Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland

vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a)

Im Zuge der Ereignisse um den Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl hat das - seinerzeit zuständige - Bundesministerium des Innern (BMI) im Mai 1986 die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) gebeten, eine Sicherheitsüberprüfung aller Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durchzuführen und über das Ergebnis zu berichten. Die RSK hat Ende 1988 dem - seit Mitte 1986 zuständigen - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) ihren Bericht über die „Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland“ vorgelegt und empfohlen, zukünftig etwa alle 10 Jahre eine Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke durch die Betreiber durchzuführen.

Das BMU hat sich den Bewertungen und Empfehlungen des RSK-Abschlußberichts angeschlossen. BMU und Länder haben sich daraufhin im Länderausschuß für Atomkernenergie verständigt, einen Arbeitskreis einzurichten, der bundeseinheitliche Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen erarbeiten sollte.

Die von einer Arbeitsgruppe des Länderausschusses für Atomkernenergie erarbeiteten Leitfäden für Periodische Sicherheitsüberprüfung wurden vom Hauptausschuß des Länderausschusses für Atomkernenergie mehrheitlich für eine geeignete Grundlage zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen gehalten.

Nunmehr liegen die folgenden Leitfäden zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung vor:

- Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke (Dez. 1996) (Seite 1)
- Periodische Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke - Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse (Dez. 1996) (Seite 8)
- Periodische Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke - Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse (Dez. 1996) (Seite 17)

Die in den Leitfäden zitierten ergänzenden Publikationen des Bundesamts für Strahlenschutz werden im Lichte bei der bei der Umsetzung gemachten Erfahrungen fortgeschrieben.

Die Sachverständigen und die Betreiber von Kernkraftwerken sind im Laufe der Erarbeitung der Leitfäden zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung mehrfach angehört worden.

Nachfolgend gebe ich die Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen für Kernkraftwerke bekannt (Anlage).

Bonn, den 18. August 1997
RS I 2-10120/9.0

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Im Auftrag
Dr. Wendling

Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung
Dezember 1996

Inhaltsverzeichnis

1. Einleitung

2. Ziele und Grundsätze der Periodischen Sicherheitsüberprüfung

3. Rechtliche Einordnung der PSÜ und Umsetzung der Ergebnisse

4. Umfang und Teilbereiche der PSÜ
4.1 Aktuelle Anlagenbeschreibung
4.2 Deterministische Sicherheitsstatusanalyse
4.3 Probabilistische Sicherheitsanalyse
4.4 Anlagensicherung
4.5 Vertiefende Untersuchungen zu Einzelaspekten

5. Ergebnisse der PSÜ
5.1 Abschließende Einschätzung und Dokumentation durch den Genehmigungsinhaber
5.2 Beurteilung der Ergebnisse der PSÜ durch die atomrechtliche Aufsichtsbehörde

Abbildung 1: Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke
Abbildung 2: Überblick zur Systematik der PSÜ

Anhang A: Begriffserläuterungen für verwendete Begriffe im Rahmen der PSÜ
Anhang B: Gliederung der aktuellen Anlagenbeschreibung

1. Einleitung

Die Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland unterliegen während der Errichtung, des Betriebes und der Stillegung sowie bei Veränderungen an der Anlage und ihrer Betriebsweise in allen sicherheitsrelevanten Bereichen der staatlichen Aufsicht. Im Rahmen der Aufsicht werden der Zustand der Anlage und ihre Betriebsweise auf Übereinstimmung mit den Bestimmungen der Genehmigungsbescheide kontrolliert. Darüber hinaus erfolgt die Prüfung der Notwendigkeit der Umsetzung neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse aus Betriebserfahrungen, Sicherheitsanalysen sowie Forschung und Entwicklung.

Im Laufe einer längeren Betriebsphase erweitern sich die sicherheitstechnischen Erkenntnisse; die Methoden und die Instrumentarien für Sicherheitsanalysen werden weiterentwickelt. Dies soll zu einer Fortentwicklung des Sicherheitsstatus der Anlage und ihrer Betriebssicherheit führen. Es ist daher zweckmäßig, für jedes in Betrieb befindliche Kernkraftwerk mit Leichtwasserreaktor in angemessenen Zeitabständen eine gesamtheitliche Sicherheitsüberprüfung durchzuführen. Eine entsprechende Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ), bei der der aktuelle Sicherheitsstatus der Anlage überprüft wird, hat die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) auf ihrer 238. Sitzung am 23. November 1988 empfohlen (BAnz. 1989, Nr. 47a). In einer weiteren Empfehlung, verabschiedet auf der 291. RSK-Sitzung am 17.05.1995 (BAnz. 1995, Nr. 158), wird die Durchführung der PSÜ konkretisiert.

Die PSÜ soll etwa im 10-Jahres-Abstand durchgeführt werden. Es ist vorgesehen, daß die RSK sich jeweils mit übergreifenden Ergebnissen der PSÜ befaßt.

Der Genehmigungsinhaber erstellt in Wahrnehmung seiner Eigenverantwortung für die Sicherheit seiner Anlage die PSÜ. Für einige Anlagen bestehen in diesem Sinne Nebenbestimmungen in den Genehmigungsbescheiden.

Für die staatlichen Aufsichtsbehörden ergänzt die PSÜ die Erkenntnisse über den sicherheitstechnischen Anlagenzustand aus der ständigen Aufsicht. Planung und Durchführung der PSÜ sollen in Abstimmung zwischen dem Genehmigungsinhaber und der zuständigen Aufsichtsbehörde erfolgen, wobei die Leitfäden zur PSÜ, „Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke“, „Sicherheitsstatusanalyse“, „Probabilistische Sicherheitsanalyse“ und „Deterministische Sicherungsanalyse“ als Orientierung dienen.

Zweck der Leitfäden ist es, eine bundeseinheitliche Vorgehensweise festzulegen und einen klaren Rahmen hinsichtlich Ziel und Umfang der PSÜ zu schaffen. Dabei wird einerseits auf die Darlegung des Sicherheitsstatus der Anlage durch den Genehmigungsinhaber und andererseits auf die Beurteilung durch die Behörde im Hinblick auf die §§ 17 und 19 des Atomgesetzes (AtG) eingegangen.

2. Ziele und Grundsätze der Periodischen Sicherheitsüberprüfung

Für die bestehenden Kernkraftwerke wurde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens zur Erteilung der Errichtungs- und Betriebsgenehmigung gemäß § 7 AtG die erforderliche Vorsorge gegen Schäden nach dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik auf deterministischem Wege nachgewiesen.

Durch die PSÜ soll, als Ergänzung der ständigen Überprüfungen im Rahmen der staatlichen Aufsicht über den Betrieb der Kernkraftwerke, nach einer längeren Betriebsphase und auf der Basis der erteilten Genehmigungen, des Ist-Zustandes der vorhandenen Anlage und der Anforderungen des Standes von Wissenschaft und Technik der Sicherheitsstatus der Anlagen ganzheitlich erfaßt und im Hinblick auf die §§ 17 und 19 des AtG beurteilt werden. Die Durchführung der PSÜ und die Beurteilung der Ergebnisse soll mittels deterministischer und probabilistischer Methoden erfolgen.

Das gestaffelte Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke umfaßt vier Sicherheitsebenen (Abbildung 1). In diesem Sicherheitskonzept sind den Anlagenzuständen in jeder Ebene technische Einrichtungen und Maßnahmen zur Verhinderung von Störungen und Störfällen und Maßnahmen zu deren Beherrschung bis hin zur Begrenzung der Auswirkungen von auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen zugeordnet. Die technischen Einrichtungen und Maßnahmen auf den

Sicherheitsebenen	Vorsorgebereiche / Strahlenschutzanforderungen		Anlagenzustände Ereignisse		Häufigkeiten der Anlagenzustände / Ereignisse	technische Einrichtungen und Maßnahmen		Auslegungsgrundsätze
1	Atomrechtliche Schadensvorsorge	§ 45 StrlSchV	bestimmungsgemäßer Betrieb	Normalbetrieb	regelmäßig	Betriebssystem	Betriebliche Komponenten und Systeme	- konservative Auslegung - Basissicherheit - Qualitätsgewährleistung - Überwachung - Personalqualifikation
2				anomaler Betrieb	häufig		Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen, Aggregateschutz	und zusätzlich: - inhärente Sicherheit - thermohydraulische u. reaktorphysikalische Stabilität
3		§ 28 (3) StrlSchV	Störfälle		selten	Sicherheitssysteme		und zusätzlich: - Redundanz - Diversität - Fail Safe - räuml. Trennung und Schottung - Automatisierung - Autarkie
4		Begrenzung der Strahlenexposition, keine quantifizierten Strahlenschutzanforderungen	Unfälle	spezielle, sehr seltene Ereignisse	sehr selten	punktuelle Vorsorgemaßnahmen		spezifische Auslegungsanforderungen
				auslegungsüberschreitende Anlagenzustände		anlageninterner Notfallschutz		- flexible Nutzung vorhandener Einrichtungen - Regeln der Technik bei Notfallschutzeinrichtungen
	verbleibendes Restrisiko			Schadenszustände mit relevanten Auswirkungen auf die Umgebung	extrem selten, praktisch ausgeschlossen	Katastrophen- und Umgebungsschutz		Katastrophen- und Umgebungsschutz

Abb. 1: Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke

verschiedenen Ebenen sollen unbeeinträchtigt vom Versagen oder Ausfall der vorgelagerten Funktion wirken und die auf der jeweils niedrigeren Ebene nicht aufgefangenen Ereignisse abdecken. Damit soll die Integrität der hintereinander gestaffelten Barrieren gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Anlage und in die Umgebung erhalten und so der Schutz vor ionisierender Strahlung beim Betrieb von Kernkraftwerken gewährleistet werden.

Die Funktionen der technischen Einrichtungen und Maßnahmen, bezogen auf die jeweiligen Vorsorgebereiche der Ebenen 1 "Normalbetrieb" und 2 "Anomaler Betrieb", sind darauf gerichtet, Störungen im Normalbetrieb vorzubeugen bzw. aufgetretene Störungen abzufangen, um einen Störfall in der Anlage zu verhindern. Im Rahmen der PSÜ soll auf diesen Ebenen durch die Auswertung von Betriebserfahrungen unter Einbeziehung sicherheitsrelevanter Bereiche der Betriebsführung gezeigt werden, inwieweit die in diesen Ebenen zu stellenden Anforderungen erfüllt sind und wie sich die technischen Einrichtungen und Maßnahmen im bisherigen Betrieb bewährt haben.

In der 3. Sicherheitsebene, der "Störfallebene", muß das Sicherheitssystem der Anlage ein abdeckendes Spektrum von Störfällen wirksam und zuverlässig beherrschen. Die Störfallplanungswerte gemäß § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) dürfen nicht überschritten werden. Die "Störfallebene" soll den inhaltlichen Schwerpunkt der PSÜ bilden. Im Vordergrund steht die Frage, inwieweit die zu unterstellenden Störfälle durch getroffene Vorsorgemaßnahmen mit ausreichender Wirksamkeit und Zuverlässigkeit beherrscht werden.

In eine weitere 4. Sicherheitsebene, für die keine radiologischen Planungswerte gelten, sind Maßnahmen für den Fall des Eintretens von speziellen, sehr seltenen Ereignissen und hypothetisch anzunehmenden auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen eingeordnet.

Für die speziellen, sehr seltenen Ereignisse sind die Beanspruchungen für bestimmte Systeme und Komponenten zu begrenzen, die Abtragung vorgegebener Lasten vorzusehen und die Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand zu ermöglichen. Dazu gehören auch Ereignisse, gegen die bei neueren Anlagen aufgrund spezieller Auslegungsanforderungen punktuelle Vorsorgemaßnahmen zu treffen sind (z.B. Flugzeugabsturz). Sofern hier bei älteren Anlagen Abweichungen auftreten, ist im Rahmen der PSÜ mit Hilfe probabilistischer Betrachtungen darzulegen, inwieweit damit eine Risikorelevanz oder eine Unausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes*) der Anlage verbunden ist. Ob weitergehende Vorkehrungen aus diesen Gründen vorzunehmen sind, ist auch unter Berücksichtigung der Verhältnismäßigkeit darzulegen.

Bei auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen, die sich aus Störfällen mit zusätzlichen in der Auslegung nicht mehr zu berücksichtigenden Systemausfällen entwickeln können, sollen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dazu dienen, schwere Kernschäden zu verhindern bzw. radiologische Auswirkungen zu reduzieren. Im Rahmen der PSÜ soll gezeigt werden, welche Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse getroffen sind, und belegt werden, inwieweit über die bisher getroffene Vorsorge hinaus zielführende und im Rahmen des Sicherheitskonzepts der Anlage zumutbare technische Sicherheitsvorkehrungen getroffen sind.

Bei der deterministischen Überprüfung einer Anlage sollen schutzzielorientierte Anforderungen und Vorgaben für ein generisches Spektrum (Musterliste) von zu betrachtenden Störfällen, speziellen, sehr seltenen Ereignissen und auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen, die im Rahmen einer PSÜ an eine Anlage zu stellen sind, (vgl. Abschnitt 4.2) zugrunde gelegt werden.

Die Überprüfung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts der Gesamtanlage und die Ermittlung der Gesamthäufigkeit nicht beherrschter Anlagenzustände erfolgen mittels einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA).

Weiterhin ist für den Bereich "Sicherung" der Status der Anlagensicherung darzustellen.

3. Rechtliche Einordnung der PSÜ und Umsetzung der Ergebnisse

Die PSÜ ergänzt die ständige Überprüfung der Kernkraftwerke im Rahmen der staatlichen Aufsicht.

Die PSÜ wird durch die Genehmigungsinhaber in Wahrnehmung der Eigenverantwortung für die Sicherheit der Anlage und nach in diesem Sinne bestehenden Nebenbestimmungen in Genehmigungsbescheiden einiger Anlagen durchgeführt. Eine unmittelbare gesetzliche Verpflichtung zur Durchführung einer PSÜ besteht nicht.

Das konkrete Vorgehen bei der Durchführung der PSÜ erfolgt in der heutigen Praxis regelmäßig in Abstimmung mit der Aufsichtsbehörde.

Die Umsetzung der Ergebnisse der PSÜ richtet sich nach den allgemeinen Vorschriften, d.h. nach dem Instrumentarium des AtG.

4. Umfang und Teilbereiche der PSÜ

Die Darlegung des Sicherheitsstatus einer Anlage im Rahmen der PSÜ umfaßt die Ergebnisse folgender Teilbereiche:

- eine deterministische Sicherheitsstatusanalyse in Form einer schutzzielorientierten Überprüfung des Sicherheitsstatus der Anlage mit Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung,
- eine probabilistische Sicherheitsanalyse,
- eine Überprüfung des Sicherungskonzepts der Anlage.

Die einzelnen Teilbereiche der PSÜ erfordern verschiedene Vorgehensweisen; sie gehören aber hinsichtlich einer sachgerechten Gesamtbewertung der Anlage zusammen. Wechselwirkungen und Verknüpfungen der Teilbereiche ergeben sich insbesondere aus den sich gegenseitig ergänzenden probabilistischen und deterministischen Aspekten bei der schutzzielorientierten Überprüfung des Sicherheitsstatus der Anlage. Es ist daher zweckmäßig, die einzelnen Teilbereiche zeitlich parallel zu erstellen.

In den folgenden Abschnitten werden die wesentlichen Schritte und Inhalte der obengenannten Teilbereiche erläutert. Ein Überblick über die Systematik der PSÜ wird in Abbildung 2 gegeben.

Im Hinblick auf eine zielführende und zweckmäßige Durchführung der PSÜ sollte die Vorgehensweise von Genehmigungsinhaber, Behörde und hinzuzuziehendem Sachverständigen auf der Grundlage der vorliegenden Leitfäden zur PSÜ aufeinander abgestimmt werden. Zweckmäßigerweise sollte ein konkreter Rahmen zum Umfang der Überprüfung und der nachfolgenden Begutachtung sowie zum zeitlichen Ablauf vereinbart werden.

Um bei jeder weiteren PSÜ die Durchführung zu erleichtern und den Aufwand angemessen zu halten, können die Folge-PSÜs als Delta-Überprüfungen zur Erst-PSÜ

*) Begriffserläuterungen im Anhang A

durchgeführt und die vorliegende PSÜ-Dokumentation fortgeschrieben werden.

4.1 Aktuelle Anlagenbeschreibung

Den Analysen zu den Teilbereichen der PSÜ ist eine Anlagenbeschreibung voranzustellen. Die Anlagenbeschreibung dient dazu, einen aktuellen Überblick über das Sicherheitskonzept, die Auslegungsmerkmale der Anlage und über alle wesentlichen sicherheitstechnischen Maßnahmen zu geben.

In der Beschreibung der Kraftwerksanlage und der sicherheitstechnisch relevanten Bauwerke, Systeme und Einrichtungen sollen wesentliche Informationen zu folgenden Aspekten enthalten sein:

- Aufgabe bzw. sicherheitstechnische Funktion,
- Aufbau, Anordnung, und Auslegung.

Ein Gliederungsvorschlag für die Anlagenbeschreibung ist in Anhang B gegeben.

In der Anlagenbeschreibung sollen sicherheitstechnisch bedeutsame Nachrüstungen und maßgebliche Änderungen der Anlage nach der Inbetriebnahme bzw. der letzten PSÜ dargestellt werden. Ferner können noch nicht realisierte Nachrüstmaßnahmen und Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes einbezogen werden, wenn sie genehmigt oder prüffähig beantragt sind. Eine Beschreibung des anlageninternen Notfallschutzkonzeptes sollte in einem separaten Kapitel vorgenommen werden (vgl. Abschnitt 4.2). Vertiefte Systembeschreibungen, die in den Analysen (Sicherheitsstatusanalyse, PSA) notwendig werden, sind an der jeweiligen Stelle in den Analysen vorzunehmen.

Eine Beschreibung der Sicherungseinrichtungen und -maßnahmen ist Bestandteil der Darstellung des Sicherungsstatus (vgl. Abschnitt 4.4).

PERIODISCHE SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG FÜR KERNKRAFTWERKE (PSÜ)

<table>
<tr><td>TEILBEREICHE</td><td colspan="2">Sicherheitsstatusanalyse</td><td>Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)</td><td>Sicherung</td></tr>
<tr><td>VORGABEN</td><td colspan="2">Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse</td><td>Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse</td><td>Leitfaden Deterministische Sicherheitsanalyse</td></tr>
<tr><td colspan="5">Abstimmung der Vorgehensweise zur PSÜ zwischen Genehmigungsinhaber und Aufsichtsbehörde</td></tr>
<tr><td rowspan="4">VORGEHEN DES GENEHMIGUNGS-INHABERS</td><td colspan="3">Aktuelle Anlagenbeschreibung</td><td></td></tr>
<tr><td>Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen der Anlage nach den Anforderungen und Vorgaben des Schutzzielkonzepts</td><td>Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung</td><td rowspan="2">Überprüfung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes und Ermittlung der Summenhäufigkeit nicht beherrschter Anlagenzustände mittels probabilistischer Methoden
Bericht: PSA</td><td rowspan="3">Bericht: Deterministische Sicherungsanalyse</td></tr>
<tr><td>Bericht: Deterministische schutzzielorientierte Überprüfung</td><td>Bericht: Betriebsführung und Betriebserfahrung</td></tr>
<tr><td colspan="3">Bericht: Abschließende Einschätzung des Sicherheitsstatus unter Einbeziehung der Einzelergebnisse der Teilbereiche der PSÜ</td></tr>
<tr><td rowspan="2">VORGEHEN DER AUFSICHTS-BEHÖRDE</td><td colspan="2">Schutzzielorientierte Beurteilung ggf. unter Zuziehung von Sachverständigen</td><td>Beurteilung ggf. unter Zuziehung von Sachverständigen</td><td>Beurteilung ggf. unter Zuziehung von Sachverständigen</td></tr>
<tr><td colspan="4">Gesamtbewertung durch die Aufsichtsbehörde, behördliche Maßnahmen und Veranlassungen</td></tr>
</table>

Abb. 2: Überblick zur Systematik der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ)

4.2 Deterministische Sicherheitsstatusanalyse

Die deterministische Sicherheitsstatusanalyse soll nach der im Leitfaden "Sicherheitsstatusanalyse" beschriebenen Vorgehensweise durchgeführt werden.

Danach ist für die Durchführung folgendes vorgesehen:

- eine deterministische schutzzielorientierte Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen der Anlage

  anhand der schutzzielorientierten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks*) und des zu betrachtenden Störfallspektrums,
- Darlegung der Einrichtungen und Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse sowie des Notfallschutzkonzepts,
- Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung.

Der Schwerpunkt der deterministischen, schutzzielorientierten Überprüfung liegt auf der Darstellung der Beherrschung zu betrachtender Störfälle durch die Sicherheitseinrichtungen der Anlage. Der Ist-Zustand der sicherheitstechnisch relevanten Systeme soll dahingehend überprüft werden, ob die geforderten Sicherheitsfunktionen zur Störfallbeherrschung mit ausreichender Wirksamkeit und Zuverlässigkeit verfügbar sind und damit die den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (BAnz. 1977, Nr. 206) zugrunde liegenden Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluß der radioaktiven Stoffe und
- Begrenzung der Strahlenexposition

nach dem Stand von Wissenschaft und Technik eingehalten werden.

Für die deterministische Überprüfung der sicherheitsrelevanten Systeme und Maßnahmen in der Sicherheitsebene 3 sollen schutzzielorientierte Anforderungen zugrunde gelegt werden, wobei notwendige Anforderungen in den Sicherheitsebenen 1 und 2, wie z.B. an den Qualitätszustand, ebenfalls berücksichtigt werden.

Die schutzzielorientierten Anforderungen basieren auf dem untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerk unter Einbeziehung neuerer abgesicherter Erkenntnisse und sind nach den obengenannten Schutzzielen hierarchisch gegliedert, um eine einheitliche Anwendung der übergeordneten Anforderungen, losgelöst von technischen Detaillösungen, bei der Durchführung der Sicherheitsstatusanalyse zu gewährleisten.

Die Schutzziele gelten als erfüllt, wenn die schutzzielorientierten Anforderungen, insbesondere an die notwendigen Sicherheitfunktionen, eingehalten werden, wobei auch Lösungen mit nicht regelwerkskonformer technischer Ausführung zulässig sind.

Für das festzulegende Störfallspektrum ist im Leitfaden "Sicherheitsstatusanalyse" eine Musterliste zu betrachtender Störfälle angegeben; anlagenspezifische Randbedingungen sind zu berücksichtigen.

Die Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen soll sich auf gültige Unterlagen und Nachweise abstützen. Ergänzende Analysen sollen insbesondere dann durchgeführt werden, wenn Zweifel an der Aussagesicherheit bestehen bzw. wenn dies aus probabilistischer Sicht (Risikorelevanz) und unter Berücksichtigung besonderer Anlagengegebenheiten erforderlich ist.

Sofern festgestellt wird, daß einzelne Sicherheitsfunktionen nicht oder nicht vollständig mit der geforderten Wirksamkeit und Zuverlässigkeit verfügbar sind, ist eine abschließende sicherheitstechnische Einschätzung unter Berücksichtigung der Ergebnisse aus den anderen Teilbereichen der PSÜ vorzunehmen (vgl. Abschnitt 5.1).

Für den Bereich der 4. Sicherheitsebene soll die Wirksamkeit der Einrichtungen und Maßnahmen gegen spezielle, sehr seltene Ereignisse aufgezeigt werden. Dies soll anhand von ingenieurtechnischen Einschätzungen, Plausibilitätsbetrachtungen und unter Berücksichtigung probabilistischer Abschätzungen erfolgen.

Die zu betrachtenden speziellen, sehr seltenen Ereignisse sind in einer Musterliste im Leitfaden "Sicherheitsstatusanalyse" angegeben; anlagenspezifische Randbedingungen sind zu berücksichtigen.

Weiterhin sind in einem separaten Kapitel die im Notfallhandbuch aufgeführten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Anlage darzustellen. Die eingeführten anlageninternen Notfallmaßnahmen sollen unter Bezugnahme auf die im Leitfaden "Sicherheitsstatusanalyse" aufgeführten auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände dargestellt werden. Die vorhandenen Unterlagen und Nachweise sollen bei der Darstellung herangezogen werden.

Die Darlegung der Betriebsführung und die Auswertung der Betriebserfahrung ist ein weiterer wesentlicher Bestandteil der Sicherheitsstatusanalyse. Wichtige Themenbereiche sind: Fachkunde und Betriebsorganisation, Wiederkehrende Prüfungen, Instandhaltung, Erfahrungsrückfluß, Strahlenschutz und Notfallschutzplanung. Die Auswertung der Betriebserfahrungen soll sich auf sicherheitsrelevante Aspekte des Normalbetriebs, Störungen und Störfälle konzentrieren. Die Ergebnisse sind hinsichtlich der Betriebsbewährung der sicherheitsrelevanten Anlagenteile zu beurteilen. Die Beurteilung der Ergebnisse soll zeigen, ob die in den Ebenen 1 und 2 des Sicherheitskonzepts gestellten Anforderungen an die Anlagentechnik erfüllt sind, ein zuverlässiger Betrieb hinsichtlich der Störfallvermeidung gewährleistet ist und auch in der Zukunft zu erwarten sein wird.

4.3 Probabilistische Sicherheitsanalyse

Art und Umfang der durchzuführenden probabilistischen Sicherheitsanalyse sind im "PSA-Leitfaden" vorgegeben.

Die Ergebnisse der PSA sollen die deterministische Beurteilung des Sicherheitsstatus der Anlage und ihrer Betriebssicherheit ergänzen und zur Festlegung von Notwendigkeit und Dringlichkeit von Sicherheitsverbesserungen herangezogen werden (vgl. Kapitel 5). Über einen Vergleich der Einzelhäufigkeiten nicht beherrschter Anlagenzustände sind Schwachstellen feststellbar. Weiterhin läßt sich auf diese Weise die sicherheitstechnische Ausgewogenheit des Anlagenkonzeptes beurteilen.

4.4 Anlagensicherung

Art und Umfang der Überprüfung der Anlagensicherung sind im Leitfaden "Deterministische Sicherungsanalyse" festgelegt.

4.5 Vertiefende Untersuchungen zu Einzelaspekten

Der den vorliegenden „Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke“ zugrunde liegende Zweck, einen klaren Rahmen hinsichtlich Ziel und Umfang der PSÜ zu schaffen, greift die atomgesetzlich vorgegebenen Kriterien der Schadensvorsorge nach dem Stand von Wissenschaft und Technik auf. Dem Bemühen, einen praktikablen und angemessenen Rahmen für die PSÜ zu schaffen, liegen die Anforderungen der Sicherheitsvorsorge zugrunde.

*) Begriffserläuterungen im Anhang A

Die vorliegenden Leitfäden präzisieren umfassend Anforderungen und Vorgehensweisen, die als praktikabel und durchführbar angesehen werden können.

Analysen von Szenarien und Ereignisabläufen, die mit Hilfe anerkannter Methoden bereits teilweise national und international praktisch berücksichtigt wurden

- Brandszenarien,
- Nicht-Vollastzustände,
  - An- und Abfahrbetrieb,
  - Teillastbetrieb,
- Stillstandsbetrieb,
- Personalhandlungen bei den entsprechenden Betriebszuständen und Ereignisabläufen

sollen mit den vorliegenden Leitfäden nicht ausgeschlossen werden.*) Es ist jedoch zweckmäßig, solche mit den vorliegenden Leitfäden nicht konkretisierten Analysen inhaltlich und verfahrenstechnisch gesondert durchzuführen, sofern dies im Einzelfall als erforderlich angesehen wird.

Sofern für Einzelaspekte vertiefende Untersuchungen erforderlich sind, die über den vorgesehenen Rahmen der PSÜ hinausgehen, sollten diese aus dem PSÜ-Verfahren herausgenommen und in der ständigen Aufsicht fortgeführt werden.

5. Ergebnisse der PSÜ

5.1 Abschließende Einschätzung und Dokumentation durch den Genehmigungsinhaber

Zum Abschluß einer PSÜ soll der Genehmigungsinhaber den Sicherheitsstatus der Anlage einschätzen. Dazu sind die Ergebnisse der Einzelanalysen zu einem aussagefähigen Gesamtbild zusammenzuführen. Bei Anlagen, die nicht gemäß dem heutigen Regelwortlaut ausgeführt worden sind, gilt es einzuschätzen, inwieweit die dem Regelwerk zugrunde gelegten Schutzziele erfüllt sind und die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts gegeben ist. In die Einschätzung können vorgesehene sicherheitstechnische Verbesserungen einbezogen werden.

Die Einzelanalysen und Ergebnisse sollen in Berichtsform zusammengestellt und den zuständigen Aufsichtsbehörden als Dokumentation zur PSÜ vorgelegt werden.

Die Inhalte der Berichte sollen nachvollziehbar und prüffähig sein, verwendete Unterlagen sind aufzuführen.

Die Berichte können wie folgt gegliedert sein:

- Aktuelle Anlagenbeschreibung,
- Bericht: Deterministische schutzzielorientierte Überprüfung
- Bericht: Betriebsführung und Betriebserfahrung,
- Bericht: Probabilistische Sicherheitsanalyse,
- Bericht: Sicherungsstatus,
- Bericht: Abschließende Einschätzung des Sicherheitsstatus unter Einbeziehung der Einzelergebnisse der Teilbereiche der PSÜ.

5.2 Beurteilung der Ergebnisse der PSÜ durch die atomrechtliche Aufsichtsbehörde

Die atomrechtliche Aufsichtsbehörde beurteilt die mit der Dokumentation zur PSÜ vorgelegte Darlegung des Sicherheitsstatus der Anlage im Hinblick auf die §§ 17 und 19 des AtG. Die behördlicherseits hinzugezogenen Sachverständigen prüfen die vorgelegte PSÜ, wobei die in den Leitfäden zur PSÜ beschriebenen Vorgehensweisen in den einzelnen Teilbereichen als Grundlage der Begutachtung dienen sollen.

Ergebnisse aus den Teilbereichen der PSÜ (der Sicherheitsstatusanalyse und der PSA), die gegenüber den schutzzielorientierten Anforderungen bzw. den Anforderungen an die Zuverlässigkeit von Sicherheitseinrichtungen Unterschiede aufzeigen, sollen in einem Schritt der Gesamtbewertung in nicht sicherheitsrelevante und in sicherheitsrelevante Abweichungen, die Abhilfemaßnahmen erfordern, unterteilt werden.

Für die Beurteilung der sicherheitstechnischen Bedeutung dieser Ergebnisse sollen folgende Kriterien verwendet werden:

- zeigt die Auswertung der Betriebserfahrung eine ausreichende Zuverlässigkeit des jeweiligen Systems,
- werden die zu betrachtenden abdeckenden Störfälle mit den vorhandenen Sicherheitseinrichtungen, entsprechend den schutzzielorientierten Anforderungen, mit der geforderten Wirksamkeit und Zuverlässigkeit beherrscht,
- sind für auslegungsüberschreitende Anlagenzustände technische Einrichtungen und Maßnahmen vorhanden,
- wurden Schwachstellen und/oder eine Unausgewogenheit im Sicherheitskonzept festgestellt.

Liegen sicherheitsrelevante Abweichungen vor, die Abhilfemaßnahmen erforderlich machen, können auch die Ergebnisse der PSA für die Dringlichkeit der Maßnahmen herangezogen werden. Diese Maßnahmen sind so zu treffen, daß nach ihrer Durchführung keine sicherheitsrelevanten Abweichungen mehr vorliegen.

Die durch die zuständige Aufsichtsbehörde im Rahmen der Gesamtbewertung der Ergebnisse zu treffenden behördlichen Maßnahmen und Veranlassungen erfolgen unter Berücksichtigung des Verhältnismäßigkeitsgrundsatzes.

---

*) Im Zuge der Erarbeitung des PSA-Leitfadens wurde seinerzeit (1990) erwogen, daß ergänzend zur Untersuchung auslösender Ereignisse bei Vollastbetrieb qualitativ oder mit Grobanalysen geprüft werden soll, inwieweit Ereignisse bei Nicht-Vollastbetrieb zu besonderen Anforderungen führen können. Ggf. seien weitere eingehende Analysen für andere Anlagenzustände wie z.B. für Nullast, Nachkühlbetrieb, Teillast, Testbetrieb, Betrieb mit verminderter Verfügbarkeit der Betriebssysteme (anomaler Betrieb), An- und Abfahren und Revision durchzuführen.

Anhang A

Begriffserläuterungen für verwendete Begriffe im Rahmen der PSÜ

Kerntechnisches Regelwerk

Der Begriff kerntechnisches Regelwerk umfaßt die Gesamtheit aller untergesetzlichen sicherheitsrelevanten Anforderungen an Kernkraftwerke nach dem Stand von Wissenschaft und Technik, einschließlich der neueren abgesicherten Erkenntnisse, die in den nachfolgend aufgeführten Unterlagen dokumentiert sind:

- Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke,
- RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,
- Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,
- Richtlinien des Länderausschusses für Atomkernenergie,
- KTA-Regeln,
- Empfehlungen der RSK und SSK.

Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts

Das Sicherheitskonzept ist als ausgewogen anzusehen, wenn Einzelbeiträge (wie Häufigkeiten von Gefährdungszuständen für auslösende Ereignisse oder für Ereignisablaufpfade) das jeweilige Ergebnis nicht dominieren.

Gefährdungszustand

Anlagenzustand, bei dem die Einhaltung der Schutzziele, wie z.B. Einschluß der radioaktiven Stoffe, Kühlung der Brennelemente, nicht mehr von dafür vorgesehenen Systemen beherrscht wird. Ohne weitere Maßnahmen kann ein Schadenszustand eintreten. Ein Gefährdungszustand kann u. U. mittels anlageninterner Notfallmaßnahmen in einen sicheren Zustand überführt und der Eintritt eines Schadenszustands verhindert werden.

Schadenszustand

Anlagenzustand, aus dem sich ein Verlust von Barrieren entwickeln kann, so daß der Einschluß der radioaktiven Stoffe nicht mehr gewährleistet ist. Dabei kann es sich handeln um: Kernschädigung, schwere Kernschäden, Kernschmelzen oder um größere Schäden an Brennelementen außerhalb des Reaktorkerns (z.B. im Brennelementlagerbecken). Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes können vorgesehen werden, um radiologische Schäden innerhalb und außerhalb der Anlage möglichst gering zu halten.

Sicherheitseinschluß

Der Sicherheitseinschluß ist das System aus Sicherheitsbehälter und umgebendem Gebäude sowie den Hilfssystemen zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter.

Auslösendes Ereignis

Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die eine Anforderung von Sicherheitssystemen auslösen, werden als "auslösende Ereignisse" bezeichnet.

Anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngröße

Größen, die zur Ermittlung der Zuverlässigkeit von Komponenten oder Systemen herangezogen werden (Ausfallraten, Ausfallwahrscheinlichkeiten) heißen Zuverlässigkeitskenngrößen. Anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößen sind Kenngrößen, die auf Daten und Informationen aus der Anlage basieren, die in geeigneter Weise zu erfassen sind. Zur Schätzung der anlagenspezifischen Zuverlässigkeitskenngrößen sind i.a. generische Vorinformationen adäquat zu berücksichtigen (Bayes'sche Verfahren).

Sicherheitssystem

Das Sicherheitssystem ist die Gesamtheit aller Einrichtungen einer Reaktoranlage, die die Aufgabe haben, die Anlage vor unzulässigen Beanspruchungen zu schützen und bei auftretenden Störfällen deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Anlage und die Umgebung in vorgegebenen Grenzen zu halten.

Betriebssystem

Das Betriebssystem umfaßt alle Einrichtungen, Kreisläufe und Hilfsanlagen, die nur für den bestimmungsgemäßen Betrieb (Normalbetrieb und anomaler Betrieb) notwendig sind. Diese sind so auszulegen, daß Störfälle als Folge anomaler Betriebszustände mit ausreichender Zuverlässigkeit vermieden werden.

Anhang B

Gliederungsvorschlag der aktuellen Anlagenbeschreibung

1 Bauanlagen
1.1 Gesamtanordnung und allgemeine Auslegung

- Reaktorgebäude,
- Reaktorhilfsanlagengebäude,
- Maschinenhaus,
- Schaltanlagengebäude,
- Notstromdieselgebäude,
- Notspeisegebäude (DWR),
- Unabhängiges Notstandsgebäude (SWR),
- Kühlwasserbauten,
- Sonstige Bauanlagen.

2 Systeme und Anlagen
2.1 Reaktorkühlsystem

- Reaktordruckbehälter,
- Druckführende Umschließung,
- Reaktorkern,
- Reaktordruckbehältereinbauten,
- Hauptkühlmittelpumpen/Kühlmittelumwälzpumpen,
- Druckhaltesystem (DWR),
- Dampferzeuger (DWR).

2.2 Reaktorhilfsanlagen

- Volumenregelsystem (DWR),
- Chemikalieneinspeisesystem (DWR),
- Kühlmittelreinigungssystem (DWR),
- System für Kühlmittellagerung (DWR),
- Reaktorwasserreinigungssystem (SWR),
- Sicherheitskühlsysteme,
- Notspeisesystem (DWR),
- System für automatische Druckentlastung/ Druckbegrenzung (SWR),
- Einrichtung zur Handhabung und Lagerung von Brennelementen und Reaktorkomponenten,
- Brennelementbeckenkühl- und -reinigungssystem,
- Nukleares Probeentnahmesystem,
- Schnellabschalteinrichtungen,
- Lüftungssysteme.

2.3 Sicherheitseinschluß

- Reaktorsicherheitsbehälter,
- Gebäudeabschluß/ Durchdringungsabschluß,
- Druckabbausystem (SWR).

2.4 Dampfkraftanlage

- Frischdampfsystem,
- Dampfturbosätze,
- Kondensationsanlage,
- Speisewassersystem.

2.5 Kühlwassersysteme

2.6 Hilfsanlagen

- Abschlämmwasseraufbereitungsanlage,
- Kondensatreinigungsanlage (SWR),
- Druckluftanlagen,
- Vollentsalzungsanlage,
- Hilfsdampfsystem.

2.7 Elektrotechnische Anlagen

- Netzanschluß,
- Eigenbedarfsversorgung,
- Notstromversorgung,
- Unterbrechungsfreie Stromversorgung,
- Überwachung der starkstromtechnischen Ausrüstung,
- Erdungs- und Blitzschutzanlagen.

2.8 Warten, Meldeanlagen, Instrumentierung

- Hauptwarte und Nebenleitstände,
- Notsteuerstelle,
- Prozeßrechneranlage,
- Störfallinstrumentierung,
- Reaktorschutzsystem einschließlich der Sicherheitsleittechnik.

2.9 Strahlenschutz

2.10 Brandschutz

LEITFADEN SICHERHEITSSTATUSANALYSE
Dezember 1996

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung

2 Ziel der Sicherheitsstatusanalyse

3 Schutzzielorientierte Anforderungen und Vorgaben für die Sicherheitsstatusanalyse
3.1 Spektrum der zu betrachtenden Störfälle, der speziellen, sehr seltenen Ereignisse und der auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände
3.2 Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks

4 Teilbereiche und Vorgehensweise bei der Sicherheitsstatusanalyse
4.1 Deterministische schutzzielorientierte Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen
4.1.1 Darlegung des Ist-Zustandes der Sicherheitseinrichtungen (Systembeschreibungen)
4.1.2 Anlagen- und systemübergreifende Bereiche
4.1.3 Störfallanalyse und schutzzielorientierte Systemüberprüfung
4.2 Darlegung der Einrichtungen und Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse sowie des Notfallschutzkonzepts
4.3 Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung

5 Ergebnisse der Sicherheitsstatusanalyse

6 Anhänge
Anhang A: Musterliste der zu betrachtenden Störfälle, der speziellen, sehr seltenen Ereignisse und der auslegungsberschreitenden Anlagenzustände
Anhang B: Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks
Anhang C: Gliederungsvorschlag für Systembeschreibungen
Anhang D: Themenbereiche zur Betriebsführung und Betriebserfahrung

Abbildung 1: Struktur der schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerks
Abbildung 2: Vorgehensweise bei der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse

1 Einleitung

Die Darlegung des Sicherheitsstatus einer Anlage im Rahmen einer periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) soll die Ergebnisse der Teilbereiche einer deterministischen Sicherheitsstatusanalyse und einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) sowie einer Darstellung der Sicherung der Anlage umfassen.

Im Rahmen der Sicherheitsstatusanalyse soll der Genehmigungsinhaber eine deterministische schutzzielorientierte Überprüfung der vorhandenen Sicherheitseinrichtungen der Anlage durchführen, die Betriebsführung darlegen und eine Auswertung der sicherheitsrelevanten Betriebserfahrung vornehmen.

Im vorliegenden Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse einschließlich seiner Anhänge werden Ziel, Vorgehensweise und Überprüfungstiefe zur Durchführung der Sicherheitsstatusanalyse konkretisiert.

Die Vorgaben dieses Leitfadens sollen bei der Durchführung der Sicherheitsstatusanalyse auf alle in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren angewendet werden.

2 Ziel der Sicherheitsstatusanalyse

Ziel der Sicherheitsstatusanalyse ist die Überprüfung der Systemfunktionen aller sicherheitstechnisch relevanten Systeme eines Kernkraftwerkes auf deterministischem Wege.

Hierzu ist festzustellen, ob und inwieweit

- die Schutzziele durch die Sicherheitseinrichtungen der Anlage erfüllt werden (deterministische, schutzzielorientierte Überprüfung),
- sich die Anlagentechnik im Betrieb, auch im Hinblick auf einen künftigen sicheren Betrieb, bewährt hat (Betriebsführung und Betriebserfahrung).

Bei der deterministischen schutzzielorientierten Überprüfung soll auf der Basis einer detaillierten Darlegung des aktuellen Zustandes der sicherheitsrelevanten Systeme und Einrichtungen der Anlage und den zu erwartenden Belastungen aufgrund von zu betrachtenden Störfällen die Erfüllung der schutzzielorientierten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks*) untersucht werden.

Die Darlegung der Betriebsführung und die Auswertung der über eine längere Betriebsperiode gesammelten Betriebserfahrungen ist Bestandteil der Sicherheitsstatusanalyse und soll die Ergebnisse der deterministischen Überprüfung ergänzen und absichern.

Die Ergebnisse der Sicherheitsstatusanalyse sollen Basis für die abschließende Einschätzung der Sicherheit der zu überprüfenden Anlage, wie in Abschnitt 5.1 der "Grundlagen zur PSÜ für Kernkraftwerke" beschrieben, bilden.

3 Schutzzielorientierte Anforderungen und Vorgaben für die Sicherheitsstatusanalyse

Die Anforderungen und Vorgaben zur deterministischen Sicherheitsstatusanalyse einer Anlage setzen sich zusammen aus:

- den schutzzielorientierten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks,
- dem generischen Spektrum (Musterliste) der zu betrachtenden Störfälle,
- den Vorgaben zur Darlegung der Einrichtungen und Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse sowie des Notfallschutzkonzepts.

Die deterministische Überprüfung des Sicherheitsstatus einer Anlage soll schutzzielorientiert vorgenommen werden. Dies bedeutet eine Anwendung des bestehenden kerntechnischen Regelwerks derart, daß die Einhaltung übergeordneter Schutzziele überprüft wird.

Alle sicherheitsrelevanten Anforderungen, die eine Anlage erfüllen soll, um die den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke zugrunde liegenden Schutzziele
- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluß der radioaktiven Stoffe und
- Begrenzung der Strahlenexposition

einzuhalten, werden in der schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerks (vgl. Abschnitt 3.2) zusammengefaßt. Sie betreffen sicherheitsrelevante Einrichtungen und Maßnahmen sowie Systeme mit Sicherheitsfunktionen (Sicherheitseinrichtungen) in den einzelnen Sicherheitsebenen des Sicherheitskonzepts für Kernkraftwerke und basieren auf dem kerntechnischen Regelwerk.

3.1 Spektrum der zu betrachtenden Störfälle, der speziellen, sehr seltenen Ereignisse und der auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände

Im Anhang A ist eine Musterliste der zu betrachtenden Störfälle, der speziellen, sehr seltenen Ereignisse (ATWS und schwere zivilisatorische Einwirkungen, für die punktuelle Vorsorgemaßnahmen zu treffen sind) sowie der auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände sowohl für Druck- als auch für Siedewasserreaktoren angegeben.

Ausgehend von diesem generischen Spektrum ist für die Durchführung der Überprüfung ein anlagenspezifisches Spektrum abzuleiten. Falls es aus probabilistischer Sicht (Risikorelevanz) unter Berücksichtigung der besonderen Anlagengegebenheiten und der im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren behandelten Störfälle geboten erscheint, sind weitere Ereignisse in die Überprüfung einzubeziehen.

Eine solche anlagenspezifische Liste soll die Gesamtheit der Ereignisse mit sicherheitsgefährdenden Belastungen für die Anlage abdecken. Die hierzu erforderliche Abstimmung zwischen dem Genehmigungsinhaber und der Behörde sollte zweckmäßigerweise am Beginn der Sicherheitsstatusanalyse vorgenommen werden.

3.2 Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks

Das kerntechnische Regelwerk reflektiert die Entwicklung der technischen Erfahrungen mit Auslegung, Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken und beschreibt neben den sicherheitstechnisch bedeutsamen Anforderungen auch die Ausführung technischer Detaillösungen. Die schutzzielorientierte Gliederung der Anforderungen des Regelwerks soll bei der Durchführung der Sicherheitsstatusanalyse eine einheitliche Anwendung der übergeordneten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerkes, losgelöst von technischen Detaillösungen, sowie die Einbeziehung neuerer abgesicherter Erkenntnisse gewährleisten.

Die wortgetreue Anwendung des gegenwärtig bestehenden kerntechnischen Regelwerks auf Anlagen bzw. Anlagenteile, die gemäß den Vorgaben der seinerzeit gültigen Bestimmungen errichtet wurden, ist unzweckmäßig. Deshalb sind die Anforderungen für die PSÜ aus dem kerntechnischen Regelwerk extrahiert und der Schutzzielstruktur zugeordnet worden. Diese Struktur liefert eine hierarchisch abgestufte Einteilung von übergeordneten sicherheitstechnischen Kriterien und Anforderungen sowie von detaillierten technischen Ausführungsbestimmungen.

Die schutzzielorientierten Anforderungen beziehen sich überwiegend auf die Ebene 3 des Sicherheitskonzepts für Kernkraftwerke, wobei notwendige Anforderungen aus den Ebenen 1 und 2, wie z.B. an den Qualitätszustand von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen, ebenfalls berücksichtigt werden.

Die hierarchische Gliederung dieser Anforderungen an Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren und Siedewasserreaktoren besteht aus vier Niveaus:

Niveau I Sicherheitsziel,
Niveau II Schutzziele,
Niveau III Sicherheitsfunktionen,
Niveau IV Maßnahmen zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen.

*) Begriffserläuterung im Anhang A in „Grundlagen zur PSÜ für Kernkraftwerke“

Die Abbildung 1 zeigt die Struktur der schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerks.

Anhang B des Leitfadens gibt einen Überblick über die übergeordneten schutzzielbezogenen und übergeordneten schutzzielübergreifenden Anforderungen.

Die Anwendung der schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerks erfolgt schwerpunktmäßig in der Störfallanalyse zur deterministischen Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen der Anlage (vgl. Abschnitt 4.1.3).

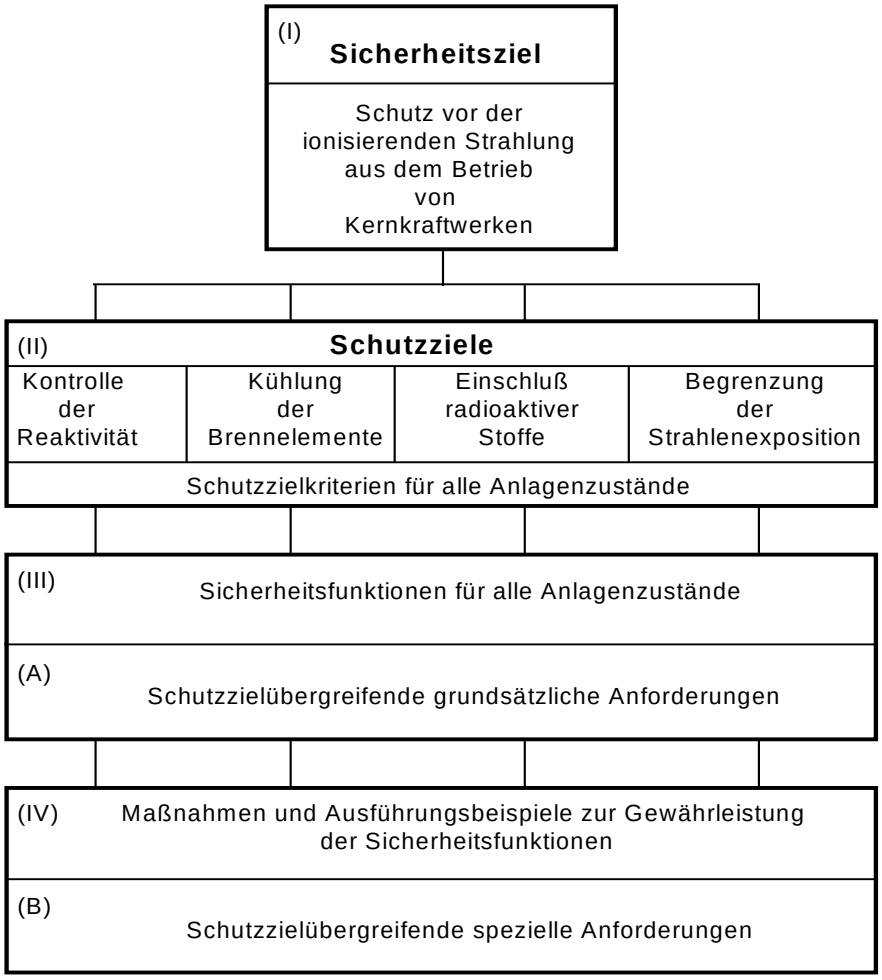
4 Teilbereiche und Vorgehensweise bei der Sicherheitsstatusanalyse

Die Sicherheitsstatusanalyse umfaßt die Teilbereiche:

- deterministische schutzzielorientierte Überprüfung und
- Darlegung der Einrichtungen und Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse sowie des Notfallschutzkonzepts,
- Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung.

Die Darlegung sicherheitsrelevanter Bereiche der Betriebsführung und die Auswertung der kumulierten Betriebserfahrungen über eine längere Betriebsperiode sind Bestandteil der Sicherheitsstatusanalyse und sollen die Ergebnisse der deterministischen Überprüfung ergänzen und absichern.

Die Durchführung der Teilbereiche der Sicherheitsstatusanalyse und die Ergebnisse sowie die Darlegung der Betriebsführung und die Auswertung der Betriebserfahrung sind in separaten Berichten zu dokumentieren.



I-IV.... Niveaus der schutzzielorientierten Gliederung
I-III.... übergeordnete Anforderungen
IV..... detaillierte (technische) Ausführungsbeispiele
(A)..... Klasse A, übergeordnete Anforderungen
(B)..... Klasse B, detaillierte (technische) Ausführungsbeispiele

Abb. 1: Struktur der schutzzielorientierten Gliederung der Anforderungen des Regelwerks

In Abbildung 2 ist ein Ablaufschema zur Vorgehensweise bei der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse dargestellt.

4.1 Deterministische schutzzielorientierte Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen

Die deterministische schutzzielorientierte Überprüfung des Sicherheitsstatus der Anlage beinhaltet:

- die detaillierte Darlegung des Ist-Zustandes der Sicherheitseinrichtungen (Systembeschreibungen),
- eine Darlegung sicherheitsrelevanter anlagen- bzw. systemübergreifender Bereiche,
- eine Überprüfung, ob die schutzzielorientierten Anforderungen für das zu betrachtende Störfallspektrum durch die Systeme erfüllt werden (schutzzielorientierte Systemüberprüfung).

Inhalt und Umfang der deterministischen schutzzielorientierten Überprüfung im Rahmen der Sicherheitsstatusanalyse orientieren sich an den zu betrachtenden Ereignissen gemäß dem Störfallspektrum und den für die sicherheitsrelevanten Anlagenteile bestehenden Anforderungen der einzelnen Ebenen des Sicherheitskonzepts für Kernkraftwerke.

Im bestimmungsgemäßen Betrieb (Sicherheitsebenen 1 und 2) betreffen die Anforderungen die zuverlässige Vermeidung von Störfällen. Durch Auswertung der Betriebserfahrungen ist zu zeigen, daß keine Anzeichen für eine unzulässige Erhöhung der Störfallanfälligkeit erkennbar sind, denen nicht entgegengewirkt wurde (vgl. Abschnitt 4.2).

In der Störfallebene (Sicherheitsebene 3) ist auf der Basis gültiger Nachweise die Beherrschung der abdeckenden Störfälle und damit die Einhaltung der Schutzziele zu zeigen. In diesem Bereich soll der inhaltliche Schwerpunkt der deterministischen schutzzielorientierten Überprüfung liegen.

4.1.1 Darlegung des Ist-Zustandes der Sicherheitseinrichtungen (Systembeschreibungen)

Soweit zur Systemüberprüfung erforderlich, sollen detaillierte Beschreibungen der aktiven und passiven Sicherheitseinrichtungen bereitgestellt werden. In Betracht kommen insbesondere solche Informationen (vgl. Anhang C) wie:

- Aufgaben des Systems,
- Systemaufbau und räumliche Anordnung,
- Betriebsweisen des Systems,
- Auslegung,
- Funktionsprüfungen des Systems und Qualitätszustand.

4.1.2 Anlagen- und systemübergreifende Bereiche

Ergänzend zur Beschreibung der aktiven und passiven Sicherheitsseinrichtungen sollen die sicherheitsrelevanten Bereiche beschrieben werden, die mehrere Anlagenteile oder die Gesamtanlage betreffen, wie:
- Störfallinstrumentierung/Störfallfestigkeit,
- Strahlenschutz und Aktivitätsüberwachung,
- Schutz gegen EVI,
- Schutz gegen EVA,
- Melde- und Überwachungseinrichtungen,
- Abfallmanagement.

Dargestellt werden sollen technische Einrichtungen und Maßnahmen, die in diesen Bereichen von sicherheitstechnischer Bedeutung sind.

4.1.3 Störfallanalyse und schutzzielorientierte Systemüberprüfung

In der Störfallanalyse und der schutzzielorientierten Systemüberprüfung soll geprüft werden, inwieweit die relevanten Sicherheitsfunktionen durch die Sicherheitseinrichtungen im Sinne einer ausreichenden Beherrschung des jeweils betrachteten Störfalls verfügbar und wirksam sind.

Grundsätzlich sollen die aus Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren vorhandenen Nachweisquellen (Ablaufanalysen) für die Störfallbeherrschung verwendet werden. Neue Analysen sind im Regelfall nur dann notwendig, wenn begründete Zweifel an der Aussagesicherheit oder der Konservativität vorhandener Nachweise bestehen. Diese ergänzenden Analysen können unter Verwendung realistischer Anfangs- und Randbedingungen (best-estimate-Verfahren) und unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen durchgeführt werden.

Im Falle neuer Analysen von Störfällen aus dem festgelegten Störfallspektrum (vgl. Abschnitt 3.1) soll eine Ablaufbeschreibung vorgelegt werden. Dabei sind die zu erwartenden Belastungen und Auswirkungen auf die Anlage und auf die Umgebung für das jeweilige Störfallszenario qualitativ und quantitativ darzustellen und die wesentlichen Randbedingungen aufzuführen, die der Störfallanalyse zugrunde liegen.

Den Vergleichsmaßstab für die Systemüberprüfung bilden die Anforderungen aus der schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerks (Anhang B). Dort sind die erforderlichen Sicherheitsfunktionen und die deterministischen Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Systeme angegeben (vgl. Abschnitt 3.2).

Wesentliches Prinzip bei der Systemüberprüfung ist die schutzzielorientierte Vorgehensweise. Ein formaler Vergleich mit den Regelwerksanforderungen, insbesondere hinsichtlich der technischen Ausführung, ist für ältere Anlagen nicht zweckmäßig.

Grundsätzlich ist die Störfallbeherrschung dann gezeigt, wenn bei der Überprüfung der Systeme die den Schutzzielen zugehörigen Schutzzielkriterien im Niveau II und die Sicherheitsfunktionen im Niveau III (gemäß der in Abschnitt 3.2 erläuterten Struktur) erfüllt werden.

Die technischen Detaillösungen im Niveau IV sind als Beispiellösungen anzusehen. Andere Maßnahmen hierfür sind möglich, wobei aber die Erfüllung der geforderten Sicherheitsfunktionen im Niveau III gezeigt werden muß. Eine entsprechende Vorgehensweise gilt für die schutzzielübergreifenden Anforderungen.

Die Ergebnisse der deterministischen Systemüberprüfung können Abweichungen gegenüber den schutzzielorientierten Anforderungen an die Sicherheitseinrichtungen aufzeigen (vgl. Kapitel 5).

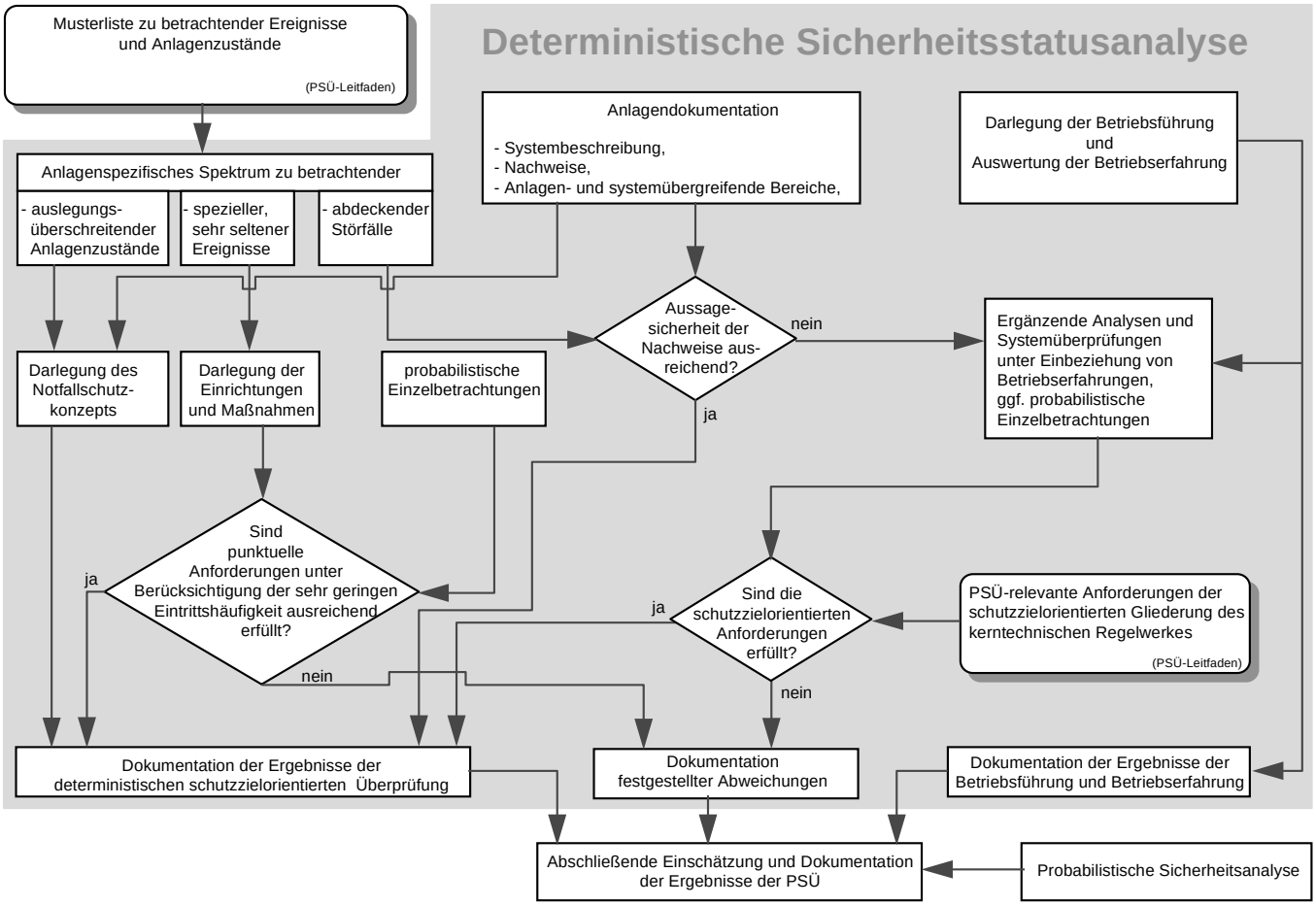


Abb. 2: Vorgehensweise bei der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse

4.2 Darlegung der Einrichtungen und Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse sowie des Notfallschutzkonzepts

Für die speziellen, sehr seltenen Ereignisse gemäß Anhang A sind die Einrichtungen und Maßnahmen der Anlage darzulegen, die zur Erfüllung punktueller Anforderungen zu treffen sind. Unter Einbeziehung probabilistischer Einzelbetrachtungen soll gezeigt werden, daß auch für Ereignisse mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit Vorsorgemaßnahmen getroffen wurden.

Für auslegungsüberschreitende Anlagenzustände infolge unterstelltem Ausfall angeforderter Sicherheitseinrichtungen sind in allen Anlagen anlageninterne Notfallmaßnahmen vorgesehen. Sie sind im wesentlichen schutzzielorientiert aufgebaut und basieren auf der Ausnutzung der Sicherheitsreserven der Anlage, auf der Nutzung von Betriebssystemen und Sicherheitseinrichtungen und auf zusätzlich vorgesehenen Maßnahmen. Alle Maßnahmen und Handlungen sind im Notfallhandbuch zusammengestellt.

Die im Notfallhandbuch festgelegten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sollen dargestellt werden.

Die Darstellung der Einrichtungen und Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse soll zeigen, daß die Anlage in einen sicheren Anlagenzustand überführt werden kann. Die Darlegung der anlageninternen Notfallmaßnahmen für auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (vgl. Anhang A) soll zeigen, daß sie geeignet sind, eine schwere Kernschädigung zu vermeiden bzw. Folgen so zu reduzieren, daß die Schutzziele erreicht werden können.

Bei der Darstellung sollen die vorhandenen Unterlagen und Nachweise herangezogen werden.

4.3 Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung

Die Darlegung der Betriebsführung soll folgende Bereiche der Betriebsführung umfassen:

- Betriebsorganisation,
- Anlagenbetrieb,
- Fachkunde,
- Instandhaltung,
- Strahlenschutz,
- Erfahrungsrückfluß und
- Notfallschutzplanung.

Schwerpunkt für die Einschätzung der Einrichtungen und Maßnahmen zur Einhaltung schutzzielorientierter Anforderungen in den Ebenen 1 und 2 ist die Auswertung der Betriebserfahrung unter den Gesichtspunkten Normalbetrieb, anomaler Betrieb und Störfälle.
Die Auswertung der sicherheitsrelevanten Betriebserfahrungen soll folgende Bereiche umfassen:

- Wiederkehrende Prüfungen,
- Lastfälle und Ermüdungsanalysen,
- meldepflichtige Ereignisse.

Die Auswertung soll darüber hinaus solche repräsentativen sicherheitsrelevanten Ereignisse (wie z.B. RESA, TUSA etc.) berücksichtigen, die durch den zeitlichen Verlauf ihrer Eintrittshäufigkeit für die Zuverlässigkeit des bestimmungsgemäßen Betriebs kennzeichnend sind.

Die Auswertung der Betriebserfahrungen dient der Überprüfung der betrieblichen Bewährung der sicherheitstechnischen Anlagenauslegung, der Überprüfung der Zuverlässigkeit der sicherheitstechnisch relevanten Systeme sowie der Einhaltung der Schutzziele. Die Ergebnisse sollen die im Rahmen der deterministischen schutzzielorientierten Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen, insbesondere bei ergänzenden Analysen und bei der abschließenden Einschätzung des Sicherheitsstatus der Anlage, getroffenen Aussagen ergänzen und absichern.

Inhaltliche Schwerpunkte für die Darstellung der Bereiche der Betriebsführung sowie zur Auswertung der Betriebserfahrungen sind in Anhang D angegeben.

5 Ergebnisse der Sicherheitsstatusanalyse

Die Ergebnisse der Sicherheitsstatusanalyse sollen in Berichtsform zusammengestellt werden und sind als Teil der Dokumentation der PSÜ der Aufsichtsbehörde vorzulegen.

Die Inhalte der Berichte sollen nachvollziehbar und prüffähig sein, verwendete Unterlagen sind aufzuführen.

Die Berichte können wie folgt gegliedert sein:

Bericht: Deterministische schutzzielorientierte Überprüfung
- Störfallanalyse und schutzzielorientierte Systemüberprüfung,
- Darlegung des Notfallschutzkonzepts,
- Liste der verwendeten Unterlagen.

Bericht: Betriebsführung und Betriebserfahrung.

Im Anschluß an die deterministische Systemüberprüfung soll eine abschließende Einschätzung der Ergebnisse unter Berücksichtigung der Ergebnisse der PSA, der Darlegung der Betriebsführung und der Auswertung der Betriebserfahrung vorgenommen werden.

Die Bewertung der Sicherheitsrelevanz festgestellter Abweichungen und die Ableitung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Sicherheitsverbesserungen sollen nach den Vorgaben zur Beurteilung der Ergebnisse der PSÜ, wie in den "Grundlagen zur PSÜ für Kernkraftwerke" beschrieben, vorgenommen werden.

6 Anhänge

Anhang A: Musterliste der zu betrachtenden Störfälle, der speziellen, sehr seltenen Ereignisse und der auslegungsberschreitenden Anlagenzustände
Anhang B: Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks
Anhang C: Gliederungsvorschlag für Systembeschreibungen
Anhang D: Themenbereiche zur Betriebsführung und Betriebserfahrung

Anhang A

Musterliste der zu betrachtenden Störfälle, der speziellen, sehr seltenen Ereignisse und der auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände

Ebene 3, Störfälle,
zu betrachtende Ereignisse für Transienten

DWR-spezifisch

- Primärseitig infolge
  - Ausfahren des wirksamsten Steuerelements bzw. der wirksamsten Gruppe beim Anfahren,
- Sekundärseitig infolge
  - Ausfall der Hauptwärmesenke verursacht durch Nichtöffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung nach einer Turbinenschnellabschaltung (TUSA),
  - Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung,
  - Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall),
  - Leckagen von Frischdampfleitungen bis $0{,}1F_D$ bei Ausführung in Bruchausschlußqualität, sonst $2F_D$ (F_D: offene Querschnittsfläche der Rohrleitung).

SWR-spezifisch

- Reaktivitätsstörfälle
  - begrenzter Ausfall des wirksamsten Steuerstabs,
  - unkontrolliertes Ausfahren von Steuerstäben beim Anfahren,
- Ausfall der Hauptwärmesenke verursacht durch Fehlschließen der Frischdampf-Durchdringungsarmaturen (DDA),
- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung,
- Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall).

Ebene 3, Störfälle,
zu betrachtende Ereignisse für Kühlmittelverluste

DWR-spezifisch

Für die Kühlmittelumschließung für anlagentypische Lagen zu unterstellende Leckquerschnitte:

- Leckquerschnitt kleiner 120 cm²
  - Offenstehen von Druckabsicherungseinrichtungen,
  - Bruch von Anschlußleitungen,
  - Leckagen an Rohrverzweigungen, Durchdringungen und Dichtungen,
  - Leckagen durch Rißöffnungen,
  - doppelendiger Bruch eines Dampferzeuger (DE)-Heizrohres in einem DE,
- Leckquerschnitt
  - um 0,1F (F: offene Querschnittfläche einer Hauptkühlmittelleitung (HKL)) bei Ausführung in Bruchausschlußqualität,
  - sonst bis 2F.

SWR-spezifisch

Für die Kühlmittelumschließung für anlagentypische Lagen zu unterstellende Leckquerschnitte:

- Leckquerschnitt
  - um $0{,}1F_R$ (F_R: offene Querschnittsfläche der Rohrleitungen) bei Ausführung in Bruchausschlußqualität, sonst bis $2F_R$,
- Leckquerschnitt kleiner 80 cm²
  - Leckagen durch Rißöffnungen im Bereich zwischen den Steuerstabantrieben des Reaktordruckbehälter (RDB)-Bodens.

Ebene 3, Störfälle,
radiologisch repräsentative Ereignisse

DWR-spezifisch

- Kühlmittelverluste mit
  - Leckquerschnitt $2F_{RL}$ (F_{RL}: offene Querschnittsfläche einer Meßleitung im Ringraum) durch Bruch einer 30 Minuten lang nicht abgesperrten Meßleitung im Ringraum,
  - Leckquerschnitt $2F_{DE}$ (F_{DE}: offene Querschnittsfläche eines DE-Heizrohres) und Leck in der Frischdampf(FD)-Leitung nach der Absperrarmatur mit Berücksichtigung der Schließzeiten der Absperrarmatur,
  - Leckquerschnitt 0,1F bei Ausführung in Bruchausschlußqualität, sonst bis 2F,
- Brennelement-Handhabungsfehler
  - Beschädigung aller Brennstäbe an einer Außenseite eines Brennelements,
- Hilfsanlagen-Versagen,
  - Bruch einer Rohrleitung in der Abgasreinigungsanlage,
  - Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung.

SWR-spezifisch

- Kühlmittelverluste mit
  - Leckquerschnitt $2F_{AL}$ (F_{AL}: offene Querschnittsfläche einer Meßleitung im Reaktorgebäude) durch Bruch einer 30 Minuten lang nicht abgesperrten reaktorwasser führungen Meßleitung im Reaktorgebäude,
  - Leckquerschnitt $0{,}1F_{NL}$ (F_{NL}: offene Querschnittsfläche einer Nachkühlleitung im Reaktorgebäude) bei Ausführung in Bruchausschlußqualität,
  - sonst bis $1F_{NL}$ durch Bruch einer Nachkühlleitung im Reaktorgebäude in der Abfahrphase unter Berücksichtigung der Schließzeiten der Absperrarmatur,
  - Leckquerschnitt $0{,}1F_R$ bei Ausführung in Bruchausschlußqualität, sonst bis $2F_R$,
- Leckquerschnitt kleiner 80 cm²
  - Leckagen durch Rißöffnungen im Bereich zwischen den Steuerstabantrieben des Reaktordruckbehälter(RDB)-Bodens,
- Brennelement-Handhabungsfehler
  - wie DWR,
- Hilfsanlagen-Versagen
  - wie DWR.

Ebene 3, Störfälle,
zu betrachtende DWR- und SWR-spezifische übergreifende Einwirkungen als Auslösungsmöglichkeiten für Transienten und kleine Kühlmittelverluste

Anlageninterne Einwirkungen

- Überflutung durch Leckagen von Rohrleitungen außerhalb der Kühlmittelumschließung bis zu $0{,}1F_R$ bei Ausführung in Bruchausschlußqualität, sonst bis $2F_R$,
- Sonstige anlageninterne Überflutungen (z.B. durch Leckagen von Nebenkühlwasserleitungen) ,
- Anlageninterne Brände,
- Bruchstücke hoher kinetischer Energie als Folge von Komponentenversagen (z.B. Turbinenschaufelversagen).

Anlagenexterne Einwirkungen

- Standortspezifische, naturbedingte äußere Einwirkungen (durch Erdbeben, Blitz, Überschwemmung und Wetter wie Wind, Eis, Schnee).

Ebene 4,
zu betrachtende DWR- und SWR-spezifische spezielle, sehr seltene Ereignisse

- ATWS,
- standortspezifische externe zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfälle).

Ebene 4,
auslegungsüberschreitende Anlagenzustände

DWR-spezifisch

- Anlagenzustände infolge Nichtverfügbarkeit angeforderter Sicherheitseinrichtungen
  - Ausfall der gesamten DE-Bespeisung mit der Tendenz zur völligen Ausdampfung der Sekundärseiten,
  - Kühlmittelverlust mit kleinem Leckquerschnitt mit der Tendenz zum Anstieg des Kühlmitteldrucks über den Förderdruck der Hochdruck(HD)-Einspeisepumpen,
  - Doppelendiger Bruch eines Heizrohres in einem DE und Anstieg des FD-Drucks mit der Tendenz zum Ansprechen des FD-Sicherheitsventils,
  - Ausfall der gesamten Drehstromversorgung soweit nicht batterieversorgt für eine Zeitdauer bis zu 2 Stunden,
  - globaler langfristiger Druckanstieg im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Anstieg über den Auslegungsdruck.

SWR-spezifisch

- Anlagenzustände infolge Nichtverfügbarkeit angeforderter Sicherheitseinrichtungen
  - Kühlmittelverlust mit nachfolgender Überspeisung einer FD-Leitung und der Möglichkeit von Kondensationsschlägen außerhalb des Durchdringungsabschlusses (DDA),
  - Transienten mit der Tendenz des Abfallens des RDB-Füllstandes bis Kernunterkante,
  - Ausfall der gesamten Drehstromversorgung soweit nicht batterieversorgt für eine Zeitdauer bis zu 2 Stunden,
  - globaler langfristiger Druckanstieg im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Anstieg über den Auslegungsdruck.

Anhang B

Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks

Die schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks (SZOG) soll im Rahmen der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse, wie in den Abschnitten 3.2 und 4.1.3 des vorliegenden Leitfadens Sicherheitsstatusanalyse näher beschrieben, eine einheitliche Anwendung der übergeordneten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks, losgelöst von den technischen Detaillösungen sowie unter Einbeziehung neuerer abgesicherter Erkenntnisse, gewährleisten. Sie soll als Arbeitsgrundlage bzw. Hilfsmittel bei der schutzzielorientierten Überprüfung der sicherheitsrelevanten Anlagenteile und bei der Bewertung der Ergebnisse dienen. Anlagenspezifische Besonderheiten einer zu überprüfenden Anlage, die in der SZOG keine Berücksichtigung fanden, sind bei der praktischen Anwendung entsprechend einzubeziehen.

Im Rahmen der Erarbeitung der PSÜ-Leitfäden erfolgte durch die Arbeitsgruppe „Schutzzielkonzept“, bestehend aus technischen Sachverständigen von Gutachterorganisationen, Betreibern und Herstellern, geleitet durch das BfS und begleitet durch Vertreter des BMU, die Ausarbeitung der SZOG und daraus die Erstellung einer Übersicht über die übergeordneten Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks.

Diese Übersicht mit Stand Dezember 1996 /1/, ist ein separater Bestandteil des vorliegenden Leitfadens „Sicherheitsstatusanalyse“.*) Es ist vorgesehen, die Übersicht zukünftig fortzuentwickeln.

Die schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerkes trennt die übergeordneten Kriterien und Anforderungen (Niveaus II und III und Klasse A, vgl. Abb. B-1) zum angemessenen Schutz vor ionisierender Strahlung von detaillierten Ausführungsbestimmungen und Maßnahmenbeschreibungen (Niveau IV und Klasse B).

Das nationale kerntechnische Regelwerk, die Grundlage der SZOG, umfaßt auf der untergesetzlichen Ebene:

- Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke,
- RSK-Leitlinien für DWR,
- Störfall-Leitlinien DWR,
- Richtlinien des LAA,
- KTA-Regeln und
- Empfehlungen der RSK und SSK.

Die Schutzzielstruktur mit 4 Schutzzielen und 5 schutzzielübergreifenden Hilfsfunktionen zeigt die nachfolgende Abbildung B-1.

Die Anforderungen werden außerdem nach den Anlagenzuständen bestimmungsgemäßer Betrieb (1/2), (Auslegungs)-Störfälle (3), spezielle, sehr seltenen Ereignisse (4a) und auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (4b) unterschieden.

Der nachfolgende Auszug aus /1/ gibt einen Überblick über die 4 Schutzziele und die zugehörigen wesentlichen Kriterien sowie die schutzzielübergreifenden Anforderungen (Hilfsfunktionen).

*) Anmerkung: Teil A der Übersicht in /1/ enthält die Zusammenstellung der übergeordneten Anforderungen zu den Schutzzielen und ist das Ergebnis der Arbeitsgruppe „Schutzzielkonzept“, Teil B der Übersicht enthält den Entwurf des BfS zu den übergeordneten schutzzielübergreifenden Anforderungen (sog. Hilfsfunktionen) und ist nicht in der Arbeitsgruppe behandelt worden.

Die 4 Schutzziele sind:

Kontrolle der Reaktivität (R)

Die Kontrolle der Reaktivität in allen Betriebs- und Störfällen ist gewährleistet, wenn:

- Reaktivitätsänderungen und Änderungen der lokalen Leistungsdichte durch die inhärenten Eigenschaften des Kerns in Zusammenwirken mit den Regel-, Begrenzungs- und Reaktorschutzeingriffen auf zulässige Werte beschränkt bleiben,
- der Reaktorkern sicher abschaltbar ist,
- die Brennelemente bei der Handhabung, sowie im Lager für frische Brennelemente und im Brennelementlagerbecken stets unterkritisch bleiben.

Kühlung der Brennelemente (K)

Die Brennelementkühlung ist gewährleistet, wenn bei allen Betriebs- und Störfällen die im Brennelement erzeugte Wärme abgeführt werden kann. Dazu müssen:

- Kühlmittel und Wärmesenken bereitgestellt,
- der Wärmetransport vom Brennelement bis zur Wärmesenke und
- die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken sichergestellt sein.

Einschluß radioaktiver Stoffe (E)

Der Einschluß radioaktiver Stoffe ist gewährleistet, wenn auch im Störfall:

- der Brennstoff ausreichend eingeschlossen bleibt,
- Leckagen oder Risse der druckführenden Umschließung des Primärkreises beherrschbar sind und
- die Integrität des Sicherheitseinschlusses erhalten ist.

Begrenzung der Strahlenexposition (S)

Die Begrenzung der Strahlenexposition ist gewährleistet, wenn:

- Aktivitätsinventar und -fluß in der Anlage begrenzt und kontrolliert werden,
- die Ableitung radioaktiver Stoffe begrenzt wird,
- bauliche Anlagen und technische Einrichtungen den Anforderungen des Strahlenschutzes genügen,
- Strahlung und Aktivität in der Anlage und der Umgebung überwacht werden und administrative Regelungen den Strahlenschutz ausreichend berücksichtigen.

Die 5 schutzzielübergreifenden Hilfsfunktionen (s. dazu /1/) sind:

- Zuverlässigkeit,
- Gesamtanlage,
- Administration,
- Leittechnik,
- Energie- und Hilfsmedienversorgung.

Literatur

/1/ Arbeitsgruppe Schutzzielkonzept: Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks - Übersicht über die übergeordneten Anforderungen - Dezember 1996 BfS-KT-17/97

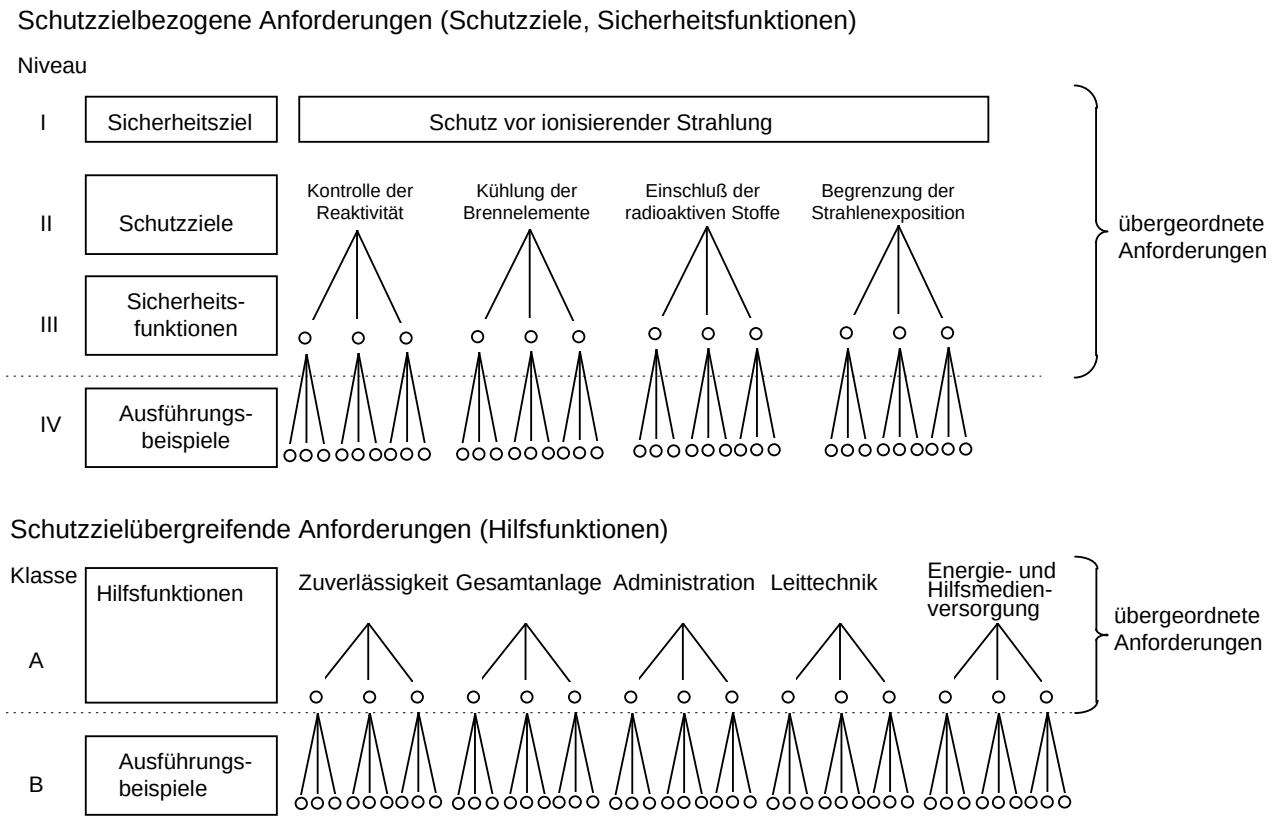


Abb. B-1: Struktur der schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerkes

Anhang C

Gliederungsvorschlag für Systembeschreibungen

1 Aufgaben der Systeme
1.1 Sicherheitstechnische Aufgaben
1.2 Betriebliche Aufgaben

2 Systemaufbau und räumliche Anordnung
2.1 Systemschaltung
2.2 Versorgungseinrichtungen
2.3 Wichtige Komponenten
2.4 Räumliche Anordnung

3 Betriebsweisen des Systems
3.1 Grundstellung/Normalbetrieb
3.2 Störfälle
3.3 Anregekriterien und Schutzaktionen
3.4 Zusammenwirken mit anderen Systemen
3.5 Auslegungsüberschreitende Störfälle

4 Auslegung
4.1 Betriebliche Auslegung
4.2 Störfallbedingte Auslegung
4.3 Festigkeitsmäßige Auslegung
4.4 Systemsicherung und wichtige Verriegelung
4.5 Instrumentierung, Steuerung, Überwachung

5 Funktionsprüfungen und Qualitätszustand

6 Datenzusammenstellung

7 Literatur

Anhang D

Themenbereiche zur Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung

Darlegung der Betriebsführung

1 Betriebsorganisation
- Beschreibung des Organisationsaufbaus,
- Personalbestand,
- Aufgabenverteilung,
- Qualitätssicherungskonzept.

2 Anlagenbetrieb
- Betriebsdiagramme mit Darstellung wesentlicher Ereignisse,
- Zeitverfügbarkeit, Arbeitsverfügbarkeit,
- Außerplanmäßige Stillstände,
- Reaktorschnellabschaltungen aus Leistungsbetrieb,
- Sicherheitstechnisch wichtige Vorkommnisse mit einer INES-Einstufung 1.

3 Fachkunde des Personals
- Maßnahmen zum Fachkundeerhalt,
- Programme, Organisation und Ergebnisse der Schulungsmaßnahmen,
- Qualifizierung neuer Mitarbeiter.

4 Instandhaltung
- Kurze Beschreibung der Instandhaltungsstrategie,
- Vorbeugende Instandhaltung im Leistungsbetrieb,
- Instandhaltungsbedingte Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen,

- Wesentliche Ergebnisse von Instandhaltungsmaßnahmen.

5 Strahlenschutz
- Organisation, soweit nicht unter 1. behandelt,
- Dosisleistungsniveau in der Anlage,
- Aktivitätskonzentration in Kreisläufen und der Raumluft,
- Strahlenexposition des Personals,
- Tätigkeitsbezogene Strahlenexposition des Personals,
- Dokumentation, Strategie und Einrichtungen,
- Abgabe radioaktiver Stoffe über Abluft, Abwasser und radioaktive Abfälle.

6 Erfahrungsrückfluß
- Organisation,
- Konsequenzen aus Erfahrungen in in- und ausländischen Anlagen,
- Liste der durchgeführten Maßnahmen

7 Notfallschutzplanung
- Kurze Beschreibung der Strategie,
- Krisenstab,
- Alarmordnung, Notfallhandbuch,
- Übungen.

Auswertung der Betriebserfahrung

1 Ergebnisse der Wiederkehrenden Prüfungen, insbesondere
- Druckprobe der DFU,
- Zerstörungsfreie Prüfung der DFU,
- DE-Heizrohrprüfung,
- Leckratenprüfung Sicherheitsbehälter,
- Funktionsprüfungen wichtiger Sicherheitssysteme.

2 Lastfälle und Ermüdungsanalysen,
- Betriebliche und störungsbedingte Lastfälle,
- Ermüdungsanalyse,
- Lebensdauerüberwachung von Komponenten.

3 Auswertung meldepflichtiger Ereignisse

LEITFADEN PROBABILISTISCHE SICHERHEITSANALYSE, Dezember 1996

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung

2 Ziel und Umfang der probabilistischen Sicherheitsanalyse

3 Probabilistische Sicherheitsanalyse
3.1 Allgemeines
3.2 Anlagenspezifische Eingangsinformationen
3.3 Methoden der Analyse
3.3.1 Auslösende Ereignisse
3.3.2 Ereignisablaufanalysen
3.3.3 Analysen zu Wirksamkeitsbedingungen
3.3.4 Fehlerbaumanalysen
3.3.5 Zuverlässigkeitskenngrößen
3.3.6 Personalhandlungen
3.3.7 Abhängige Ausfälle
3.4 Rechenprogramme
3.5 Durchführung der Auswertung und Ermittlung der Ergebnisse
3.6 Qualitätssicherung

4 Bewertung der Ergebnisse

5 Bericht zur probabilistischen Sicherheitsanalyse

6 Literaturverzeichnis

Anhang A: Begriffserläuterungen für verwendete Begriffe
Anhang B1: Referenzspektrum auslösender Ereignisse für einen Druckwasserreaktor
Anhang B2: Referenzspektrum auslösender Ereignisse für einen Siedewasserreaktor

1 Einleitung

Für in Betrieb befindliche Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland soll im 10-Jahres-Abstand eine Sicherheitsüberprüfung (Periodische Sicherheitsüberprüfung - PSÜ) durchgeführt werden. Die probabilistische Sicherheitsanalyse ist Bestandteil der PSÜ.

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) gehören heute zum Stand von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken. Mit ihnen können Aussagen über die Ausgewogenheit *) *) des Sicherheitskonzepts gemacht werden; gegebenenfalls vorhandene Schwachstellen können erkannt werden. PSA werden in Ergänzung der ingenieurtechnischen, auf deterministischen Grundlagen beruhenden Sicherheitsbeurteilung eingesetzt.

Im vorliegenden Leitfaden werden das Ziel der PSA beschrieben und Vorgehensweise sowie Umfang der PSA festgelegt. Der Leitfaden orientiert sich an den in der Bundesrepublik Deutschland gewonnenen Erfahrungen bei der Durchführung und Bewertung sowie bei der gutachterlichen Überprüfung von probabilistischen Sicherheitsanalysen.

*) Begriffserläuterung im Anhang A

2 Ziel und Umfang der probabilistischen Sicherheitsanalyse

Die PSA im Rahmen der PSÜ dient dem Nachweis der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes in bezug auf die Einhaltung der Schutzziele Kernkühlung und Aktivitätseinschluß und kann neben anderen Aspekten auch zur Bewertung des Sicherheitsniveaus herangezogen werden.

Ziele der probabilistischen Sicherheitsanalyse sind:

- Ermittlung und Quantifizierung von Ereignisabläufen, die zur Gefährdung der Brennelementkühlung führen können, wobei in der probabilistischen Sicherheitsanalyse die aktiven Funktionen des Sicherheitseinschlusses*) zu berücksichtigen sind,
- Ermittlung von quantitativen Werten der Eintrittshäufigkeiten dieser Ereignisse,
- Beurteilung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts und Ermittlung von Schwachstellen.

Diese Zielsetzung wird mit einer PSA der Stufe 1+, die Gegenstand dieses Leitfadens ist, erreicht.

Eine Analyse der Stufe 1+ erhält man durch Erweiterung der systemtechnischen Analysen der Stufe 1 unter Einbeziehung der aktiven Funktionen des Sicherheitseinschlusses.

Ermittelt werden Ereignisabläufe, die zu Gefährdungszuständen führen, in deren Folge es beim Unterbleiben von weiteren Maßnahmen zu einer Schädigung des Kerns kommt und im weiteren Verlauf eine Beeinträchtigung des Aktivitätseinschlusses nicht ausgeschlossen werden kann.

Um Gefährdungszustände in sichere Anlagenzustände zu überführen bzw. schadensmindernd zu wirken, sind in den Kernkraftwerken Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes eingeführt worden. Solche Maßnahmen können ergänzend probabilistisch bewertet werden, um die Häufigkeit von Schadenszuständen*) zu bestimmen.

Für ein Spektrum auslösender Ereignisse*) sind Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen zusammen mit Importanz-, Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen betriebszustandsbezogen durchzuführen. Wirksamkeitsbedingungen sind abhängig von den Ereignisabläufen zu ermitteln. Die Anlagentechnik sowie die Betriebsweisen der Systeme sind adäquat zu modellieren; Abhängigkeiten zwischen Systemfunktionen, gemeinsam verursachte Ausfälle sowie Personalhandlungen sind zu berücksichtigen. Es sollen möglichst anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößen*) verwendet werden. Die durchzuführenden quantitativen Auswertungen haben der Zielsetzung der PSA Rechnung zu tragen; eine Kategorisierung der Ereignisablaufpfade bezüglich resultierender Anlagenzustände ist durchzuführen.

Einzelheiten zu den oben genannten Punkten sind in den nachfolgenden Kapiteln dieses Leitfadens sowie in /1/ und /2/ enthalten.

3 Probabilistische Sicherheitsanalyse

3.1 Allgemeines

Die PSA umfaßt die im Ablaufdiagramm (Abb. 1) aufgezeigten konkreten Arbeitsschritte, die nachfolgend kurz beschrieben werden. Einzelheiten sind in /1/ und /2/ enthalten.
Bei der Durchführung einer PSA können grundsätzlich Modelle und Teilergebnisse aus entsprechenden Analysen für vergleichbare Anlagen übernommen werden. Hierbei ist sicherzustellen, daß die anlagentechnischen Gegebenheiten und Betriebsweisen, soweit sie im Rahmen der Analysen zu erfassen sind, übereinstimmen.

3.2 Anlagenspezifische Eingangsinformationen

Zur Durchführung einer PSA sind detaillierte Informationen über Aufbau, Funktionen und Wirksamkeiten der zu berücksichtigenden Komponenten und Systeme einschließlich von Bedienungsmaßnahmen, Betriebsweisen, Instandhaltungsmaßnahmen und Wiederkehrenden Prüfungen erforderlich. In der Regel sind diese Informationen der vorhandenen anlagenbeschreibenden Dokumentation zu entnehmen. Diese enthält Systembeschreibungen, Schaltpläne, Betriebs-, Prüfhandbücher und gegebenenfalls Notfallhandbücher sowie Analysen zu Störfällen, die der Auslegung der sicherheitstechnischen Einrichtungen der Anlage zugrunde liegen. Der PSA ist grundsätzlich der Anlagenzustand zu einem festgelegten Zeitpunkt zugrundezulegen; noch nicht realisierte Nachrüstmaßnahmen und Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes können in die PSA einbezogen werden, wenn sie genehmigt oder prüffähig beantragt sind.

Wichtige und ergänzende Informationen sind aus Begehungen der Anlage, aus Betriebserfahrungen sowie aus Fachgesprächen mit dem Betriebspersonal (z.B. über spezifische Betriebsabläufe bei Personalhandlungen) heranzuziehen.

3.3 Methoden der Analyse

Die im Rahmen der PSÜ anzuwendenden Methoden für die PSA werden nachfolgend kurz angegeben. Einzelheiten zur methodischen Vorgehensweise der probabilistischen Analyse und der Datenermittlung sind in /1/ und /2/ dargestellt.

3.3.1 Auslösende Ereignisse

Auslösende Ereignisse, die sich aufgrund anderer PSAs und bisher vorliegender Untersuchungen ergeben haben, sind in den Anhängen B1 und B2 zusammengestellt. Dabei handelt es sich um Referenzspektren zu betrachtender auslösender Ereignisse, die anlagenspezifisch auf Relevanz zu überprüfen, zu verifizieren und gegebenenfalls zu modifizieren (z.B. Leckgröße) sind. Darüber hinaus werden in /1/ zusätzliche gegebenenfalls zu analysierende auslösende Ereignisse aufgeführt, die Ergebnisse der Vorkommnisauswertung sowie anlagenspezifische Untersuchungen berücksichtigen.

Das zu betrachtende Spektrum auslösender Ereignisse ist anlagenspezifisch hinsichtlich seiner Vollständigkeit insbesondere im Hinblick einer vollständigen Erfassung relevanter Ereignisse zu begründen; gegebenenfalls zusätzlich aus /1/ zu berücksichtigende relevante auslösende Ereignisse sind im Rahmen der Fortschreibung der PSA zu analysieren. Die hierzu erforderliche Abstimmung zwischen dem Genehmigungsinhaber und der Behörde sollte zweckmäßigerweise am Beginn der PSA vorgenommen werden.

Für die zu betrachtenden auslösenden Ereignisse sind zunächst die Betriebszustände des Leistungsbetriebs zu berücksichtigen. Stillstands-, Anfahr- und Abfahrzustände für entsprechende auslösende Ereignisse sind zu berücksichtigen, sofern entsprechende Methoden entwickelt worden sind und Informationen aus deutschen Betriebserfahrungen vorliegen, die auf wesentliche Beiträge aus diesen Anlagenzuständen in bezug zum Gesamtrisiko der Anlage hinweisen.

*) Begriffserläuterung im Anhang A

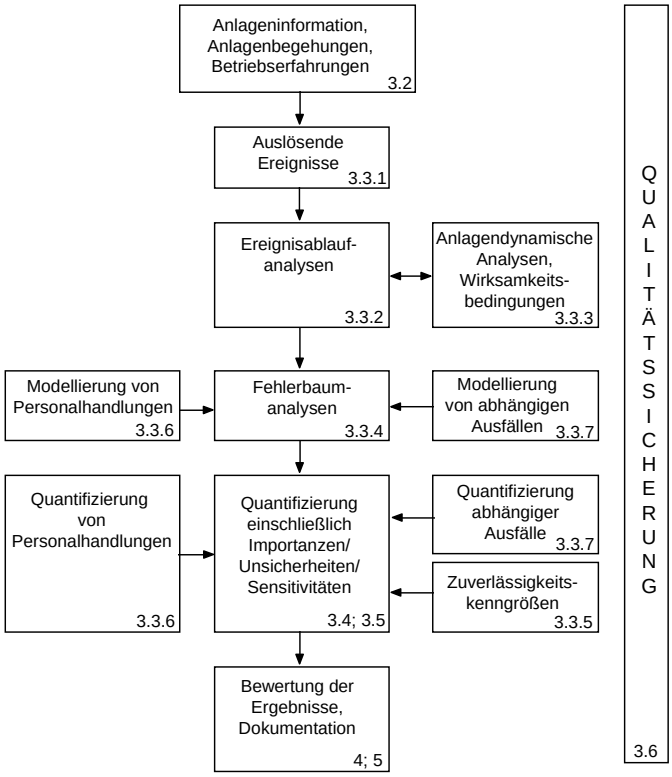


Abb. 1: Ablauf der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (mit Hinweisen auf die entsprechenden Abschnitte im vorliegenden Leitfaden)

3.3.2 Ereignisablaufanalysen

In Abhängigkeit vom auslösenden Ereignis und dem jeweils vorliegenden Anlagenbetriebszustand sind diejenigen Funktionen der Betriebs- und Sicherheitssysteme*) sowie die Handmaßnahmen zu ermitteln, die zur Beherrschung des Ereignisablaufs vorgesehen sind und angefordert werden. Grundlage dieser Ermittlung sind vor allem die Anregekriterien für die Systeme zur Störfallbeherrschung. Daneben können Handeingriffe des Betriebspersonals berücksichtigt werden. Die Wirksamkeitsbedingungen der einzelnen Systeme sind abhängig vom Ereignisablauf festzustellen. Anlagenzustände, die von den Sicherheitssystemen nicht beherrscht werden, sind den Gefährdungszuständen zuzuordnen und auszuweisen. Die Gefährdungszustände sind in verschiedene Kategorien /1/ einzuteilen, die den zeitlichen Abläufen der einzelnen Ereignisablaufpfade und den möglichen Auswirkungen Rechnung tragen.

Zusätzlich können probabilistische Abschätzungen zu vorhandenen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich berücksichtigt werden. Diese sind dann getrennt auszuweisen.

Die Analysen und die Ergebnisse werden in Form von Ereignisablaufdiagrammen dargestellt.

3.3.3 Analysen zu Wirksamkeitsbedingungen

Die Wirksamkeitsbedingungen beschreiben die Mindestanforderungen an die einzelnen Funktionen der Systeme sowie an die zugehörigen Missionszeiten der Systeme im Anforderungsfall. Die Ermittlung der Wirksamkeitsbedingungen sollte vorzugsweise auf der Grundlage von Rechnungen mit realistischen Randbedingungen erfolgen, damit die vorhandenen Sicherheitsreserven der Anlage in der Analyse berücksichtigt werden und eine möglichst realitätsnahe Beurteilung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts ermöglicht wird. Zur Reduzierung des Untersuchungsaufwandes können konservative Rechnungen aus dem Genehmigungsverfahren übernommen werden, vorausgesetzt, daß diese Analysen hinsichtlich Ausgangs- und Randbedingungen auf den zu betrachtenden Ereignisablauf übertragbar sind.

3.3.4 Fehlerbaumanalysen

Zur quantitativen Auswertung der Ereignisablaufdiagramme werden Systemkennwerte (Nichtverfügbarkeiten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten) der angeforderten Systemfunktionen während der zugehörigen Einsatzzeiten benötigt. Diese Kennwerte werden mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen ermittelt /1/. Dabei sind Abhängigkeiten zwischen Systemfunktionen zu berücksichtigen.

Die Erstellung der Fehlerbäume, in denen der Ausfall des Systems auf die Ausfälle von Teilsystemen und deren Ausfälle auf die von Komponenten zurückgeführt wird, kann in Einzelfällen durch die Verwendung induktiver Analyseverfahren unterstützt werden.

Einzelheiten zur Fehlerbaumanalyse sind in /1/ dargestellt.

3.3.5 Zuverlässigkeitskenngrößen

Grundsätzlich sollen in der Analyse anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößen verwendet werden, um die Gegebenheiten der Anlage möglichst realistisch zu erfassen. Wenn generische Daten verwendet werden, ist für diejenigen Komponenten, deren mit diesem Datensatz

*) Begriffserläuterung im Anhang A

ermittelten unabhängige Ausfälle wesentliche Beiträge zur Gesamthäufigkeit der Gefährdungszustände liefern, eine anlagenspezifische Auswertung durchzuführen. Für eine anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung sind die notwendigen Informationen aus den Betriebsunterlagen der Anlage zu ermitteln. Die Vorgehensweise ist in /2/ dargestellt.

Die Datenbasis dient im Verbund mit den Wahrscheinlichkeiten für fehlerhafte Personalhandlungen und gemeinsam verursachte Ausfälle der Quantifizierung der Fehlerbäume und Ereignisablaufdiagramme.

3.3.6 Personalhandlungen

Die Analyse von Personalhandlungen beinhaltet die Identifizierung, Modellierung und probabilistische Bewertung von fehlerhaften Handlungen des Betriebspersonals, die Auswirkungen auf Ereignisabläufe haben. Die im Zuge eines Ereignisablaufes geforderten Funktionen können auf verschiedene Weise von Personalhandlungen abhängen.

Einzelheiten zur Analyse von Personalhandlungen in einer PSA sind in /1/ ausgeführt.

3.3.7 Abhängige Ausfälle

Abhängige Ausfälle sind in der Fehlerbaumanalyse zu berücksichtigen. Folgeausfälle und funktionelle Abhängigkeiten (z.B. gemeinsame Abhängigkeit von einem Hilfssystem) werden explizit modelliert, die verbleibenden abhängigen Ausfälle (GVA) können über parametrische Modelle in die Fehlerbäume eingebracht werden. Einzelheiten sind in /1/ enthalten.

3.4 Rechenprogramme

Die quantitative Auswertung der Ereignisablaufdiagramme und Fehlerbäume hat mit einem allgemein anerkannten Rechenprogramm zu erfolgen, das unter anderem die Möglichkeit vorsieht, den Einfluß der Streubreiten der Zuverlässigkeitskenngrößen auf das Endergebnis zu berücksichtigen sowie Importanzen und Sensitivitäten zu ermitteln. Anforderungen an die Rechenprogramme sind in /1/ enthalten.

3.5 Durchführung der Auswertung und Ermittlung der Ergebnisse

Die quantitative Auswertung der Ereignisablaufdiagramme erfolgt unter Berücksichtigung der im Kapitel 2 formulierten Ziele der probabilistischen Sicherheitsanalyse. Als Ergebnis der Analyse sind Eintrittshäufigkeiten für Ereignisabläufe zu ermitteln, die zu Gefährdungs- bzw. Schadenszuständen führen sowie relevante Einflüsse auf diese Häufigkeiten aufzuzeigen. Hierbei sind Gefährdungs- und gegebenenfalls Schadenszustände getrennt auszuweisen. Desweiteren sind die Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen (einschließlich der aktiven Systeme des Sicherheitseinschlusses) zu ermitteln.

3.6 Qualitätssicherung

Bei der Durchführung und Auswertung der PSA ist die Qualitätssicherung für die einzelnen Arbeitsschritte der PSA u.a. unter Hinzuziehung von Anlagenpersonal zu gewährleisten. Maßnahmen und Ergebnisse der Qualitätssicherung sind darzustellen (Ergebnisse der Qualitätssicherung, die unmittelbar als Korrektur in der PSA umgesetzt wurden, müssen nicht eigens dargestellt werden).

4 Bewertung der Ergebnisse

Die Ergebnisse der PSA sollen ergänzend zur deterministischen Überprüfung des Sicherheitsstatus der Anlage zur Bewertung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes dienen und zur Festlegung der Notwendigkeit und Dringlichkeit erforderlicher Sicherheitsverbesserungen herangezogen werden.

Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes sollte unter verschiedenen Gesichtspunkten (z.B. Häufigkeit auslösender Ereignisse, Häufigkeit der Ereignisablaufpfade) beurteilt und eventuelle Schwachstellen sollten festgestellt werden.

Die Bewertung ist anhand sowohl der qualitativen als auch der quantitativen Analyseergebnisse durchzuführen. Den unterschiedlichen Kategorien der Gefährdungszustände aufgrund von Zeitverlauf und möglichen Auswirkungen ist bei der Bewertung Rechnung zu tragen.

Bei der Bewertung sind außerdem die Unsicherheiten der quantitativen Ergebnisse aufgrund der Streubreiten der Zuverlässigkeitskenngrößen miteinzubeziehen. Darüber hinaus sind Importanz- und gegebenenfalls Sensitivitätsrechnungen durchzuführen, um relevante Einflüsse von Unsicherheiten bei der Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten bzw. bei der Ermittlung von Wahrscheinlichkeiten für gemeinsam verursachte Ausfälle und fehlerhafte Personalhandlungen auf das Ergebnis aufzuzeigen.

5 Bericht zur probabilistischen Sicherheitsanalyse

Die Dokumentation der Erstellung und Durchführung der Analysen, der Maßnahmen zur Qualitätssicherung und der Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse ist derart zu gestalten, daß das Zustandekommen der Analyseergebnisse und die Bewertung nachvollziehbar, praktische Anwendungen durchführbar und eine Fortschreibbarkeit (Living PSA) gewährleistet sind.

Die nachfolgend aufgeführten Themen sind zu behandeln:

- verwendete Unterlagen;
- analysierte auslösende Ereignisse und Ereignisabläufe sowie Begründung des Ereignisspektrums;
- Wirksamkeitsanalysen;
- Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen;
- Dokumentation der programmtechnischen Auswertung;
- verwendete Zuverlässigkeitskenngrößen;
- verwendete Komponentenmodelle für unabhängige und gemeinsam verursachte Ausfälle;
- Bewertung von Personalhandlungen;
- Qualitätssicherung sowie
- Ergebnisse und Ergebnisbewertung.

6 Literaturverzeichnis

/1/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke - Dezember 1996 - BfS-KT-16/97

/2/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen- April 1997 - BfS-KT-18/97

Anhang A

Begriffserläuterungen für verwendete Begriffe

Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts

Das Sicherheitskonzept ist als ausgewogen anzusehen, wenn Einzelbeiträge (wie Häufigkeiten von Gefährdungszuständen für auslösende Ereignisse oder für Ereignisablaufpfade) das jeweilige Ergebnis nicht dominieren.

Sicherheitseinschluß

Der Sicherheitseinschluß ist das System aus Sicherheitsbehälter und umgebendem Gebäude sowie den Hilfssystemen zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter.

Auslösendes Ereignis

Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die eine Anforderung von Sicherheitssystemen auslösen, werden als "auslösende Ereignisse" bezeichnet.

Anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngröße

Größen, die zur Ermittlung der Zuverlässigkeit von Komponenten oder Systemen herangezogen werden (Ausfallraten, Ausfallwahrscheinlichkeiten) heißen Zuverlässigkeitskenngrößen. Anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößen sind Kenngrößen, die auf Daten und Informationen aus der Anlage basieren, die in geeigneter Weise zu erfassen sind. Zur Schätzung der anlagenspezifischen Zuverlässigkeitskenngrößen sind i.a. generische Vorinformationen adäquat zu berücksichtigen (Bayes'sche Verfahren).

Gefährdungszustand

Anlagenzustand, bei dem die Einhaltung der Schutzziele, wie z.B. Einschluß der radioaktiven Stoffe, Kühlung der Brennelemente, nicht mehr von dafür vorgesehenen Systemen beherrscht wird. Ohne weitere Maßnahmen kann ein Schadenszustand eintreten. Ein Gefährdungszustand kann u. U. mittels anlageninterner Notfallmaßnahmen in einen sicheren Zustand überführt und der Eintritt eines Schadenszustands verhindert werden.

Schadenszustand

Anlagenzustand, aus dem sich ein Verlust von Barrieren entwickeln kann, so daß der Einschluß der radioaktiven Stoffe nicht mehr gewährleistet ist. Dabei kann es sich handeln um: Kernschädigung, schwere Kernschäden, Kernschmelzen oder um größere Schäden an Brennelementen außerhalb des Reaktorkerns (z.B. im Brennelementlagerbecken). Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes können vorgesehen werden, um radiologische Schäden innerhalb und außerhalb der Anlage möglichst gering zu halten.

Sicherheitssystem

Das Sicherheitssystem ist die Gesamtheit aller Einrichtungen einer Reaktoranlage, die die Aufgabe haben, die Anlage vor unzulässigen Beanspruchungen zu schützen und bei auftretenden Störfällen deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Anlage und die Umgebung in vorgegebenen Grenzen zu halten.

Betriebssystem

Das Betriebssystem umfaßt alle Einrichtungen, Kreisläufe und Hilfsanlagen, die nur für den bestimmungsgemäßen Betrieb (Normalbetrieb und anomaler Betrieb) notwendig sind. Diese sind so auszulegen, daß Störfälle als Folge anomaler Betriebszustände mit ausreichender Zuverlässigkeit vermieden werden.

Anhang B1

Referenzspektrum auslösender Ereignisse für einen Druckwasserreaktor

	Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung	Leckquerschnitt (cm²)
1	großes und mittleres Leck	> 200
2	kleines Leck 1	80 - 200
3	kleines Leck 2	50 - 80
4	kleines Leck 3	25 - 50
5	kleines Leck 4	12 - 25
6	kleines Leck 5	2 - 12
	Lecks am Druckhalter	
	kleines Leck am Druckhalter durch Transienten:	Leckquerschnitt (cm²)
7	bei Ausfall Hauptspeisewasser	20
8	bei Ausfall Hauptwärmesenke	20
9	bei anderen Transienten	20
10	kleines Leck am Druckhalter bei Fehlöffnen eines Sicherheitsventils	40
	Leck in einer Anschlußleitung im Ringraum	Leckquerschnitt (cm²)
11	Leck	2 - 500
	Dampferzeuger-Heizrohrlecks	Leckquerschnitt (cm^2)
12	kleines Leck 1	6 - 12
13	kleines Leck 2	1 - 6
	Betriebstransienten	
14	Notstromfall	
15	Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke langfristig)	
16	Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke	
17	Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser	
18	Dampferzeuger-Überspeisung	
	Transienten durch Frischdampf-Leitungslecks	
	großes Leck:	
19	innerhalb des SB (Sicherheitsbehälters)	
20	außerhalb des SB	
	mittleres Leck:	
21	innerhalb des SB	
22	außerhalb des SB	
	Transienten durch Speisewasser-Leitungslecks	
	großes Leck:	
23	innerhalb des SB	
24	außerhalb des SB	
	mittleres Leck:	
25	innerhalb des SB	
26	außerhalb des SB	
	Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	
27	ATWS bei Ausfall Hauptspeisewasser	
28	ATWS beim Notstromfall	
29	ATWS bei Ausfall Hauptwärmesenke und Hauptspeisewasser	
30	ATWS bei sonstigen Transienten	
	Anlagenübergreifende Ereignisse	
31	Überflutung sicherheitstechnisch wichtiger Gebäudeteile auf Grund anlageninterner Ursachen	
32	Brand	

Anhang B2

Referenzspektrum auslösender Ereignisse für einen Siedewasserreaktor

	Leckstörfälle innerhalb SB
1	Frischdampfleitungslecks unterschiedlicher Größe
2	Speisewasserlecks unterschiedlicher Größe
3	Leck im RDB-Boden
4	Lecks im Reaktorwasserreinigungssystem
	Leckstörfälle außerhalb SB
5	Frischdampfleitungslecks unterschiedlicher Größe
6	Hilfsdampfleitungslecks unterschiedlicher Größe
7	Speisewasserleitungslecks unterschiedlicher Größe
8	Lecks im Reaktorwasserreinigungssystem
	Sonstige Lecks
9	Lecks unterschiedlicher Größe in der Kondensationskammer, z.B. außerhalb SB (Bruch einer Anschlußleitung)
10	Leck in einer Nebenkühlwasserleitung
11	Bruch einer flußwasserführenden Leitung im Maschinenhaus
12	Leck im Nachkühlsystem während des Nachkühlbetriebs
	Transienten
13	Ausfall der Hauptwärmesenke
14	Ausfall des Speisewassersystems
15	Notstromfall
16	Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)
17	Fehlöffnen oder Offenbleiben eines S+E-Ventils
18	Fehlöffnen von Turbinen- und Umleitstellventilen
19	Überspeisungs-Transiente
	Anlagenübergreifende Ereignisse
20	Überflutung sicherheitstechnisch wichtiger Gebäudeteile auf Grund anlageninterner Ursachen
21	Brand

Redaktioneller Hinweis:
BfS bemüht sich, fehlerfreie Texte zur Verfügung zu stellen, übernimmt jedoch keine Haftung. Bei Rechtsakten sind die in den amtlichen Publikationsorganen des Bundes auf Papier veröffentlichten Fassungen verbindlich.