer von Störungen ist zu fördern und ihre Bedeutung den Mitarbeitern auch im Rahmen von Ausbildung und Schulung zu vermitteln.
 - (3) Die Information aus der Auswertung der Betriebserfahrungen ist zu dokumentieren und sachgerecht zu archivieren. Der Betreiber hat dafür zu sorgen, dass die erforderlichen Konsequenzen für Technik, Organisation und Qualifikation des Personals umgesetzt werden.
 - (4) In regelmäßigen Abständen sind die Wirksamkeit der Auswertung von Betriebserfahrungen und die Nutzung des Erfahrungsrückflusses durch den Betreiber oder durch ein externes Expertenteam zu bewerten. Erfahrungen anderer Anlagen und Rückmeldungen externer Überprüfungen (z. B. durch WANO) sind mit dem Management und dem Anlagenpersonal zeitnah auszuwerten. Die Beteiligung an internationalen Missionen kann zur eigenen Erfahrungserweiterung dienen.

Anhang 1: Schutzziele, Teilschutzziele und Sicherheitsfunktionen

Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“	
Teilschutzziele	Sicherheitsfunktionen
Kontrolle der Änderungen von Reaktivität und Reaktorleistung	Inhärente Selbststabilisierung
	Begrenzung von Reaktivität, Leistung, Leistungsdichte
Nachhaltige Beendigung der Kettenreaktion im Kern	Reaktorabschaltung
	Langfristiges Halten im unterkritischen Zustand
Kontrolle der Reaktivität von Brennelementen außerhalb Reaktorkern	Sicherstellung der Unterkritikalität bei BE-Handhabung und BE-Lagerung

Schutzziel „Aktivitätsrückhaltung“	
Teilschutzziele	Sicherheitsfunktionen
Absperrvorkehrungen	Aktivitätseinschluss DFU und Anschlussysteme
	Überspeisungsabsicherung
	Aktivitätseinschluss Sicherheitsbehälter
	Aktivitätseinschluss Reaktorgebäude
	Aktivitätseinschluss Reaktorhilfsanlagengebäude
	Minderung Aktivitätsfreisetzung Maschinenhaus

Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“	
Teilschutzziele	Sicherheitsfunktionen
Wärmeabfuhr	Wärmeabfuhr aus Reaktorkern
	Sekundärseitige Wärmeabfuhr (DWR)
	Wärmeabfuhr aus Sicherheitsbehälter
	Wärmeabfuhr aus Kondensationskammer (SWR)
	Wärmeabfuhr aus BE-Lagerbecken
	Wärmetransport über Kühlketten
Sicherstellung Kühlmittelinventar und ggf. sekundärseitigem Wasserinventar	Kühlmittelergänzung
	Begrenzung Kühlmittelverlust
	Ergänzung BE-Beckenwasser
	Begrenzung Wasserverlust aus BE-Becken
	Dampferzeugerbespeisung (DWR)
	Begrenzung Dampf-/Wasserverlust aus Sekundärkreislauf (DWR)
Sicherstellung Integrität kühlmittelführender Systeme	Druck- und Temperaturbegrenzung im Reaktorsystem
	Sekundärseitige Druckbegrenzung (DWR)
	Temperatur- u. Druckbegrenzung im SHB
	Füllstands-, Druck- und Temperaturbegrenzung Kondensationskammer (SWR)
	Überspeisungsabsicherung Reaktorsystem
	DE-Überspeisungsabsicherung (DWR)
	Druckbegrenzung Reaktorgebäude

Anhang 2: Zu berücksichtigende einleitende Ereignisse

Anomaler Betrieb (Sicherheitsebene 2)

Verringerte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem

- Lastabwurf auf Eigenbedarf (DWR und SWR)
- Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation (z.B. bei Verlust des Kondensatorvakuums) (DWR und SWR)
- Unbeabsichtigtes Schließen einzelner Frischdampf-Absperrarmaturen (DWR) / Durchdringungs-Armaturen (SWR)
- Notstromfall, kurzzeitig (DWR und SWR)
- Ausfall (einer) aller Hauptspeisepumpen (DWR und SWR)

Verringerung des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem

- Ausfall einzelner oder aller Hauptkühlmittelpumpen / Zwangsumwälzpumpen (DWR und SWR)

Fehlerhafte Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung

- Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerelementen/-stäben /SS-Bänken bei Leistungsbetrieb (DWR und SWR)
- Fehlfunktion der Regelung, die zu einem Anstieg des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem führt (SWR)
- Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus angeschlossenen Systemen (z.B. Umgehung der Rekuperativ-Wärmetauscher des Volumenregelsystems beim DWR bzw. Fehleinspeisung von Nachspeisesystemen oder Ausfall von Hochdruck-Vorwärmern bei SWR)

Leckagen von Primärkühlmittel /Abnahme des Kühlmittelinventars

- Betriebliche Leckagen an Dampferzeugerheizrohren (DWR)

Brennelementlagerung und –handhabung

- Wasserverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken (kleine Betriebsleckage) (DWR und SWR)

Störfälle (Sicherheitsebene 3)

Erhöhte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem⁴⁹

- Bruch / Leck in einer Frischdampfleitung hinter der äußeren Absperrarmatur mit gleichzeitigem Auftreten von Dampferzeugerheizrohrschäden (DWR)
- Bruch / Leck in einer Frischdampfleitung hinter der äußeren Absperrarmatur (ohne Heizrohrschaden) (DWR)
- Leck/Bruch in der Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters (DWR)
- Leck/Bruch in einer Frischdampfleitung im Reaktorgebäude (außerhalb Sicherheitsbehälter) bzw. im Maschinenhaus (SWR)

Verringerte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem

- Unbeabsichtigtes Schließen aller Frischdampf-Absperrarmaturen (DWR) bzw. Durchdringungs-Armaturen (SWR)
- Ausfall aller betrieblicher Speisewasserversorgungen (DWR und SWR)
- Lecks von Rohrleitungen im Speisewasserleitungssystem, bei DWR auch in Abschlammleitung und Notspeiseleitung zwischen Dampferzeuger und Rückschlagarmatur (DWR und SWR)

Fehlerhafte Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung

- Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerelementen, -stäben oder Steuerstabbänken bei Leistungsbetrieb mit zusätzlichem Versagen von Schutzanregungen (DWR und SWR)
- Unbeabsichtigte Reaktivitätszufuhr im unterkritischen Zustand oder Nulllast (DWR und SWR)
- Auswurf des wirksamsten Steuerelementes (DWR und SWR)
- Herausfallen des wirksamsten Steuerstabs (SWR)
- Kernunterkühlung durch Frischdampf-Leck (DWR)

Lecks im Reaktorkühlsystem / Abnahme des Kühlmittelinventars⁵⁰

- 49 Von diesen Ereignissen sind einige nach den vorliegenden probabilistischen Analysen von der Eintrittshäufigkeit her deutlich seltener als 10^{-4} und wären damit nach heutiger Kenntnis nicht mehr dem Störfallbereich zuzuordnen.
- 50 Von diesen Ereignissen sind einige – insbesondere große Brüche - der nach den vorliegenden probabilistischen Analysen von der Eintrittshäufigkeit her deutlich seltener als 10^{-4} und wären damit nach heutiger Kenntnis nicht mehr dem Störfallbereich zuzuordnen.

- Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (DWR und SWR; Rohrleitungen der druckführenden Umschließung, kleine Rissöffnungen, offene Abblasestränge beim DWR)
- Mittleres/großes Leck in den Kühlmittelleitungen der druckführenden Umschließung (je nach Bruchausschlussqualität $\leq 0,1 F, 2F$) (DWR und SWR), Sonderbetrachtung des 2F-Leck wenn Bruchausschluss vorhanden
- Dampferzeuger-Heizrohrversagen (kurzzeitig, $\leq 2 F$) mit Dampfabgabe über Dach (DWR)
- Leck in einer reaktorkühlmittelführenden Messleitung im Ringraum (DWR) bzw. Reaktorgebäude (SWR)
- Leck im Nachkühlsystem an beliebigen Stellen außerhalb des Sicherheitsbehälters im Ringraum (DWR) / im Reaktorgebäude (SWR) während des Nachwärmeabfuhrbetriebes
- Leck aus der Kondensationskammer (SWR)
- Leck am Boden des Reaktordruckbehälters (SWR)

Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus Hilfssystemen oder Komponenten

- Leck in einer Rohrleitung im Abgassystem / Gasaufbereitungssystem (DWR und SWR)
- Leck eines Behälters mit radioaktiv kontaminiertem Wasser (größte radiologische Auswirkungen, Abwasserverdampfer) (DWR und SWR)

Brennelementlagerung und –handhabung

- Brennelementbeschädigung bei der Handhabung (DWR und SWR)
- Langandauernder Ausfall der betrieblichen Beckenkühlung (DWR und SWR)
- Borverdünnung im Brennelement-Lagerbecken (DWR, nur wenn boriertes Wasser im BE-Lagerbecken)
- Fehlbelegung des Brennelement-Lagerbeckens (DWR)
- Wasser-/Dampfeinbruch im Brennelement-Trockenlager (DWR und SWR)

Extern - übergreifend

- Erdbeben (einschließlich von Folgeschäden) (DWR und SWR)

Anhang 3: VO-Ereignisse

Interne VO-Ereignisse

- Leck in der Frischdampfleitung im Ringraum (DWR)
vermieden durch Ausführung der Frischdampfleitung als Doppelrohr
- Frischdampfleitungsbruch zwischen Sicherheitsbehälter und Frischdampfsicherheitsarmatur (DWR)
vermieden durch Kompaktarmaturenblock außerhalb des Sicherheitsbehälters
- Leck in der Speisewasserleitung im Ringraum (DWR)
vermieden/beherrscht durch Ausführung der Speisewasserleitung als Doppelrohr, gedämpftes Rückschlagventil innerhalb des Sicherheitsbehälters
- Leck in der Dampferzeuger-Abschlammleitung im Ringraum (DWR)
vermieden durch Ausführung der Abschlammleitung als Doppelrohr
- Turbinenversagen (DWR und SWR)
beherrscht durch eine Anordnung der Turbine entsprechend den Anforderungen der RSK-Leitlinie 17.1
- Überdrehzahl einer Hauptkühlmittelpumpe im Kühlmittelverluststörfall (DWR)
beherrscht durch Abwurf des Pumpenschwungrades bei Überdrehzahl (vgl. RSK-Leitlinie 17.2)
- Absturz eines Brennelements in den gerade noch nicht kritischen Reaktorkern (SWR)
vermieden durch geeignete Maßnahmen und Einrichtungen
- Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens (SWR)
vermieden durch Maßnahmen und Einrichtungen, die das Ausfahren von Steuerstäben während des Beladens des Reaktors nicht sowie das Beladen nur dann zulassen, wenn alle Stäbe eingefahren sind
- Kaltwassertransiente im Reaktordruckbehälter (SWR)
vermieden durch Sicherstellung, dass ein Start von Kühlmittelumwälzpumpen nach einem Anlagenstillstand bei gezogenen Steuerstäben nicht erfolgt
- Frischdampf-Leitungsbruch zwischen der Erst- und Zweitabspernung (SWR)
vermieden durch hochwertige Ausführung des Bereiches zwischen innerer und äußerer Abspernung

- Zündung von im Reaktor betriebsbedingt entstehenden signifikanten Ansammlungen von Radiolysegas (SWR)
vermieden/beherrscht durch Kombination von Überwachungsmaßnahmen, aktiven Spülmaßnahmen, katalytischer Rekombination, inhärenten Vermischungsvorgängen, Maßnahmen zur Gewährleistung der Verfügbarkeit von Spülleitungen (z.B. Verriegelungen von Spülarmaturen in Offenstellung) und baulichem Schutz zur Begrenzung der Auswirkungen
- Wasserverlust aus dem Brennelementlagerbecken (DWR und SWR)
Vorkehrungen zur Leckageerkennung und durch Gegenmaßnahmen
- Absturz schwerer Lasten (einschließlich Brennelement-Transportbehälter) auf das Brennelementlagerbecken (DWR und SWR)
vermieden/beherrscht durch Auslegung und Betrieb der Hebezeuge gemäß KTA 3902 und 3903
- Absturz des Brennelementtransportbehälters außerhalb des Sicherheitsbehälters (DWR und SWR)
*vermieden durch Auslegung des Krans gemäß KTA 3902
beherrscht durch die Auslegung des Transportbehälters für die vorkommende Fallhöhe*

übergreifend

- Leck im Druckentlastungsrohr der Kondensationskammer (SWR)
beherrscht durch Schutzrohre für die Abblaserohre sowie durch gezielte Ableitung des Leckdampfs in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters
- Versagen hochenergetischer Rohrleitungen und Behälter (SWR und DWR)
vermieden durch Doppelrohrkonstruktionen bzw. beherrscht durch Schutz sicherheitstechnisch relevanter Einrichtungen gegen direkte mechanische Einwirkungen, Strahlkräfte, Druckdifferenzen, chemische Einwirkungen, Überflutung, erhöhte Luftfeuchtigkeit, erhöhte Raumtemperatur, Aktivitätsfreisetzungen
- Überflutung innerhalb von sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden (DWR und SWR)
beherrscht durch Vorkehrungen wie Sektorierung, Höhenanordnung, Absperrmaßnahmen, Doppelrohr an der Sumpfsaugleitung und Abkammerungen
- Anlageninterne Brände und Explosionen (DWR und SWR)
vermieden/beherrscht durch Vorkehrungen des aktiven und passiven Brandschutzes wie z. B. Minimierung der Brandlasten, Fernhalten von Zündquellen, Brandabschnitte, Brandklappen in Lüftungstechnischen

Anlagen sowie durch Explosionsschutzvorkehrungen

Externe VO-Ereignisse

- Kollision von Fahrzeugen auf dem Anlagengelände mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen, Strukturen oder Komponenten (SWR und DWR)
beherrscht durch den Schutz sicherheitstechnisch relevanter baulicher Anlagenteile, Systeme oder Komponenten
- Beeinträchtigung der Wärmeabfuhr durch Treibgut und Schiffsunfälle (SWR und DWR)
vermieden durch geeignete Maßnahmen und Einrichtungen zur Sicherstellung der sicherheitstechnisch erforderlichen Kühlwasserversorgung bei Einwirkungen von Treibgut, den Folgen von Schiffsunfällen und von Kollisionen von Schiffen mit Kühlwasserbauwerken
- Einwirkungen von Mehrblockanlagen oder von benachbarten Anlagen (SWR und DWR)
vermieden durch geeignete Maßnahmen und Einrichtungen

übergreifend

- Äußerer Brand (DWR und SWR)
beherrscht durch die Vorkehrungen gegen Flugzeugabsturz und gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen sowie gegen gefährliche Stoffe
- Hochwasser (DWR und SWR)
beherrscht durch Festlegung einer ausreichenden Höhenkote und durch bauliche Vorkehrungen
- Elektromagnetische innere und äußere Einwirkungen (außer Blitz, SWR und DWR)
vermieden durch geeignete Maßnahmen und Einrichtungen, die aus den Ergebnissen einer EMV-Analyse (Elektromagnetische Verträglichkeit) abgeleitet werden
- Blitzschlag (DWR und SWR)
beherrscht durch geeignete Blitzschutzanlagen und eine blitzschutztechnische Auslegung gefährdeter Anlagenteile
- Sonstige naturbedingte, speziell extreme standortabhängige Einwirkungen, wie z. B. starke Niederschläge, Eisgang, Sturm (DWR und SWR)
beherrscht durch festzulegende geeignete standortabhängige Vorkehrungen

Anhang 4: Spezielle sehr seltene Ereignisse

ATWS: Versagen des Schnellabschaltsystems bei folgenden Betriebstransienten

- Ausfall der Hauptwärmesenke, z.B. infolge Verlustes des Kondensatorvakuums bzw. Schließen der Frischdampfschieber, bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung.
- Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung
- Maximaler Anstieg der Dampfentnahme, z.B. infolge Öffnens der Umleitstation oder der Frischdampfsicherheitsventile
- Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
- Maximale Reduzierung des Kühlmitteldurchsatzes
- Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen oder Steuerelementgruppen ausgehend von den Betriebszuständen Volllast und heißer Bereitschaftszustand
- Druckentlastung durch unbeabsichtigtes Öffnen eines Druckhaltesicherheitsventils
- Maximale Reduzierung der Reaktoreintrittstemperatur verursacht durch einen Fehler in einer aktiven Komponente der Speisewasserversorgung.

Flugzeugabsturz⁵¹

Äußere Einwirkungen gefährlicher Stoffe

Äußere Druckwellen aus chemischen Reaktionen

51 Die Häufigkeit des Lastfalls Flugzeugabsturz liegt heute in der Regel unter 10^{-6} pro Jahr und Anlage. Der Flugzeugabsturz ist daher in der Systematik des Mehrstufenkonzepts (Bild 1) ähnlich wie Teilebene 4c einzuordnen.

Abkürzungsverzeichnis

AtG	Atomgesetz
ATWS	Anticipated Transients without Scram (Betriebs transienten mit unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung)
BE	Brennelement
BMI	Bundesministerium des Innern
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
DDA	Durchdringungsabschluss
DFU	Druckführende Umschließung
DWR	Druckwasserreaktor
KMV	Kühlmittelverlust
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SHB	Sicherheitsbehälter
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
SWR	Siedewasserreaktor
VO	Kennzeichen für Ereignisse die durch Vorsorge vermieden oder beherrscht werden
WANO	World Association of Nuclear Operators
WENRA	West European Nuclear Regulators Association

Referenzen

- AtG-2004, Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) vom 23. Dezember 1959, Stand nach dem siebenten Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes (Artikelgesetz), BGBl 1994, Teil I Seite 1622
- AtSMV, Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung) vom 14. Oktober 1992 (BGBl. I 1992, Nr. 48)
- CNS-D-2004, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die dritte Überprüfungstagung zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit, BMU, 2005
- IAEA SF-1, Fundamental Safety Principles, IAEA, Vienna, 2006
- IAEA NS-R-1, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Requirements, Safety Standards Series, IAEA, Vienna, 2000
- IAEA NS-R-2, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Safety Requirements, Safety Standards Series, International Atomic Energy Agency, 2000
- IAEA GS-R-3, The Management System for Facilities and Activities, Safety Requirements, Safety Standards Series, International Atomic Energy Agency, 2006
- INSAG-12, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, International Nuclear Safety Advisory Group, IAEA, Vienna (1999)
- KEV-2004, Kernenergieverordnung (KEV) der Schweiz, 2004
- KTA-2002, Sicherheitsgrundlagen, Regelvorlagenentwurf im Rahmen des Projekts KTA 2000, Dezember 2002
- PSÜ-Leitfaden, Leitfäden zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, August 1997: Grundlagen zur periodischen Sicherheitsüberprüfung, Dezember 1996
- RSK-1979, Rahmenspezifikation "Basissicherheit von druckführenden Komponenten", Anhang zu den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren in der 2. Ausgabe vom 24. Januar 1979, Stand: 25. April 1979
- RSK-1992, Behandlung auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe für die in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren, Positionspapier der RSK zum anlageninternen

Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz, Empfehlung der RSK, Anlage 1 zum Ergebnisprotokoll der 273. RSK-Sitzung am 09.12.1992

RSK-LL, RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981 mit Änderungen vom 15.11.1996

Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen, Modul 1, Revision B, GRS, September 2006

SiKri, Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21.10.1977, BMI, 1977, BAnz. 1977, Nr. 206

SiKri-Einzelfehler, Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke; Einzelfehlerkonzept - Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums vom 2.3.1984 (GMBl. 1984, S. 208)

Störfall-LL, Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV vom 18.10.1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a)

StrlSchV-2002, Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 38), zuletzt geändert durch VO vom 18. Juni 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 36)

WENRA-2007, Reactor Safety Reference Levels, WENRA, January 2007

Anmerkung:

Dieser Bericht ist von der ISaR GmbH
im Auftrag der ILK-Geschäftsstelle
beim Bayerischen Landesamt für Umwelt erstellt worden.

ILK - Geschäftsstelle beim Bayerischen Landesamt für Umwelt

Bürgermeister-Ulrich-Str. 160

D-86179 Augsburg

Telefon: +49-173-65 707-10/-11

Telefax: +49-173-65 707-96/-98

E-Mail: info@ilk-online.org

<http://www.ilk-online.org>

