

KTA

KERNTECHNISCHER

AUSSCHUSS

BERICHT

**SICHERHEITSTECHNISCHE
GRUNDBEGRIFFE**

**Dezember 1989
KTA-GS-58**

KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS (KTA) GESCHÄFTSSTELLE

SICHERHEITSTECHNISCHE GRUNDBEGRIFFE

J. Freund, H. Stute, U. Riedel, H.-J. Fett, G. Philip

KTA-GS-58

Dezember 1989

Anmerkung

Dieser Bericht entstand in der KTA-Geschäftsstelle im Rahmen einer Untersuchung, die vom Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit unter der Bezeichnung SR 405 bei der GRS in Auftrag gegeben worden ist. Der Eigentümer behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit Zustimmung des Auftraggebers zitiert, ganz oder teilweise vervielfältigt bzw. Dritten zugänglich gemacht werden.

Dieser Bericht gibt die Meinung und Auffassung des Auftragnehmers wieder und muß nicht mit der Meinung des auftraggebenden Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit übereinstimmen.

Inhalt

	Seite
1 Einführung	5
2 Grundbegriffe für die Auslegung	7
2.1 Art der Darstellung.....	7
2.2 Begriffe des bundesdeutschen Regelwerks.....	9
2.3 Vorgeschlagene Grundbegriffe.....	12
2.3.1 Erläuterungen 13	
2.3.2 Definition der Begriffe.....	14
2.4 Vergleich von Begriffen und Angaben zum Schutzkonzept der IAEA und von Frankreich, Großbritannien, der Schweiz, der USA und der Bundesrepublik Deutschland.....	16
2.4.1 Begriffe und Begriffsbestimmungen.....	16
2.4.2 Schutzziele 19	
2.4.3 Auslegungsziele und Planungsziele.....	26
2.4.4 Schutzmaßnahmen.....	34
2.5 Fortschreibung des UA-SF-Konzepts.....	35
3 Grundbegriffe für eingetretene Ereignisse	46
3.1 Bestehende Regelungen.....	46
3.1.1 Schweiz 47	
3.1.2 USA 49	
3.1.3 Frankreich 50	
3.1.4 Japan 52	
3.1.5 Regelung in der Bundesrepublik Deutschland.....	52
3.2 Vorschlag für ein Konzept.....	53
4 Literatur 57	
4.1 International Atomic Energy Agency.....	57
4.2 Europäische Gemeinschaft.....	57
4.3 Frankreich:.....	57
4.4 Japan 58	
4.5 Großbritannien.....	58
4.6 Schweiz 58	
4.7 USA 58	
4.8 Bundesrepublik Deutschland.....	59

Übersicht über Tabellen und Bilder

Tabelle 2-1:	Begriffe für Anlagenzustände, geordnet nach der erwarteten Eintrittshäufigkeit
Tabelle 2-2:	Begriffesystem der IAEA für Anlagenzustände
Tabelle 2-3:	Schutzziele - Dosisgrenzwerte für Ganzkörperexposition
Tabelle 2-4:	Auslegungsziele für die Anlage
Tabelle 2-5:	Schutzmaßnahmen
Tabelle 2-6:	Fortschreibung des UA-SF-Konzepts
Tabelle 2-7:	Weiterentwicklung des Schutzkonzepts für äußerst seltene Ereignisse und Anlagenzustände
Tabelle 3-1:	Bezeichnung und Meldung eingetretener Ereignisse in der Schweiz
Tabelle 3-2:	Meldekategorien für eingetretene Ereignisse in verschiedenen Ländern
Tabelle 3-3:	Schwereskala für eingetretene Ereignisse in Frankreich und Japan
Tabelle 3-4:	Konzept für eine Schwereskala zur Bewertung eingetretener Ereignisse
Bild 2-1:	Schutzziele - Dosisgrenzwerte für Ganzkörperexposition

1 Einführung

Grundbegriffe eines technischen Fachgebiets entstammen der handwerklich-technischen Tradition des Fachgebiets, werden der Umgangssprache entnommen oder werden zusammen mit technischen Konzepten oder Produkten aus anderen Sprachen übernommen. Im Prozeß der Durchdringung und Differenzierung eines Fachgebiets wächst der Bedarf an Grundbegriffen und ihrer definitorischen Abgrenzung gegeneinander, da unterschiedliche Sachverhalte erfaßt und mit den Mitteln der Sprache verfügbar gemacht werden sollen.

Dies gilt auch für sicherheitstechnische Grundbegriffe, gerade auch auf dem Gebiet der Kerntechnik. Hier stehen im Atomgesetz /D-1/ klare Bestimmungen, an die angeknüpft werden muß. Es sind "Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung zu schützen" (§ 1 Absatz 2). Schutz ist hiernach das Vorbeugen gegen und die Abwehr von Gefahr, indem insbesondere die erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen wird (§ 7 Absatz 3). Durch Schutz soll Sicherheit herbeigeführt, also einer Gefahr entgegengewirkt werden. Schutz akzentuiert das Tätigwerden, das Schützen, Sicherheit hingegen den durch Schutz angestrebten Zustand, das Ziel. In unserem technischen Sprachgebrauch wird diese Akzentsetzung zumeist nicht widerspiegelt. Der Gebrauch der Begriffe Schutzsysteme und Sicherheitssysteme (= Systeme, die den Vorgang des Schützens ausführen bzw. Sicherheit herbeiführen) zeigt das beispielhaft, sie werden gleichwertig gebraucht. Die Gleichsetzung von Schutzziel und Sicherheitsziel jedoch ist nicht möglich, ist doch Sicherheit selbst ein Ziel, ein Schutzziel. Schutzziele werden in gesetzlichen Bestimmungen festgelegt, so wie es in § 1 Atomgesetz geschehen ist.

Im Atomgesetz werden Schutz vor Gefahren der Kernenergie und Vorsorge gegen Schäden gefordert. Neben dem Begriff "Gefahr" wird in der Kerntechnik auch der Begriff "Risiko" gebraucht. Zwischen beiden Begriffen bestehen Bedeutungsunterschiede. Gefahr bedeutet gemäß Duden drohender Schaden, Risiko dagegen Möglichkeit, Schaden zu erleiden. Diese Möglichkeit kann klein oder groß sein. Demgemäß umfaßt der Begriff "Risiko" einen Bereich unterschiedlich großer Möglichkeiten für Schäden. An einander entgegengesetzten Enden dieses Bereichs sind Sicherheit und Gefahr anzuordnen. Der Übergang zwischen beiden ist fließend: große Gefahr bedeutet geringe Sicherheit und umgekehrt. Anders ausgedrückt heißt das, großes Risiko bedeutet große Gefahr, kleines Risiko bedeutet große Sicherheit. In der Kerntechnik wird Risiko durch das Produkt aus der erwarteten Häufigkeit für den Eintritt eines Schadens und der Größe des erwarteten Schadens bestimmt.

Wenn also die Sicherheit für Mensch und Sachgüter gegen Schäden, die von einem technischen Produkt oder von einer technischen Anlage ausgehen, erhöht werden soll, muß das Risiko durch Schutzmaßnahmen vermindert werden. Dazu können entweder

- alle nach Maßgabe der praktischen Vernunft denkbaren Schäden betrachtet und Vorsorge gegen sie getroffen werden (deterministisches Vorgehen) oder
- die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten eines Schadens und sein Ausmaß bei der Auswahl der Schutzmaßnahmen in Rechnung gestellt werden (probabilistisches Vorgehen).

In der Praxis wird keine der beiden Vorgehensweisen in reiner Form angewendet werden können. Es wird vielmehr die jeweils andere Methode in die Überlegungen als technischer Sachverstand (engineering judgement) einfließen.

Die sicherheitstechnischen Grundbegriffe, wie sie hier dargelegt worden sind, weichen in gewisser Weise von den Definitionen in DIN VDE 31 000 Teil 2 /D-2/ ab. Die Gründe dafür sind folgende. In der Norm wird als der zentrale Begriff das "Grenzrisiko", das als das "größte noch vertretbare Risiko eines bestimmten technischen Vorgangs oder Zustands" definiert ist, verwendet. Auf dieses Grenzrisiko werden bezogen Gefahr als "Sachlage, bei der das Risiko größer als das Grenzrisiko ist", und Sicherheit als "Sachlage, bei der das Risiko kleiner als das Grenzrisiko ist".

Als Folge dieser Systematik ist das "größte noch vertretbare Risiko" als Merkmal des "Grenzrisikos" ein Schlüsselbegriff. Dies wirft sofort Fragen auf: wonach bemißt sich die Größe des Risikos, wer vertritt die noch zulässige Größe eines Risikos. Die Norm selbst gibt darauf keine Antwort und merkt an, daß sich das Grenzrisiko im allgemeinen nicht quantitativ erfassen lasse und daß es in der Regel durch sicherheitstechnische Festlegungen beschrieben werde. Darin aber steckt ein Zirkelschluß, denn die sicherheitstechnischen Festlegungen müssen offenbar doch so getroffen werden, daß das Risiko in bestimmter Weise gemindert wird oder mit anderen Worten, daß ein bestimmtes Grenzrisiko erreicht wird. Die Systematik schließlich führt in Verbindung mit dem Begriff für Risiko, der in der Norm durch das Merkmal "Wahrscheinlichkeitsaussage" für zu erwartende Häufigkeit für den Schadenseintritt wie für Schadensumfang definiert wird, auf eine probabilistische Betrachtungsweise hin. Angemerkt sei schließlich, daß in der Norm die Definition von Schaden als "ein Nachteil durch Verletzung von Rechtsgütern" nicht die wünschenswerte Deutlichkeit besitzt.

Über die vorstehend genannten Grundbegriffe hinaus ist eine Reihe weiterer Grundbegriffe erforderlich, um sicherheitstechnische Sachverhalte genau bezeichnen zu können. Hierzu zählen Begriffe wie bestimmungsgemäßer Betrieb, Störfall, Unfall, Notfall u.v.a.m. Diese Begriffe werden in verschiedenen Sachzusammenhängen mit unterschiedlicher Bedeutung gebraucht. Gelegentlich weicht der Sprachgebrauch in der Fachsprache von der Bedeutung gemäß einer Legaldefinition ab. Schließlich sind unsere bundesdeutschen Begriffe und die entsprechenden ausländischen Begriffe nicht immer deckungsgleich. Dies alles sind Gründe, die dafür sprechen, die sicherheitstechnischen Grundbegriffe zusammenzutragen und den entsprechenden international verwendeten und den ausländischen Begriffen zum Vergleich gegenüberzustellen. Mit der Hilfe eines solchen Vergleichs soll versucht werden, zu tragfähigen Vorschlägen für bundesdeutsche Regelungen zu kommen. Hierbei wird den Vorstellungen der International Atomic Energy Agency (IAEA) besonderer Wert beigemessen, weil sie auf dem Konsens ihrer Mitgliedsländer beruhen. Hierbei wie auch in anderen Fällen tritt das Problem der angemessenen Übertragung in die deutsche Sprache auf, damit sich nicht ungenaue Lehnübersetzungen einbürgern - wie etwa bei "single failure" mit der Lehnübersetzung "Einzelfehler" statt richtig "einzelnes Versagen, Einzelausfall". Um die Verbindung zwischen fremdsprachlichem Original und deutscher Entsprechung möglichst deutlich werden zu lassen, werden vornehmlich von der IAEA Begriffe und Textteile in Englisch vorgestellt.

Für ein Kernkraftwerk können in sicherheitstechnischer Hinsicht zwei Phasen herausgehoben werden. Einmal ist es die Phase der Auslegung, in der zu einem Schutzkonzept zusammengefaßte Schutzmaßnahmen in eine anlagentechnische Gestaltung übersetzt werden müssen. Zum anderen ist es die Phase des Betriebs, während der Schäden an Menschen und Sachgütern tatsächlich eintreten können. Vorausgedachte Schadensereignisse, die der Auslegung zugrunde gelegt worden sind, und eingetretene Schadensereignisse werden nicht immer den gleichen Ablauf haben. Die Fälle vorausschaubarer Schadensereignisse werden für die Zwecke der Auslegung auf solche durchgesehen und beschränkt, die in ihren Auswirkungen andere einschließen oder abdecken. Andererseits hat jedes eingetretene Schadensereignis Konsequenzen, zum Beispiel eine Instandsetzung auszulösen, Meldungen an die zuständige Behörde zu geben und die Öffentlichkeit zu informieren. Es liegt daher nahe, Ereignisse, die für die Auslegung angenommen werden, anders zu bezeichnen als eingetretene Ereignisse. Dies geschieht in den Kapiteln 2 und 3.

Im Kapitel 2 werden Begriffe behandelt, die für eine Auslegung herangezogen werden. Die Bedeutung dieser Begriffe erschließt sich im Zusammenhang mit dem Schutzkonzept, für das sie benötigt werden. Es werden deshalb ergänzend zu den Grundbegriffen, die zum Zweck der Auslegung unterschiedliche Anlagenzustände bezeichnen, auch Schutzziele, Auslegungsziele und Schutzmaßnahmen angegeben. Im bundesdeutschen Regelwerk ist noch kein Schutzkonzept in ausführlicher Form enthalten. Es gibt dazu lediglich einen Vorschlag in Form eines Berichts von einem KTA-Unterausschuß. Auf der Grundlage des Vergleichs der bundesdeutschen Regelungen mit denen der IAEA und anderer Staaten werden sowohl für die Grundbegriffe Vorschläge unterbreitet als auch der Formulierungsvorschlag für das Schutzkonzept, wie es vielleicht in eine Regel aufgenommen werden könnte, weiterentwickelt.

Im Kapitel 3 werden vorhandene Regelungen zur Einteilung und Bezeichnung von eingetretenen Ereignissen behandelt. Hieraus werden Vorschläge für eigene Regelungen abgeleitet. Die sind mit vorliegenden Regelungen, wie beispielsweise den Meldekriterien, verträglich und beziehen sie mit ein.

2 Grundbegriffe für die Auslegung

2.1 Art der Darstellung

In der vorliegenden Untersuchung wird das Ziel verfolgt, die sicherheitstechnischen Grundbegriffe für die Auslegung im bundesdeutschen kerntechnischen Regelwerk weiterzuentwickeln. Dadurch sollen diese Begriffe erstens so gebildet werden, daß sie in einem inneren Zusammenhang miteinander stehen und die zu betrachtenden Fälle abdecken. Zweitens sollen sie nach Möglichkeit mit den entsprechenden Begriffen übergeordneter, internationaler und auch ausländischer Regelwerke verträglich sein.

Für die Auswertung werden als übergeordnetes, internationales Regelwerk die IAEA-Safety Guides, und als ausländische Regelwerke die Regelungen aus Frankreich, Großbritannien, Schweiz und USA herangezogen und miteinander verglichen. Dabei sollen die folgenden Sachverhalte behandelt werden:

- Zusammenfassender Begriff für eine Gruppe von verschiedenen Anlagenzuständen, die mit vergleichbarer Häufigkeit zu erwarten sind (plant condition category - Anlagenzustandsklasse),
- Schutzziele,
- Auslegungsziele und
- Schutzmaßnahmen.

Die Angaben zu den vorstehenden Sachverhalten werden jeweils entsprechend der Eintrittshäufigkeit von Anlagenzuständen zusammengestellt. Damit wird ein unmittelbarer Vergleich ermöglicht. Zuvor soll jedoch dargelegt werden, in welchem Sinn die Begriffe "Anlage" und "Anlagenzustand", "Schutzziel", "Auslegung" und "Auslegungsziel" hier verstanden werden.

Als ein zentraler Begriff wird "Anlagenzustand" verwendet. In den Richtlinien Instandhaltung sowie Strahlenschutz des Personals /D-7/ heißt es zu Anlage: "Kernkraftwerk als Anlage zur Spaltung von Kernbrennstoffen gemäß § 7 Abs. 1 des Atomgesetzes; eine Anlage setzt sich zusammen aus Systemen mit Komponenten und deren Bauelementen, einschließlich der zu deren Aufnahme bestimmten Gebäude und Räume". Dieser Begriff umfaßt offenbar nicht alle erforderlichen Merkmale. Über die genannten Einrichtungen hinaus enthält eine Anlage verschiedene Medien: Wärmeübertragungsmittel (z. B. Reaktorkühlung, Raumluftherwärmung/-kühlung, Generatorkühlung), Betriebsmittel (z. B. Dieselöl), Schmiermittel, Löschmittel, Hilfsenergiemittel (Druckluft, Hydrauliköl). Schließlich stehen die elektrotechnischen Einrichtungen unter einer bestimmten Spannung. Ausgehend von diesem Verständnis soll der Begriff "Anlage" im Folgenden gebraucht werden.

Anlagenzustand ist demgemäß die Beschaffenheit der Anlage als Gesamtheit ihrer Merkmale und Merkmalswerte, in die sie geraten kann als Folge sowohl beabsichtigter als auch unbeabsichtigter aus Versagen, Fehlfunktion oder Fehlhandlungen sich ergebender Eingriffe in oder Einwirkungen auf die Anlage oder Einwirkungen innerhalb der Anlage. Mit Blick auf die Sicherheitstechnik umfaßt Anlagenzustand sowohl Bereiche von Werten der Prozeßvariablen als auch den Grad der Einhaltung von Kriterien für die Funktionsfähigkeit von Aktivitätsbarrieren und von Sicherheitseinrichtungen.

Unterschiedliche Anlagenzustände können durch Ereignisabläufe ineinander übergehen. Bei einem Ereignisablauf nehmen die Prozeßvariablen neue Werte an oder die Beschaffenheit der anlagentechnischen Einrichtungen ändert sich oder beides tritt ein. Beabsichtigte Ereignisabläufe dienen der normalen Betriebsführung sind dementsprechend häufig. Unbeabsichtigte Ereignisabläufe sind weniger häufig bis zu außerordentlich selten. Die Häufigkeit hängt ab von der zu erwartenden Häufigkeit eines den Ereignisablauf einleitenden oder ihn auslösenden Ereignisses, der Wahrscheinlichkeit für das Vorliegen ablaufbestimmender Anfangs- und Randbedingungen sowie den Wahrscheinlichkeiten für den Mißerfolg von Schutzmaßnahmen anlagentechnischer Art oder durch das Personal gegen sein weiteres Fortschreiten. Unbeabsichtigte Ereignisabläufe kommen beim Erfolg von Schutzmaßnahmen zum Stehen.

Wie einführend gesagt wurde, ist Risiko die Möglichkeit, Schaden zu erleiden. Risiko wird durch die erwartete Häufigkeit für den Eintritt des Schadens und durch das Schadensausmaß angegeben. Je nach Art relevanter Ereignisabläufe und den sich daraus einstellenden Anlagenzuständen können das Schadensausmaß für Menschen innerhalb und außerhalb der Anlage und das für die Umgebung sehr groß sein. Das grundsätzliche Vorgehen besteht darin, durch Schutzmaßnahmen die erwartete Eintrittshäufigkeit schadensträchtiger Anlagenzustände um so kleiner zu machen, je größer das aus ihnen resultierende Schadensausmaß ist. Die zu erwartende Eintrittshäufigkeit kann mit Ereignisablaufanalysen ermittelt werden. Beim Schadensausmaß sind unterschiedliche Schadensarten wie Personenschäden (gesundheitliche Beeinträchtigung, Todesfälle), Sachschäden (innerhalb der Anlage, in der Umgebung der Anlage), Nutzungsbeeinträchtigungen (gärtnerische und landwirtschaftliche Nutzflächen, Personenaufenthalt im Freien und in Gebäuden) zu berücksichtigen. Für Auslegungszwecke werden in der Regel Schäden als ein Faktor des Risikos nicht quantifiziert. In Risikoanalysen wird zumeist das Risiko von Personenschäden in der Umgebung einer Anlage ermittelt. Entsprechend der Möglichkeit, erwartete Eintrittshäufigkeiten ermitteln zu können, erfolgt hier wie in den benutzten Unterlagen die Einteilung von Anlagenzuständen nach der erwarteten Eintrittshäufigkeit und nicht nach dem Risiko.

In der Einführung wurde bereits dargelegt, daß Schutzziele in gesetzlichen Grundlagen angegeben werden. In diesem Zusammenhang wurde auf §§ 1 und 7 des Atomgesetzes hingewiesen. Eine Konkretisierung erfahren diese Schutzziele durch die Strahlenschutzverordnung /D-3/. In ihrem dritten Teil: "Schutzvorschriften" werden Dosisgrenzwerte in der Umgebung der Anlage und für beruflich strahlenexponierte Personen angegeben. Die Strahlenexposition der Bevölkerung ist in der Regel nicht genügend genau zu messen. Sie kann aber ausgehend von den Werten der radioaktiven Ableitungen und Freisetzungen mit Hilfe von Berechnungen ermittelt werden. In diese Berechnungen gehen Parameter ein, durch die Bedingungen berücksichtigt werden, die zur Strahlenexposition führen. Von den Dosisgrenzwerten kann auf diesem Wege auch zurückgeschlossen werden auf Grenzwerte für radioaktive Ableitungen und Freisetzungen, soweit diese Werte nicht festgelegt worden sind. Daraus ergeben sich Anforderungen an die Beschaffenheit der Anlage. Sie muß nämlich so beschaffen sein, daß die zulässigen Emissionsgrenzwerte nicht überschritten werden.

Die Schutzziele werden in ihrer allgemeinen Form sowie als Dosisgrenzwerte in ihrer konkreten Form von den gesetzgebenden Organen der Staaten festgelegt. Die IAEA macht hierzu Empfehlungen lediglich in der allgemeinen Form /IAEA-2/. Bei der Berechnung der Dosisgrenzwerte bestehen Unterschiede zwischen den Staaten, die unterschiedliche Ausbreitungsmodelle, Verzehrgeohnheiten u. a. m. berücksichtigen. Das führt in der Rückrechnung zu Emissionsgrenzwerten, die allerdings nur noch schwer miteinander zu vergleichen sind.

Die jeweils festgelegte Beschaffenheit einer Anlage muß durch Auslegung und Errichtung der Anlage erreicht und bei ihrem Betrieb erhalten werden. Es müssen also Anlagenzustände vermieden werden, als deren Folge eine die Emissionsgrenzwerte überschreitende Ableitung oder Freisetzung radioaktiver Stoffe auftreten kann. Das Konzept des mehrstufigen Schutzes /IAEA-2/, /EG-1/ liefert Ziele für die Auslegung der Anlage. Zunächst werden drei Schutzebenen unterschieden. Erstens ist Sorge zu tragen dafür, daß keine Abweichungen von den beabsichtigten, normalen Betriebsvorgängen vorkommen. Solche Abweichungen sind aber in aller Regel zu erwarten. Zweitens ist deshalb dafür zu sorgen, daß die Anlage wieder zu Anlagenzuständen des normalen Betriebs zurückgeführt wird. Gelingt dies nicht, dann muß drittens verhindert werden, daß Ereignisabläufe nicht zu Anlagenzuständen

mit einer die Emissionsgrenzwerte überschreitenden Ableitung oder Freisetzung führen. Hierfür sind Ereignisabläufe zu behandeln, die, weil ihr Eintreten als möglich angesehen wird, für die Auslegung unterstellt werden. Es werden einleitende oder auslösende Ereignisse und daran anschließende Ereignisabläufe angenommen und untersucht, wie die Anlage beschaffen sein muß, um dies zu verhindern oder um rechtzeitig einen Ereignisablauf zum Stehen zu bringen.

In den drei Schutzebenen werden unterschiedliche Auslegungsziele für die Anlage festgelegt, die durch technische oder administrativ-organisatorische Sicherheitsfunktionen zu erfüllen sind. Werden die Auslegungsziele für die Anlage weiter konkretisiert, werden also Anforderungen an die Einhaltung bestimmter Werte von Prozeßvariablen, sowie an bestimmte Zustände der Aktivitätsbarrieren und Sicherheitseinrichtungen gestellt, dann gelangt man zu Auslegungszielen für Systeme, die diese Sicherheitsfunktionen gewährleisten sollen. Sicherheitskriterien und RSK-Leitlinien enthalten vornehmlich Auslegungsziele für Systeme. Diese Art Auslegungsziele werden im Folgenden nicht weiter behandelt. Gelegentlich werden Auslegungsziele, wie die Gewährleistung der wesentlichen drei Sicherheitsfunktionen: Unterkritikalität des Reaktors, ausreichende Kernkühlung, Integrität des Sicherheitsbehälters, auch als Schutzziele bezeichnet. Es sollten jedoch die gesetzlich vorgegebenen Schutzziele (Schutz von Menschen und Umgebung) sprachlich von Auslegungszielen (Schutz durch Auslegung) unterschieden werden.

Auslegung wird wie "design" bei der IAEA verstanden. Dort ist "design: the process and the result of developing the concept, detailed plans, supporting calculations and specifications for a nuclear power plant and its parts" /IAEA-2/. In diesem Sinn soll "Auslegung" im Folgenden verwendet werden. Auslegung umfaßt demgemäß die funktions-, prüf- und fertigungsgerechte Planung und Gestaltung (Konstruktion) von Systemen, Komponenten und sonstigen Teilen, ihre Dimensionierung (Bemessung), Berechnungen als Nachweis dafür, daß sicherheitstechnisch erforderliche Werte bestimmter Größen (Spannungen, Zähigkeiten, Drucke, Temperaturen u.a.m.) eingehalten werden sowie Aufbau und Anordnung (wie Redundanz, Diversität, räumliche Trennung).

Das Schutzkonzept wird durch Auslegungsziele und Schutzmaßnahmen für unterschiedliche Klassen von Anlagenzuständen konkretisiert. Bei Kernkraftwerken werden dabei auch Ereignisse und Ereignisabläufe mit außerordentlich geringer Eintrittshäufigkeit berücksichtigt. Noch unwahrscheinlichere Ereignisse können naturgesetzlich nicht ausgeschlossen werden. Wegen ihrer extremen Seltenheit wird hiergegen nicht mehr ablaufspezifisch ausgelegt. Es werden aber schadensmindernde Maßnahmen vorgesehen. Diese Ereignisabläufe sind so komplex und so wenig zuverlässig im voraus berechenbar, daß eine auf konservativen Annahmen beruhende Vorausberechnung für eine gezielte Auslegung im allgemeinen nicht möglich ist. Ereignisabläufe dieser Art führen zu Anlagenzuständen, die nicht mehr durch die Auslegung gemäß dem dreistufigen Schutzkonzept abgedeckt sind. Dennoch werden wie gesagt, auch hier noch Schutzmaßnahmen erwogen und vorgesehen mit den Zielen, so außerordentlich unwahrscheinliche aber risikorelevante Ereignisabläufe zu verhindern, ihren Verlauf zu beherrschen und ihre Folgen zu mindern. Dies stellt im Konzept des mehrstufigen Schutzes eine vierte Stufe dar.

2.2 Begriffe des bundesdeutschen Regelwerks

Im bundesdeutschen Regelwerk gibt es drei Begriffe (bestimmungsgemäßer Betrieb, Störfall, Unfall), die definiert sind, und zwei weitere (Betriebsstörung, Auslegungsstörfall), für die das nicht der Fall ist. Zu den drei definierten Begriffen kann folgendes ausgeführt werden:

a) Bestimmungsgemäßer Betrieb

"Bestimmungsgemäßer Betrieb

- (1) Betriebsvorgänge, für die die Anlage bei funktionsfähigem Zustand der Systeme (ungestörter Zustand) bestimmt und geeignet ist (Normalbetrieb);

- (2) Betriebsvorgänge, die bei Fehlfunktion von Anlageteilen oder Systemen (gestörter Zustand) ablaufen, soweit hierbei einer Fortführung des Betriebs sicherheitstechnische Gründe nicht entgegenstehen (anomaler Betrieb);
- (3) Instandhaltungsvorgänge (Inspektion, Wartung, Instandsetzung)"/D-4/.

Es fehlt in der Definition eine klare Abgrenzung zu "Betrieb" einer Anlage im Sinne der §§ 16, 17, 19 StrlSchV und der Störfalldefinition der StrlSchV (s.u.).

Es ist darüber hinaus nicht einsichtig, daß anomaler Betrieb bestimmungsgemäß sein soll. In den später aufgeführten Begriffen anderer Staaten wird deutlicher zwischen den beabsichtigten Anlagenzuständen des normalen Betriebs und den unbeabsichtigten, wenn auch kaum vermeidbaren Anlagenzuständen des gestörten oder anomalen Betriebs unterschieden.

b) Störfall

"Störfall

Ereignisablauf, bei dessen Eintreten der Betrieb der Anlage oder die Tätigkeit aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann und für den die Anlage auszulegen ist oder für den bei der Tätigkeit vorsorglich Schutzmaßnahmen vorzusehen sind " /D-3/.

Die Definition enthält zwei Bestandteile, "Betrieb der Anlage" und "Tätigkeit". Beide haben beispielsweise zu Schwierigkeiten geführt, als der Begriff "Störfall" im Zusammenhang mit der Erstellung von Regeln gebraucht werden sollte, in denen technische und organisatorische Maßnahmen festgelegt werden sollten.

Es stellte sich die Frage, ob mit "Betrieb, der aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann" ¹ der bestimmungsgemäße Betrieb oder der Betrieb entsprechend Betriebsgenehmigung gemeint ist. Es stellte sich die weitere Frage, ob mit "... nicht fortgeführt werden kann ..." die unterbrechungslose Fortführung des Betriebs gemeint ist, oder aber daß der Betrieb nach einer Unterbrechung, während der Schäden festgestellt und auch behoben wurden, nicht fortgeführt werden kann (darf), es sei denn, es liege eine besondere Äußerung der Behörde vor.

Ein wesentliches Merkmal des Störfallbegriffs ist, daß die Anlage gegen einen Ereignisablauf, der als "Störfall" bezeichnet wird, auszulegen ist. Die Definition enthält damit die weitere Schwäche, daß anstelle kennzeichnender Merkmale implizite Forderungen aufgenommen worden sind. Es ist doch so, daß das, was zur Abgrenzung der Störfallbegriffe herangezogen werden muß, fortgeführt werden kann - im Sinne von "darf" - oder nicht. Die aus sicherheitstechnischen Gründen erforderliche Unterbrechung oder gar Nichtfortführung des Betriebs sowohl als auch die Auslegung gegen Störfälle sind Forderungen, die aber eigens an prominenter Stelle festgelegt werden müßten (z. B. Schäden in der Anlage oder ihr Zustand; das eigentliche Merkmal müßte sein, was den Störfall kennzeichnet und nicht, wogegen die Anlage auszulegen ist oder auch, ob der Betrieb fortgesetzt werden kann). Die Störfalldefinition sollte von diesen Forderungen entlastet werden, und es sollte statt dessen angegeben werden, welche Art Anlagenzustand ein Störfall ist.

In den Regeln KTA 3201.2, KTA 3204 und KTA 3205.1 /D-10/ wird "Störfall" in "Notfälle" und "Schadensfälle" unterteilt und beide als Lastfälle für die Auslegung gesehen. In KTA 3201.2 werden Notfälle als Störfälle, die eine sehr geringe Eintrittswahrscheinlichkeit haben, und Scha-

¹ Nach DIN 820 T 23 gilt für

- kann: Vorliegen einer physikalischen Möglichkeit,
- darf: Vorliegen einer Erlaubnis.

Es ist eine Frage, ob "darf" gemeint ist.

denfälle als Störfälle, die eine extrem geringe Eintrittswahrscheinlichkeit haben, oder als postulierte Lastfälle definiert.

c) Unfall

"Unfall

Ereignisablauf, der für eine oder mehrere Personen eine die Grenzwerte der Anlage X Tabelle X-1 Spalte 2 (Grenzwerte der Körperdosis für beruflich strahlenexponierte Personen im Kalenderjahr, Kategorie A) übersteigende Strahlenexposition zur Folge haben kann".

Die Definition stellt - im Einklang mit dem deutschen Sprachgebrauch - auf Schädigungen von Personen ab. Durch die Form "haben kann" wird ausgedrückt, daß solche Schäden nicht eintreten zu sein brauchen. Diese Einschränkung ist jedoch so feinsinnig, daß für den praktischen Gebrauch der Begriff "Unfall" wenig geeignet ist. Ein die Auslegung überschreitender Ereignisablauf ohne Personenschäden darf eigentlich nicht als Unfall bezeichnet werden, wenn er nicht mißverstanden werden soll.

Die in der Strahlenschutzverordnung und den Sicherheitskriterien angegebenen Definitionen für zentrale Begriffe der Sicherheitstechnik haben Schwächen, die eine weitere Verwendung der Begriffe nicht geraten erscheinen lassen (bestimmungsgemäßer Betrieb, Unfall) oder wo die Definition geändert werden sollte (Störfall).

Zur Ergänzung soll an dieser Stelle auf zwei Begriffsbestimmungen der Störfall-Verordnung /D-6/ hingewiesen werden. Es sind dies:

d) Störfall

"Störfall im Sinne dieser Verordnung ist eine Störung des bestimmungsgemäßen Betriebs, durch die ein Stoff nach Anhang II zu dieser Verordnung frei wird, entsteht, in Brand gerät oder explodiert und eine Gemeingefahr hervorrufen wird."

Zunächst fällt auf, daß in dieser Definition die Schwierigkeiten des Störfallbegriffs der Strahlenschutzverordnung mit seinen impliziten Forderungen vermieden werden. Ein Störfall ist dann gegeben, wenn zwei Sachverhalte vorliegen. Es muß erstens etwas geschehen, was als Schadensereignis bezeichnet werden könnte, und es muß zweitens eine Gemeingefahr hervorgerufen werden. Eine Schwäche dieser Definition ist aber, daß Störung des bestimmungsgemäßen Betriebs als kennzeichnendes Merkmal und Oberbegriff verwendet wird. Da der bestimmungsgemäße Betrieb nicht eigens definiert ist, könnte auf die entsprechende Begriffsbestimmung aus den Sicherheitskriterien (s. Punkt a) zurückgegriffen werden. Dort ist aber der gestörte Zustand ein Teil des bestimmungsgemäßen Betriebs. Es bliebe in einem solchen Fall zu klären, wie gestörter Zustand und Störung zusammenhängen.

Vom übergeordneten Standpunkt aus, daß nämlich beide Begriffsbestimmungen von "Störfall" Bestandteile des bundesdeutschen Sicherheitsrechts, wenn auch in unterschiedlichen Sachzusammenhängen sind, ist es nicht hilfreich, daß sie so unterschiedlich aufgebaut sind: einmal implizite Forderungen als Merkmale (Strahlenschutzverordnung), zum anderen Merkmale, die Abweichungen gegenüber einem Bezugszustand hervorheben (Störfall-Verordnung). Ebensoviele hilfreich ist, daß sie unterschiedliche Gefahrenbereiche ansprechen: einmal Gefährdungen bis zu vorgegebenen Grenzwerten (Strahlenschutzverordnung), zum anderen den Bereich erheblicher Gefahren (Störfall-Verordnung), wie er in der folgenden Definition von Gemeingefahr durch "schwerwiegende Gesundheitsbeeinträchtigungen" und "Beeinträchtigung der Gesundheit einer großen Zahl von Menschen" angezeigt wird.

e) Gemeingefahr

"Gemeingefahr im Sinne dieser Verordnung ist eine außerhalb des gestörten Anlagenteils auftretende Gefahr für die Arbeitnehmer, die Nachbarn oder die Allgemeinheit, soweit

1. das Leben von Menschen bedroht oder schwerwiegende Gesundheitsbeeinträchtigungen zu befürchten sind,
2. die Gesundheit einer großen Zahl von Menschen beeinträchtigt werden kann oder
3. Sachen von hohem Wert, insbesondere Gewässer, Böden, Tier- oder Pflanzenbestände, geschädigt werden können, falls durch eine Veränderung ihres Bestandes oder ihrer Nutzbarkeit das Gemeinwohl beeinträchtigt würde".

Mit dieser Definition von Gemeingefahr, die ein Merkmal des Störfallbegriffs ist, ergibt sich die Vermutung, daß zwischen dem Störfall der Störfall-Verordnung und dem Unfall der Strahlenschutzverordnung Ähnlichkeiten bestehen. Beide stellen als Merkmal auf die Gefahr von Gesundheitsschäden ab. Der Vergleich macht aber auch einen wesentlichen Unterschied deutlich, der sich als Mangel des Unfallbegriffs herausstellt. Die Gemeingefahr ist auch eine Gefahr für Sachen von hohem Wert, die in der obigen Definition näher bezeichnet werden. Dieser Aspekt fehlt im Unfallbegriff völlig, wenngleich er in allgemein erklärenden Texten zur kerntechnischen Sicherheit mit "Schutz der Umwelt" immer wieder angesprochen wird.

Die Begriffsbestimmungen der Störfall-Verordnung können Anregungen geben für sicherheitstechnische Begriffe der Kerntechnik. So wird bei der Weiterentwicklung von Schutzmaßnahmen bei Ereignisabläufen, die eine erhebliche Freisetzung radioaktiver Stoffe erwarten lassen, z.B. in Frankreich oder Schweden ein Zielwert für die Begrenzung der Freisetzung vorgegeben, um einer "Gemeingefahr" gemäß Ziffer 3 zu begegnen. Bei diesen Begriffen bestehen aber besondere Schwierigkeiten, weil entsprechende Begriffe von Störfall-Verordnung und Strahlenschutzverordnung nicht miteinander korrespondieren.

Zu Beginn dieses Abschnitts wurden die Begriffe "Betriebsstörung" und "Auslegungsstörfall" genannt. Betriebsstörung ist eine weit verbreitete Bezeichnung für unbeabsichtigte, aber kaum vermeidbare Betriebszustände. Diese Bezeichnung deckt die Betriebsvorgänge von Punkt 2 der Begriffsbestimmung für bestimmungsgemäßen Betrieb ab. Der Begriff Betriebsstörung sollte deshalb anstelle von "anomaler Betrieb" genutzt werden (siehe Abschnitt 2.3).

Wegen der Schwierigkeiten im Umgang mit dem Begriff "Störfall" der Strahlenschutzverordnung hat sich fachsprachlich der Ausdruck "Auslegungsstörfall" eingebürgert. Auslegungsstörfälle werden unterstellt und der Auslegung zugrundegelegt. Mit Störfällen werden dann offenbar sowohl angenommene, aber für die Auslegung nicht eigens herangezogene Ereignisse, als auch vornehmlich tatsächlich eingetretene Ereignisse bezeichnet.

Im Vorwort der Störfall-Leitlinien /D-9/ wie im § 3 Abs. 1 Nr. 1 der Atomrechtlichen Verfahrens-Verordnung /D-8/ wird als Erläuterung der Begriff "Auslegungsstörfälle" in Klammern gebraucht für die Störfälle, die im Sinne des § 28 Abs. 3 Satz 4 StrlSchV der Auslegung von Kernkraftwerken zugrunde zu legen sind. In den Störfall-Leitlinien wird auch noch der Begriff "auslegungsbestimmende Störfälle" gebraucht. Dies würde den vorher genannten abdeckenden Störfällen entsprechen.

Die Erörterung zeigt eine Unsicherheit im Verständnis des Auslegungsstörfalls auf. Im engeren Sinne meint er den auslegungsbestimmenden Störfall, im weiteren Sinne den für die Auslegung zu berücksichtigenden Störfall, der gegebenenfalls als nicht abdeckend oder nicht auslegungsbestimmend im weiteren Verlauf der Analyse nicht mehr betrachtet zu werden braucht. Schließlich gibt es in Ergänzung zu "Auslegungsstörfall" einfach den "Störfall", womit in der Öffentlichkeit ein tatsächlich eingetretenes Ereignis bezeichnet wird. Auslegungsstörfall sollte als ein Grundbegriff im Bereich der Auslegung einer Anlage festgelegt werden.

2.3 Vorgeschlagene Grundbegriffe

In dieser Untersuchung werden Grundbegriffe für die Auslegung wie für tatsächlich eingetretene Ereignisse behandelt. Nachstehend werden die für beide Fälle vorgeschlagenen Begriffe zunächst einander gegenübergestellt. Im Folgenden werden dann hier die Vorschläge für die Auslegung und in Kapitel 3 die Vorschläge für eingetretene Ereignisse dargelegt.

Es wird vorgeschlagen, die folgenden Begriffe zu verwenden:

Begriffe für Planung, Auslegung und Genehmigungsverfahren	Begriffe für Anlagenbetrieb und Aufsichtsverfahren über Betrieb
Normalbetrieb	
Betriebsstörung	
Auslegungsstörfall	Störfall
Notfall	Unfall

2.3.1 Erläuterungen

Die Begriffe für die Auslegung sind mit der Intention gebildet worden, die zuvor aufgezeigten Mängel der gegenwärtigen Begriffe zu meiden. Zum besseren Verständnis werden hier einige Erläuterungen den Definitionen vorangestellt.

- a) Normalbetrieb (IAEA: normal operation): Der Begriff knüpft an Absatz 1 der Definition des bestimmungsgemäßen Betriebs an, und er soll Absatz 3 (Instandhaltungsvorgänge) einschließen.
- b) Betriebsstörung (IAEA: anticipated operational occurrence): Der Begriff knüpft an Absatz 2 der Definition des bestimmungsgemäßen Betriebs an, und er befindet sich in Übereinstimmung mit dem Sprachgebrauch. Von der IAEA wird unter dem Gesichtspunkt der Auslegung von "angenommenen, unterstellten" betrieblichen Vorkommnissen gesprochen.
- c) Auslegungsstörfall (IAEA: design basis accident): Dieser gegenwärtig noch nicht sauber gegenüber Störfall abgegrenzte Begriff soll nur für die Auslegung verwendet werden. Seine sachliche Abgrenzung gegenüber Betriebsstörung erfolgt durch die Eintrittshäufigkeit der Ereignisse, gegen die ausgelegt wird. Auslegungsstörfälle umfassen zunächst alle für die Auslegung zu betrachtenden und zu analysierenden Störfälle. Sie werden in ihrer Zahl eingeschränkt durch die Auswahl von "zugrunde zu legenden oder abdeckenden Auslegungsstörfällen."
- d) Notfall (IAEA: severe accident): Dieser Begriff hat in jüngerer Zeit in der Zusammensetzung "anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen" Eingang in die Kerntechnik gefunden. Er soll nur für Vorsorgemaßnahmen im Hinblick auf extrem unwahrscheinliche Ereignisse verwendet werden. Diese Vorsorgemaßnahmen zielen auf die Verhinderung weiterer Schäden und die Minderung von Schadensfolgen ab. Werden solche Maßnahmen innerhalb der Anlage ergriffen, wird von "anlageninternem Notfallschutz" gesprochen. Sind Schadensfolgen außerhalb der Anlage zu besorgen oder eingetreten, werden "anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen" ergriffen.

Für äußerst seltene Ereignisse, die aber große Auswirkungen haben können, wird auch der Begriff "auslegungsüberschreitender Störfall" verwendet. Dieser Begriff erscheint als ungeeignet, weil Vorsorgemaßnahmen gegen Notfälle auch die Auslegung betreffen können. Zu denken ist hierbei an anlagentechnische Einrichtungen, die die internen Notfallschutzmaßnahmen durchzuführen gestatten.

2.3.2 Definition der Begriffe

Ziel der Definition der Begriffe ist es, Merkmale so anzugeben, daß die Begriffe miteinander verträglich und klar gegeneinander abgegrenzt sind. Sie sollen nach Möglichkeit an Bekanntes anknüpfen und auch mit den Begriffen der IAEA verträglich sein.

a) Normalbetrieb

Normalbetrieb ist die Gesamtheit der Anlagenzustände, die bei vorgesehenen Betriebsvorgängen im Rahmen vorgegebener Betriebsgrenzen und -bedingungen auftreten. Diese Betriebsvorgänge sind: An- und Abfahren, Leistungsbetrieb (Teillast, Vollast), Stillstand, Instandhaltungsvorgänge (Inspektion, Wartung, Instandsetzung), Brennelementwechsel.

In dieser Definition werden für Normalbetrieb zwei Merkmale herangezogen. Einmal sind das Betriebsvorgänge, die ganz allgemein mit Normalbetrieb in Verbindung gebracht werden. Da Sicherheitsaspekte in starkem Maße berücksichtigt werden müssen, ist als zweites Merkmal "Betriebsgrenzen und -bedingungen" (IAEA: operational limits and conditions) hinzugenommen worden. Dies können sowohl Grenzwerte der Prozeßvariablen als auch Festigkeitsgrenzwerte von Werkstoffen, Toleranzen von Abmessungen, Stellung von Ventilen, Stoff- und Energieversorgung von Verbrauchern sowie Zeiten für Schalthandlungen oder Änderung der Werte von Prozeßvariablen sein. Die Grenzbedingungen werden so vorgegeben, daß sich die Anlage in einem sicheren Bereich befindet /IAEA-1: Ziffer 231/.

b) Betriebsstörung

Betriebsstörung ist ein vom Normalbetrieb abweichender Anlagenzustand innerhalb der für die Rückführung in den Normalbetrieb vorgegebenen Betriebsgrenzen und -bedingungen, der als Folge einer Fehlfunktion von Anlagenteilen oder von Fehlhandlungen des Personals entsteht.

Betriebsstörung ist ein so geläufiger Begriff, daß es nicht als erforderlich erscheint, als Merkmal aufzuführen, daß Betriebsstörungen einmal bis mehrere Male während der Lebensdauer einer Anlage erwartet werden. Das zweite Merkmal, durch das der vom Normalbetrieb abweichende Anlagenzustand näher bestimmt wird, trägt dem mehrstufigen Schutzkonzept Rechnung. Hiermit wird die zweite Stufe angesprochen, denn Grenzwerte für Prozeßvariable als Beispiel für erforderliche Betriebsgrenzen und -bedingungen werden für den Fall von Betriebsstörungen einen größeren zulässigen Bereich umfassen als für Normalbetrieb. Das Merkmal "Fehlfunktion von Anlagenteilen" weist auf Ausfälle oder Schäden hin, die durch Instandsetzungen behoben werden können.

In keinem Fall sollte Strahlenexposition wie in der Schweizer Regelung /CH-1/ in die Definition mit aufgenommen werden, um einen allgemein verwendeten Begriff nicht auf Kernkraftwerke einzuengen. Das gilt ebenso für Brennelement-Hüllrohrschäden, die dort auch als Merkmal aufgeführt sind.

Betriebsstörungen können in Normalbetrieb überführt werden, beispielsweise durch Abfahren der Anlage und Aufnahme von Instandhaltungsvorgängen.

c) Auslegung zur Vorsorge gegen Störfälle

c1) Auslegungsstörfall im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV

Auslegungsstörfall im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV ist ein für die sicherheitstechnische Auslegung einer Anlage angenommener schadhafter Anlagenzustand, der sich als Folge eines angenommenen Ereignisablaufs einstellt. Der Ereignisablauf wird durch ein angenommenes, den Ereignisablauf auslösendes oder ihn einleitendes Ereignis (Fehlfunktion, Versagensfall, Einwirkung von innen oder von außen) und die anzunehmenden Anfangs- und Randbedingungen charakterisiert.

Die Begriffsbestimmung ist deutlich von der für Störfall unterschieden (siehe Kapitel 3), um hervorzuheben, daß der Begriff nur im Bezug auf Auslegung und damit im Bereich der Vorsorge gegen Gefahren gebraucht wird. Es ist nämlich nachzuweisen, daß für Auslegungsstörfälle die Auswirkungen in der Umgebung unterhalb der in § 28 Abs. 3 StrlSchV angegebenen Werte bleiben. Durch "schadhafte Anlagenzustände" wird der für erforderlich gehaltene Hinweis auf Schäden in der Anlage gegeben, die ihrerseits Schäden beim Personal oder in der Umgebung nach sich ziehen können. Es wird weiterhin gegenüber Fehlfunktion bei Betriebsstörungen ein quantitativer Unterschied angezeigt. Die Kennzeichnung durch ein auslösendes oder einleitendes Ereignis ist als zusätzliches Merkmal hinzugenommen worden. Hiermit wird schon in der Definition das grundsätzliche Vorgehen bei der Auslegung gegen Störfälle angesprochen, nämlich Annahmen über Ereignisse und Ereignisabläufe zu treffen, um daraus die erforderlichen Schutzmaßnahmen zu entwickeln, damit das tatsächliche Eintreten der unterstellten Ereignisse und Ereignisabläufe unwahrscheinlicher gemacht wird. Bei den Anlagenzuständen, deren erwartete Eintrittshäufigkeit an die der Betriebsstörungen anschließt, soll nach dem Beheben der Schadensursache und -folgen Normalbetrieb wieder möglich sein. Bei den Anlagenzuständen mit sehr geringer Eintrittshäufigkeit werden etwas größere Schäden zugelassen, es müssen aber auf jeden Fall Abschaltung und langfristige Nachwärmeabfuhr sichergestellt sein. Diese Einteilung drückt sich auch in der schon erwähnten Aufteilung der Auslegungsstörfälle in Notfälle und Schadensfälle in KTA-Regeln aus /D-10/.

c2) Auslegung zur Risikovorsorge (präventive Notfallvorsorge gegen besondere einleitende Ereignisse oder Anlagenzustände)

Unter "besonderen einleitenden Ereignissen oder Anlagenzuständen" sind hier Ereignisse zu verstehen, die so unwahrscheinlich sind, daß sie für eine Auslegung im Sinne von § 28 Abs. 3 StrlSchV nicht zugrunde zu legen sind. Sie sind aber trotzdem für Zwecke der Auslegung deswegen zu betrachten, weil sie - ohne ausreichende Schutzmaßnahmen - einen Ereignisablauf auslösen können, der innerhalb sehr kurzer Zeit oder nicht mehr beeinflussbar zunächst zu sehr schweren Anlagenschäden und dann zu Schäden in der Umgebung führen kann.

In den Störfall-Leitlinien /D-9/ wird festgestellt, daß

- Ereignisse infolge Flugzeugabsturzes,
- Ereignisse infolge äußerer Einwirkungen gefährlicher Stoffe,
- Ereignisse infolge äußerer Druckwellen aus chemischen Reaktionen,
- Ereignisse infolge äußerer Einwirkungen von Mehrblockanlagen,
- Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)

wegen ihres geringen Risikos keine Auslegungsstörfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV sind. Auslegungsziel ist die Gewährleistung der grundlegenden Sicherheitsfunktionen.

Diese Ereignisse sind sehr selten (seltener als 10^{-5} pro Jahr), weil bereits das einleitende Ereignis eine sehr geringe Eintrittshäufigkeit besitzt und weil der Eintritt eines schweren Anlagenschadens infolge des einleitenden Ereignisses aufgrund der bereits vorgesehenen Auslegungsmerkmale ausreichend unwahrscheinlich ist.

Maßnahmen gegen diese Ereignisse dienen der Risikominimierung und damit dem Schutz der Allgemeinheit. Im UA-SF-Konzept /D-5/ werden diese Ereignisse der Ereignisklasse 5 zugeordnet. Beim ATWS-Fall führt ein nicht sehr seltenes einleitendes Ereignis zu einem sehr seltenen Ereignisablauf mit möglicherweise großen Auswirkungen. Deshalb werden zur Risikominimierung Maßnahmen vorgesehen. Dies sind Maßnahmen der Auslegung. Hierfür gilt wie für Auslegungsmaßnahmen zur Unterstützung des internen Notfallschutzes, daß sich Nachweisführung und Nachweistiefe von denen bei Auslegungsmaßnahmen gegen Auslegungsstörfälle unterscheiden.

d) Notfall

Notfall ist ein für die Planung von Notfallmaßnahmen unterstellter schadhafter Anlagenzustand, der erst bei einem Versagen der durch Auslegung getroffenen Schutzmaßnahmen (gemäß der Erläuterungen zu den Definitionen a bis d) eintreten kann (Anlagengefahrenzustand) und der bei weiterem ungehinderten Verlauf zu einer Schädigung der aktivitätseinschliessenden Barrieren (Umgebungsgefahrenzustand) und dann zu schweren Schäden in der Umgebung führen kann.

Wie beim Auslegungsstörfall soll bereits durch die Definition herausgestellt werden, daß der Begriff in den Bereich der gefahrenunabhängigen Risikovorsorge gehört. Hierbei soll deutlich gemacht werden, daß bei einem Notfall für die Anlage ein Zustand unterstellt wird, der im Sinne der Störfallauslegung nicht mehr beherrscht wird. Mit Notfallmaßnahmen wird eine über die erforderliche Schadensvorsorge zum Schutz der Rechte Dritter hinausgehende Risikovorsorge zum Schutz der Allgemeinheit getroffen. "Auslegung" kann als Merkmalsbegriff allein nicht verwendet werden, da die Maßnahmen gegen Notfälle vornehmlich zustandsorientierte Maßnahmen des Personals aber auch anlagentechnische Maßnahmen umfassen.

2.4 Vergleich von Begriffen und Angaben zum Schutzkonzept der IAEA und von Frankreich, Großbritannien, der Schweiz, der USA und der Bundesrepublik Deutschland

2.4.1 Begriffe und Begriffsbestimmungen

Tabelle 2-1 gibt eine Übersicht über die verwendeten Begriffe und die gegebenenfalls angegebenen Begriffsbestimmungen. Die Zuordnung der durch die Begriffe bezeichneten Anlagenzustände zu den erwarteten Eintrittshäufigkeiten ist in den Quellen in vielen Fällen zahlenmäßig angegeben und in einigen aus Erläuterungen abgeleitet.

a) International Atomic Energy Agency (IAEA)

Die möglichen Anlagenzustände werden gemäß **Tabelle 2-2** /IAEA-2/: Definitionen/ zwei großen Bereichen: "operational states" und "accidents" zugeordnet. Beide Bereiche werden ihrerseits noch einmal unterteilt:

- operational states in
 - normal operation,
 - anticipated operational occurrences,
- accidents (or accident states) in
 - accident conditions,
 - severe accidents.

Die "accident conditions" schließen die "design basis accidents" mit ein, sind aber nicht mit ihnen deckungsgleich.

Als Häufigkeiten werden angegeben /IAEA-3: Tabelle 1, IAEA-2: Definitionen/

- normal operation:
 - a) steady state most of the time
 - b) other states once or more times per year
- anticipated operational occurrences: several occurrences during plant life time

- accident conditions: infrequent, perhaps never during the plant life time

Die Grenze zu "severe accidents" einschließlich schwerer Kernschäden wird integral für alle Ereignisklassen mit 10^{-4} pro Jahr und für künftige Anlagen mit 10^{-5} pro Jahr angegeben. Die Werte für einzelne Klassen sind etwa eine Größenordnung kleiner anzusetzen. Durch anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen soll die Häufigkeit großer Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung um mindestens 1/10 weiter herabgesetzt werden (IAEA-1, Ziffer 25).

b) Frankreich

Die Anlagenzustände werden in vier Kategorien eingeteilt. Kategorie I umfaßt normale Betriebs-situationen, Kategorie II kleinere, aber häufige Störfälle, was in unserem Sprachgebrauch Betriebsstörungen entspricht. Die Kategorien III und IV umfassen Störfälle in unserem Sinn, und zwar wenig wahrscheinliche Störfälle (Kategorie III) und schwere, aber hypothetische Störfälle (Kategorie IV). Darüber hinaus werden schwere Ereignisse (accident grave) betrachtet.

c) Großbritannien

Bei den Anlagenzuständen wird zwischen "normal operation" und "fault conditions" unterschieden. Hierbei schließen die fault conditions Betriebsstörungen mit ein. Auslegungsüberschreitende Störfälle oder Unfälle werden nicht betrachtet. Während "fault condition" auf einen vom Normalbetrieb abweichenden Anlagenzustand abstellt, stellt der ebenfalls verwendete Begriff "accident" auf eine Strahlenexposition ab. Vom Betreiber (CEGB) sind die Begriffe "incident" und zusätzlich zur Behörde (NII) auch "accident" festgelegt worden.

d) Schweiz

In der Schweiz werden alle vom Normalbetrieb abweichenden Anlagenzustände als Störfälle bezeichnet. Der Bereich der Störfälle wird in drei Ereigniskategorien unterteilt.

e) USA

In den General Design Criteria /USA-2/ werden "anticipated operational occurrences" definiert, die nach ANSI/ANS-51.1 /USA-4/ im Anschluß an den normalen Betrieb die Anlagenzustände bis zu einer Eintrittshäufigkeit von etwa 10^{-2} pro Jahr umfassen. In ANSI/ANS-51.1 werden fünf Anlagenzustände (plant conditions - PC) unterschieden. PC-1 betrifft den normalen Betrieb, die Anlagenzustände PC-2 bis PC-5 betreffen Betriebsstörungen und Störfälle, zusammenfassend als "events" bezeichnet. Hierbei ist der Bereich der Eintrittshäufigkeit von Ereignissen des Normalbetriebs bis zu 10^{-2} in zwei Anlagenzustände (PC-2 und PC-3) unterteilt. Dies ist eine feinere Unterteilung, als in den anderen bisher behandelten Ländern üblich ist.

f) Bundesrepublik Deutschland

Die Begriffe "Störfall" und "Unfall" sind in der Strahlenschutzverordnung /D-3/, der Begriff "bestimmungsgemäßer Betrieb" ist in den Sicherheitskriterien /D-4/ festgelegt. Hierbei faßt bestimmungsgemäßer Betrieb die Anlagenzustände des Normalbetriebs und die der Betriebsstörungen zusammen. Diese Begriffe sind in Abschnitt 2.2 bereits erörtert worden.

Eine Einteilung der Anlagenzustände nach der Häufigkeit ihres Eintretens wird in übergeordneten Bestimmungen nicht vorgenommen. Dazu ist vom KTA-Unterausschuß STÖRFALLFRAGEN ein Konzept (UA-SF-Konzept) entwickelt worden /D-5/. Für die Einteilung sind hierin fünf Ereignisklassen vorgesehen, die jedoch nicht mit Begriffen bezeichnet werden, die für die einzelnen Klassen von Anlagenzuständen kennzeichnend sind.

g) Zusammenfassung

Im Vergleich der verschiedenen Angaben miteinander werden Gemeinsamkeiten und Unterschiede von Regelungen der IAEA und der betrachteten Länder deutlich. Die Einteilung der Anlagenzustände ist nicht einheitlich. Die IAEA-Regelung kennt eine begriffliche Dreiteilung in

- normal operation,
- anticipated operational occurrences,
- accident conditions (design basis accidents).

Folgende Länder unterscheiden nur zwischen normalem Betrieb und Anlagenzuständen, die nicht zum normalen Betrieb gehören. Es sind dies:

- Großbritannien: fault conditions,
- Schweiz: Störfall (mit drei Ereigniskategorien),
- USA: events (mit vier Plant conditions).

Bei der französischen Betrachtungsweise werden insgesamt vier Kategorien von Betriebsbedingungen angegeben, denen Begriffe, Betriebsstörung, Störfall und schwerer Störfall zugeordnet werden könnten. Die offizielle Regelung der Bundesrepublik Deutschland unterscheidet zwischen bestimmungsgemäßem Betrieb, Störfall und Unfall. Ohne sich auf diese drei Begriffe zu beziehen, werden im UA-SF-Konzept fünf Ereignisklassen definiert, deren fünfte Anlagenzustände als Folge von Ereignisabläufen zusammenfaßt, gegen die nicht im Sinne von § 28 Abs. 3 StrlSchV ausgelegt worden ist.

Wird die Häufigkeit des Eintretens von Anlagenzuständen diesen Einteilungen zugeordnet, werden die Übereinstimmungen deutlicher, wie nachstehende Übersicht zeigt. Gemeinsam ist den Festlegungen, daß die an den normalen Betrieb anschließenden Anlagenzustände (Betriebsstörungen) bis zu einer Häufigkeit von etwa 10^{-2} reichen. Eine Besonderheit ist dabei, daß dieser Bereich in der amerikanischen Regelung noch einmal unterteilt ist. Gemeinsam ist ferner, daß Anlagenzustände, die den Störfällen zugerechnet werden, mit Ausnahme bei der IAEA, in zwei Gruppen eingeteilt werden. Die Grenze der Eintrittshäufigkeit zwischen Auslegungsstörfällen und Notfällen, den sogenannten "auslegungsüberschreitenden Störfällen", wird unterschiedlich gezogen:

- die IAEA gibt eine solche Grenze mit 10 pro Jahr und für künftige Anlagen mit 10^{-6} pro Jahr an /IAEA-1; Ziffer 25/,
- das UA-SF-Konzept gibt sie mit 10 pro Jahr an,
- bei den übrigen Regelungen liegt sie bei 10 pro Jahr.

Hingewiesen werden soll darauf, daß für die französischen Druckwasserreaktoren die folgenden Vorgaben bestehen. Die Reaktoren sollen so ausgelegt sein, daß die globale Wahrscheinlichkeit, sich an der Schwelle zu nichtakzeptablen Konsequenzen zu befinden, 10^{-6} pro Jahr nicht übersteigen soll. Die Wahrscheinlichkeit, daß nichtakzeptable Konsequenzen auftreten, darf für ein einzelnes Ereignis 10^{-7} pro Jahr nicht überschreiten. Der Wert darf für die untersuchte Serie von Ereignissen nicht überschritten werden, wenn es nicht möglich ist zu zeigen, daß die berechnete Wahrscheinlichkeit pessimistisch genug ist.

Hingewiesen wird von Conte /F-2/ darauf, daß die globale Wahrscheinlichkeit von 10^{-6} pro Jahr ein Ziel ist. Die Sicherheitsbehörden hätten von Electricité de France nicht verlangt, nachzuweisen, daß dieses Ziel tatsächlich erreicht worden sei. Das Risikoziel von 10^{-7} pro Jahr wird durch den Begriff "nichtakzeptable Konsequenzen" ausgedrückt, was im Hinblick auf etwaige Bedingungen des Standorts und der Durchführbarkeit der Notfallschutzpläne für die Öffentlichkeit gesehen werden muß.

Von CEGB /GB-2/ wird für Anlagen in Großbritannien gefordert, daß ein einzelner Ereignisablauf (accident), der zu einer großen unkontrollierten Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung führen kann als Folge des Versagens aller Barrieren und Sicherheitssysteme, seltener als 10^{-7} pro Jahr auftreten darf. Dies soll so interpretiert werden, daß das Produkt der Häufigkeit von auslösenden Ereignis und Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Störfallbeherrschung kleiner als 10^{-7} pro Jahr ist.

Die Gesamthäufigkeit aller Störfälle, die wie vorstehend ausgeführt zu unkontrollierten Freisetzen führen, soll kleiner als 10^{-6} pro Reaktorjahr sein.

Notfälle, die unterhalb der o. g. Häufigkeitsgrenze zu erwarten sind, werden nicht in allen Ländern berücksichtigt. Bei der IAEA werden die Vorkommnisse als schwere Störfälle oder Unfälle (severe accidents) bezeichnet. In Frankreich spricht man bei Ereignissen unterhalb von 10^{-6} pro Jahr ebenfalls von schweren Störfällen oder Unfällen (accidents graves). In der Schweiz wird ein Ereignis in diesem Bereich als auslegungüberschreitender Störfall bezeichnet.

2.4.2 Schutzziele

Eine Übersicht über zulässige Dosisgrenzwerte für Ganzkörperexposition als Schutzziele geben **Tabelle 2-3** und **Bild 2-1**. Diese Werte werden hier als Zielvorgaben nebeneinandergestellt. Dabei wird nicht berücksichtigt, daß wegen unterschiedlicher Verfahren zur Ermittlung dieser Werte bei gleichen Quelltermen in den einzelnen Ländern unterschiedliche Dosen ermittelt werden. Dadurch wird der Wert eines Vergleichs der Dosisgrenzwerte eingeschränkt.

Die IAEA, die gesetzlichen Regelungen ihrer Mitgliedsländer nicht vorgreift, gibt keine Grenzwerte an. Es sind deshalb in die Tabelle die Forderungen in allgemeiner Form aufgenommen worden. In den einzelnen Staaten werden diese Forderungen in die konkrete Form der Dosisgrenzwerte für die Strahlenexposition umgesetzt. Hier sind beispielhaft die Grenzwerte für Ganzkörperexposition angegeben worden, Grenzwerte für Organexpositionen sind nicht mit aufgeführt.

Allgemein folgen die aufgeführten staatlichen Regelungen dem Konzept, um so kleinere Grenzwerte zuzulassen, je größer die Häufigkeit ist, mit der Anlagenzustände zu erwarten sind, die zu Freisetzungen mit Strahlenexpositionen führen. Es sind zwei Festlegungen hervorzuheben, weil sie von dem Band der sonst in der Größenordnung übereinstimmenden Werte stark abweichen.

Das sind einmal die der USA. Dort liegen die zulässigen Werte für die Anlagenzustände mit einer Häufigkeit bis zu 10^{-1} pro Jahr etwa um eine Größenordnung unter den Werten der anderen Länder, um dann bei Anlagenzuständen mit einer Häufigkeit zwischen 10^{-1} und 10^{-2} pro Jahr auf etwa zwei Größenordnungen über die der übrigen hier behandelten Länder zu springen. Das geschieht innerhalb eines Häufigkeitsbereichs, der durchgängig "anticipated operational occurrences" zugehört. Die zweite Abweichung tritt auf bei der bundesdeutschen Regelung für seltene und sehr seltene Anlagenzustände, also im Häufigkeitsbereich von $3 \cdot 10^{-2}$ bis 10^{-5} pro Jahr. Bei $3 \cdot 10^{-2}$ pro Jahr steigt der Dosisgrenzwert von 0,03 mSv (bei Betriebsstörungen) auf 50 mSv an und damit auf einen Wert, der um etwa eine Größenordnung über den Werten der übrigen behandelten Länder mit Ausnahme der USA liegt. Beim Übergang zu sehr seltenen Anlagenzuständen bei 10^{-4} pro Jahr bleibt dieser Wert dann erhalten und liegt dann am unteren Ende der übrigen Werte.

Eintrittshäufigkeit 1/a	1	10 ⁻¹	3 · 10 ⁻²	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶
IAEA	normal operation Operation of a nuclear power plant within specified operational limits and conditions including shutdown, power operation, shutting down, starting, maintenance, testing and refuelling. /IAEA-2, Def./	antizipated operational occurrences All operational processes deviating from normal operation which are expected to occur once or several times during the operating life of the plant and which, in view of appropriate design provisions, do not cause any significant damage to items important to safety nor lead to accident conditions. /IAEA-2, Def./	accident conditions Deviations from operational states in which the releases of radioactive materials are kept to acceptable limits by appropriate design features. These deviations do not include severe accidents. /IAEA-2, Def./ design basis accidents Accident conditions against which the nuclear power plant is designed according to established design criteria. /IAEA-2, Def./ (Im Rahmen der Sicherheitsanalyse gemäß /IAEA-31/ werden Eintrittshäufigkeiten ermittelt.)	severe accidents NPP states beyond accident conditions including those causing significant core degradation. /IAEA-2, Def./				
F	Kategorie I Situations normales d'exploitation /F-1/	Kategorie II Indicents mineurs mais fréquents /F-1/	Kategorie III Incidents peu probables /F-1/	Kategorie IV Accidents graves mais hypothétiques /F-1/	Accidents graves (risque résiduel) /F-1/			
GB	normal operation Operation means all states that the plant may be in as a result of any approved and planned normal operation including shutdown, maintenance, testing and inspection. /GB-1/	fault condition Fault is any foreseen unplanned departure from the specified operating mode because of a malfunction, maloperation or defect in a systems or component. /GB-1/	accident Accident is any arising from a fault which gives rise to exposure in excess of those anticipated for normal operation. /GB-1/	Accident: an event which leads to an unplanned release of radioactivity to the environment, or an unplanned operator exposure. /GB-2/				

Tabelle 2-1: Begriffe für Anlagenzustände, geordnet nach der erwarteten Eintrittshäufigkeit

Eintrittshäufigkeit 1/a		1	3 · 10 ⁻²	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶
CH	Normalbetrieb Anlagezustand eines KW innerhalb spez. Betriebsgrenzen und gemäß geltenden Vorschriften /CH-1/	Störfall Oberbegriff für jeden von Normalbetrieb abweichenden Anlagezustand Auslegungsstörfall Ein Auslegungsstörfall ist ein angenehmer Ereignisablauf, der durch das auslösende Ereignis charakterisiert ist. Dabei werden solche auslösenden Ereignisse angenommen, deren Eintreten während der Lebensdauer einer Anlage erwartet werden muß. Außerdem werden auch noch jene auslösenden Ereignisse unterstellt, deren Eintreten zwar nicht erwartet wird, die jedoch nach menschlichem Ermessen nicht ausgeschlossen werden können. /CH-1/	Ereigniskategorie 1 Störfall, mit welchem ein oder mehrere Male während der Lebensdauer einer Anlage gerechnet werden muß.	Ereigniskategorie 2 Störfall mit kleiner Eintrittshäufigkeit	Ereigniskategorie 3 Störfall mit sehr kleiner Eintrittshäufigkeit	auslegungsüberschreitender Störfall Als auslegungsüberschreitend werden alle jene Ereignisabläufe bezeichnet, welche in Bezug auf das auslösende Ereignis oder die Art und Anzahl zusätzlicher Fehler den Rahmen der Auslegung durchbrechen. /CH-1/		
USA	normal operation /USA-2/ Operating: performing an intended action in the required manner /USP-4/	anticipated operational occurrences mean those conditions of normal operation which are expected one or more times during the life of the nuclear power unit and include but are not limited to loss of power to all recirculation pumps, tripping of the turbine generator set, isolation of the main condenser, and loss of all offsite power /USA-2/	Event: a condition that deviates from normal operation, i.e., an initiating occurrence or an initiating occurrence plus single failure or coincident occurrence combination. /USA-4/	PC 2 /USA-4/	PC 3 /USA-4/	PC 4 /USA-4/	PC 5 /USA-4/	

Tabelle 2-1: Begriffe für Anlagenzustände, geordnet nach der erwarteten Eintrittshäufigkeit (Fortsetzung)

Eintrittshäufigkeit 1/a	1	10 ⁻¹	3 · 10 ⁻²	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶
D	bestimmungsgemäßer Betrieb (1) Betriebsvorgänge, die bei Fehlfunktion von Anlagen oder Systemen (gestörter Zustand) ablaufen, soweit hierbei einer Fortführung des Betriebs sicherheitstechnische Gründe nicht entgegenstehen (anormaler Betrieb). /D-4/ (3) Instandhaltungsvorgänge (Inspektion, Wartung, Instandsetzung). /D-4/ Ereignisklasse 1 /D-5/	Störfall Ein Ereignisablauf, bei dessen Eintreten der Betrieb der Anlage oder die Tätigkeit aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann und für den die Anlage auszuliegen ist oder für den bei der Tätigkeit vorsorglich Schutzvorkehrungen vorzusehen sind. /D-3/	Ereignisklasse 2 /D-5/ Notfall /D-10/	Ereignisklasse 3 /D-5/ Notfall /D-10/	Ereignisklasse 4 /D-5/ Schadensfall /D-10/	Unfall Ereignisablauf, der für eine oder mehrere Personen eine die Grenzwerte übersteigende Strahlenexposition oder Inkorporation radioaktiver Stoffe zur Folge haben kann, soweit er nicht zu den Störfällen zählt. /D-3/	Ereignisklasse 5 /D-5/	Ereignisklasse 5
Vorschlag	Normalbetrieb Normalbetrieb ist die Gesamtheit der Anlagenzustände, die bei vorgesehenen Betriebsvorgängen im Rahmen vorgegebener Betriebsgrenzen und -bedingungen auftreten. Diese Betriebsvorgänge sind: An- und Abfahren, Leistungsbetrieb (Teil- und Vollast), Stillstand, Instandhaltungsvorgänge (Inspektion, Wartung, Instandsetzung), Brennelement-Wechsel Ereignisklasse 1	Betriebsstörung Betriebsstörung ist ein vom Normalbetrieb abweichender Anlagenzustand innerhalb der für die Rückführung in den Normalbetrieb vorgegebenen Betriebsgrenzen und -bedingungen, der als Folge einer Fehlfunktion von Anlagenteilen oder von Fehlhandlungen des Personals entsteht.	Auslegungstörfall Auslegungstörfall ist ein für die sicherheitstechnische Auslegung einer Anlage angenommener schadhafter Anlagenzustand, der sich als Folge eines angenommenen Ereignisablaufs einstellt. Der Ereignisablauf wird durch ein angenommenes, den Ereignisablauf auslösendes oder ihn einleitendes Ereignis charakterisiert.	Notfall Notfall ist ein für die Planung geeigneter Schutzmaßnahmen angemessener schadhafter Anlagenzustand, der als Folge eines Versagens von gegen Auslegungstörfälle vorgesehenen Schutzmaßnahmen eintreten kann.	Ereignisklasse 3	Ereignisklasse 4	Ereignisklasse 5	Ereignisklasse 5

Tabelle 2-1: Begriffe für Anlagenzustände, geordnet nach der erwarteten Eintrittshäufigkeit (Fortsetzung)

<p>Operational States States defined under Normal Operation or Anticipated Operational Occurrences</p>	<p>Anticipated Operational Occurrences¹</p> <p>All operational processes deviating from Normal Operation which are expected to occur once or several times during the operating life of the plant and which, in view of appropriate design provisions, do not cause any significant damage to items important to Safety nor lead to Accident Conditions.</p> <p>¹ Examples of Anticipated Operational Occurrences are loss of normal electric power and faults such as a turbine trip, malfunction of individual items of a normally running plant, failure to function of individual items of control equipment, loss of power to main coolant pump.</p>
<p>Normal Operation</p> <p>Operation of a nuclear power plant within specified Operational Limits and Conditions including shutdown, power operation, shutting down, starting maintenance, testing and re-fuelling.</p>	<p>Accident (or Accident State)</p> <p>A state defined under Accident Conditions or Severe Accidents</p>
<p>Accident Conditions</p> <p>Deviations² from Operational States in which the releases of radioactive materials are kept to acceptable limits by appropriate design features. These deviations do not include Severe Accidents.</p> <p>² A deviation may be a major fuel failure, a loss of coolant accident (LOCA), etc.</p> <p>Design Basis Accidents</p> <p>Accident Conditions against which the nuclear power plant is designed according to established design criteria.</p>	<p>Severe Accidents</p> <p>Nuclear power plant states beyond Accident Conditions including those causing significant core degradation.</p>
<p>Accident Management</p> <p>Accident management is the taking of a set of actions</p> <ul style="list-style-type: none"> - during the evolution of an event sequence, before the design basis of the plant is exceeded, or - during Severe Accidents without core degradation, or - after core degradation has occurred <p>to return the plant to a controlled safe state and to mitigate any consequences of the accident.</p>	

Plant states	
Operational states	Accidents
Anticipated operational occurrences	Accident conditions
Normal operation	Severe accidents
	Design basis accidents
	Accident management

Tabelle 2-2:
Begriffssystem der IAEA
für Anlagenzustände

Tabelle 2-2: Begriffssystem der IAEA für Anlagenzustände

Eintrittshäufigkeit 1/a	1	10 ⁻¹	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶
IAEA	<p>To ensure during operational states that radiation exposure of site personnel and the public remains below prescribed limits and is kept as low as reasonably achievable (ALARA); and to ensure mitigation of the radiation exposures from accidents. /IAEA-2, Ziffer 202/</p> <p>To ensure that accidents are generally prevented; to ensure that, for all event sequences taken into account in the design of the plant, even those that have very low probability, radiological consequences are small; and to ensure by both prevention and mitigation measures that accidents with high consequences are extremely unlikely. /IAEA-2, Ziffer 203/</p>						
F	Einhalten standortbezogener genehmigter Ableitungswerte /F-1/		5 mSv /F-1/		150 mSv /F-1/		
GB	0,17 mSv /GB-1, Ziffer 13/ u. /EG-2, Art. 12(2) /		5 mSv /GB-1, Ziffer 14/ u. /EG-2, Art. 12(2) /		100 mSv /GB-1, Ziffer 15/ u. /GB-2, Ziffer 3.2/		
CH	0,2 mSv /CH-2, Ziffer 3.1/		1 mSv /CH-2, Ziffer 2.3/		100 mSv /DH-2, Ziffer 3.3/		
USA	0,03 mSv /USA-4/ u. /USA-3/		25 mSv /USA-4/ u. /USA-1/		250 mSv /USA-1/ und /USA-4/		
D	0,3 mSv /D-3, § 45 (1) /		50 mSv /D-3, § 28(3) /		50 mSv /D-3, § 28(3) /		

Tabelle 2-3: Schutzziele - Dosisgrenzwerte für Ganzkörperexposition

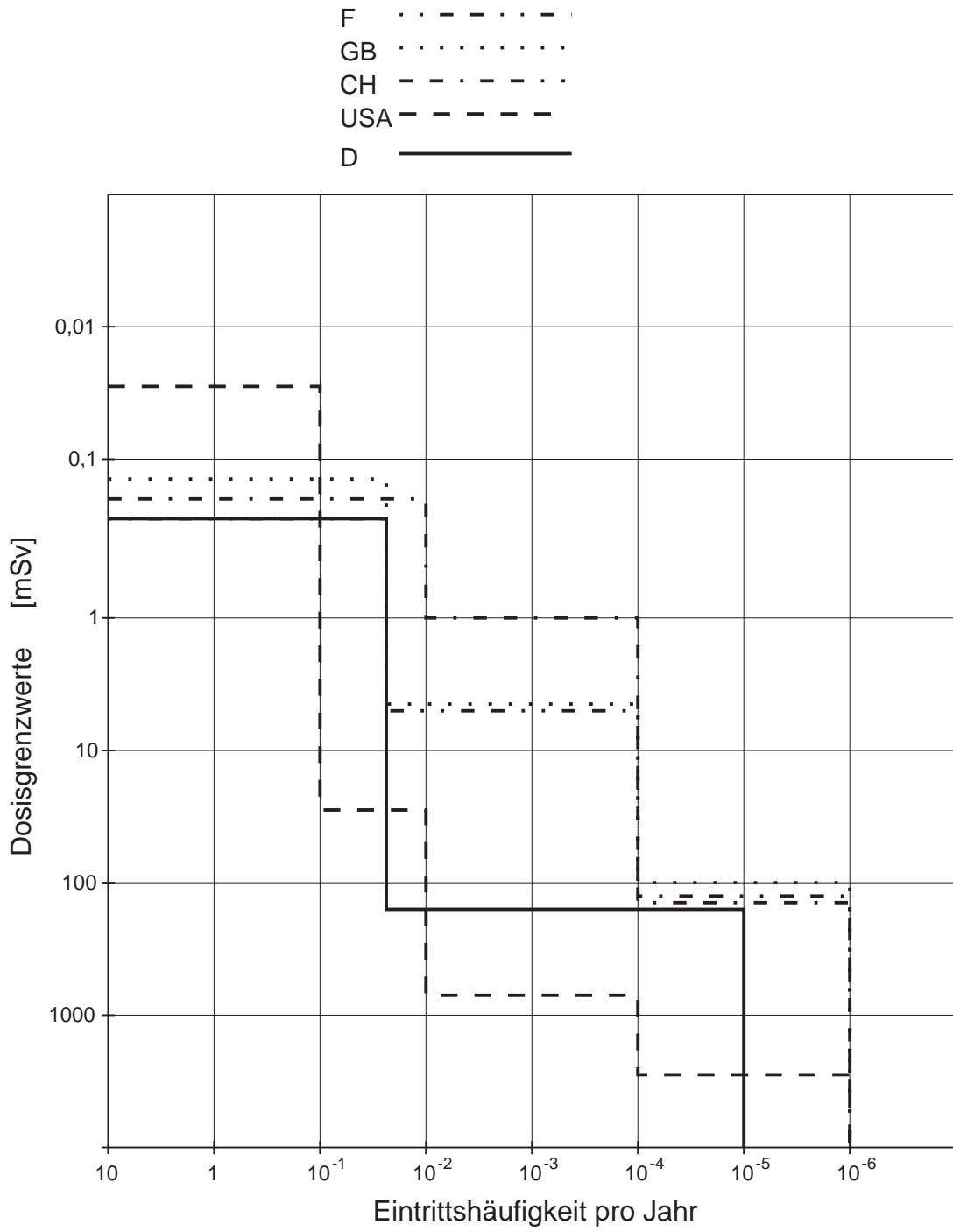


Bild 2-1: Schutzziele - Dosisgrenzwerte für Ganzkörperexposition

Die angeführten Werte sind obere Grenzwerte, die im Regelfall deutlich unterschritten werden sollen. Um das zu erreichen, wird gefordert "to ensure during operational states that radiation exposure of site personnel and the public remains below prescribed limits and is kept as low as reasonably achievable (ALARA)" /IAEA-2: Ziffer 202/. Dieser Grundsatz wird als Optimierung des Strahlenschutzes bezeichnet. Die entsprechende Forderung lautet in Großbritannien "as low as is reasonably practicable (ALARP)". Dies wird im allgemeinen als synonym zu ALARA angesehen /GB-2/. D.J. Higson sieht jedoch Unterschiede im Hinblick auf die Anwendung dieser Grundsätze auf einen Einzelnen innerhalb einer größeren Zahl von Personen, die dem Risiko ausgesetzt sind /GB-3/. In den Strahlenschutzgrundsätzen der Strahlenschutzverordnung (§ 28 Abs. 1) /D-3/ wird der Grundsatz einer Optimierung (reasonable) noch weiter festgelegt" ... unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der in dieser Verordnung festgelegten Grenzwerte so gering wie möglich ...".

Die Dosisgrenzwerte überdecken einen Häufigkeitsbereich für den Eintritt von Anlagenzuständen. Der Eintritt dieser Anlagenzustände soll durch die Auslegung verhindert werden, er kann physikalisch aber nicht ausgeschlossen werden. Für die praktisch unwahrscheinlichen Anlagenzustände jenseits dieses Häufigkeitsbereichs können keine Dosisgrenzwerte mehr vorgegeben werden, weil die Art des Ereignisablaufs und mögliche Freisetzungen nicht mehr vorhersehbar sind. Es kann deshalb gegen sie auch nicht mehr so wie gegen Auslegungstörfälle ausgelegt werden. Für den praktisch unwahrscheinlichen Fall erheblicher Freisetzungen in diesem Bereich sind dann erforderlichenfalls Maßnahmen des Notfallschutzes oder auch des Katastrophenschutzes durchzuführen.

Auf die folgenden Festlegungen der britischen Betreiber soll hingewiesen werden. Von CEGB /GB-2/ werden die vom Nuclear Installations Inspectorate vorgegebenen Schutzziele /GB-1/ auf noch niedrigere Werte festgelegt, wie nachstehend aufgeführt:

	Häufigkeit	Schutzziele (CEGB)
Normal operating doses		0,05 mSv
accidental releases and exposures	10 ⁻²	$\frac{\text{ERL}}{1000}$... $\frac{\text{ERL}}{100}$ (0,1 ... 1 mSv)
	10 ⁻³	$\frac{\text{ERL}}{100}$... $\frac{\text{ERL}}{10}$ (1 ... 10 mSv)
	10 ⁻⁴	$\frac{\text{ERL}}{10}$... ERL (10 ... 100 mSv)

In einem Hinweis werden für besondere Umstände in Abstimmung mit CEGB höhere Dosen von einigen ERL, die 10 ERL nicht überschreiten dürfen, für etwas größere Häufigkeiten als 10⁻⁷ pro Jahr zugelassen. Diese besonderen Umstände liegen vor, wenn die folgenden Ziele nicht in allen Fällen erreicht werden können, und zwar eine Häufigkeit für einen einzelnen Ereignisablauf, der zu einer großen unkontrollierten Freisetzung in die Umgebung führen kann, von weniger als 10⁻⁷ pro Jahr oder eine Häufigkeit für die Gesamtheit solcher Ereignisabläufe von weniger als 10⁻⁶ pro Jahr.

2.4.3 Auslegungsziele und Planungsziele

Die sicherheitstechnischen Auslegungsziele werden hinsichtlich der unterschiedlichen Anlagenzustände durch das Konzept des gestaffelten Schutzes festgelegt. Dieses Konzept hat den Einschluß von radioaktivem Material durch Barrieren und die Sicherheitseinrichtungen zum Gegenstand, die der

Erhaltung der Barrieren und bei ihrem Versagen der Begrenzung der Versagensfolgen dienen. Gemäß diesem Konzept ist die Auslegung der Anlage so vorzunehmen, daß Abweichungen vom Normalbetrieb durch Versagen sowohl von Barrieren als auch von Sicherheitseinrichtungen wie auch von beiden, nur zu den durch die Schutzziele vorgegebenen Beeinträchtigungen von Umgebung und Personal führen dürfen. Je nach dem Maß der Abweichung vom Normalbetrieb und der Schwere des Versagens sind unterschiedliche Auslegungsziele so vorzusehen, daß die Schutzziele auf jeden Fall eingehalten werden.

Bis zur dritten Ebene des gestaffelten Schutzes werden die Auslegungsziele nach Maßgabe von angenommenen Ereignissen und Ereignisabläufen einschließlich von reaktorspezifischen Auslegungsstörfällen festgelegt. Durch Analysen bei und Prüfungen nach der Auslegung muß der Nachweis geführt werden, daß diese Ziele eingehalten worden sind.

Außerordentlich unwahrscheinliche, aber risikoreiche Ereignisabläufe, die aber im einzelnen nicht im Voraus zu berechnen sind, können nicht wie Auslegungsstörfälle zur Grundlage einer Auslegung gemacht werden. Die außerordentlich geringe Eintrittswahrscheinlichkeit erfordert dies auch nicht. Wohl aber bestehen auch bei diesen Ereignisabläufen klare Vorstellungen darüber, was durch vorbeugende und schadensmindernde Maßnahmen erreicht werden soll.

Diese Ziele werden in den späteren Ausführungen im Unterschied zu "Auslegungszielen" als "Planungsziele" bezeichnet, denn durch im Vorhinein geplante Maßnahmen sollen sehr schwere Anlagenschäden vermieden und schließlich ihre Folgen verhindert oder gemindert werden. Hierzu gehören auch solche Maßnahmen, durch die anlagentechnische Veränderungen und Ergänzungen zustande kommen. Diese können auch als Maßnahme der Auslegung bezeichnet werden. Auf Seite 12 wurde der Begriff "Auslegung" erläutert. Hier soll auf ein Problem bei der Anwendung dieses Begriffs bei anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen, also bei der Realisierung von Planungszielen hingewiesen werden.

Auslegung im klassischen Sinn bedeutet, ein System, eine Komponente oder ein Bauteil so zu planen und zu bauen, daß es die gewünschte Funktion unter spezifischen Bedingungen (statische und dynamische Lasten, Umgebungseinflüsse, Schaltzustände u.a. m.) nachweislich erfüllen kann.

Systeme, Komponenten und Bauteile, die als Vorsorgemaßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorgesehen sind, können die Kriterien einer Auslegung im klassischen Sinne nur in eingeschränktem Maße erfüllen: Ereignisabläufe, die anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen erfordern, sind durch nach Art und Umfang nicht exakt spezifizierbare Bedingungen gekennzeichnet. Legt man deshalb die Bedingungen für die Auslegung fest - was ja notwendig ist - so nimmt man bewußt die Unvorhersehbarkeiten der Ereignisabläufe, zu deren Beherrschung oder Minderung ihrer Folgen ausgelegt wird, in Kauf. Die Verwendung der Bezeichnung "Planungsziel" gegenüber "Auslegungsziel" soll diesem Sachverhalt Rechnung tragen.

Überlegungen dieser Art lagen von Anfang an der sicherheitstechnischen Auslegung von Kernkraftwerken zugrunde. Das geht für die Bundesrepublik Deutschland aus Sicherheitskriterien, Kriterium 1.1 /D-4/, hervor wie auch aus /D-13/. Erst im Laufe der Zeit wurde das Konzept als solches ausgeformt. Dementsprechend reflektieren die Regelungen in den einzelnen Ländern mehr oder weniger stark die formale Ausgestaltung des Konzepts. Als Beispiel für einen reifen Stand können die Festlegungen der IAEA gelten /IAEA-1, IAEA-2/.

Die oben angesprochenen Auslegungsziele sind in **Tabelle 2-4** zusammengestellt. Die Safety Assessment Principles /GB-1/ lassen noch kein ausformuliertes Stufenkonzept erkennen, was angesichts des Entstehungszeitpunkts dieses Dokuments verständlich erscheint. Für die USA sind die Auslegungsziele in ANSI/ANS-51.1 /USA-4/ als "nuclear safety criteria" in sieben Punkten angegeben. Sie werden nicht in der Form eines Konzepts des gestaffelten Schutzes entwickelt. Dies ist jedoch implizit in den Aussagen enthalten, denn bei den Schutzmaßnahmen sollen für unterschiedliche Anlagenzustände und Sicherheitsfunktionen Grenzen beispielsweise für Beanspruchung, Verformung oder Ermüdung vorgesehen werden. Das drückt sich weiterhin aus in vier Sicherheitsklassen (einschließlich einer nichtnuklearen Sicherheitsklasse), denen Systeme und Komponenten entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung zugeordnet worden sind.

Eintrittshäufigkeit 1/a	10 ⁻¹	3 · 10 ⁻²	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶
IAEA	<p>Defense in depth, 1st echelon: To prevent deviation from normal operation /IAEA-2: Ziffer 207 (1)/</p>	<p>2nd echelon: To detect and intercept deviations from normal operation conditions in order to prevent anticipated operational occurrences from escalating into accident conditions. /IAEA-2: Ziffer 207 (2)/</p>	<p>3rd echelon: To control the consequences of the resulting accident conditions. To achieve stable and acceptable conditions following accident conditions. /IAEA-2: Ziffer 207 (3)/</p>	<p>Accident management: To return the plant to a controlled state in which the nuclear chain reaction is essentially terminated, write fuel cooling is assured and radioactive materials are confined. /IAEA-1: Ziffer 262/ To protect the public and site personnel ... to mitigate consequences of events beyond the design basis ... /IAEA-2: Ziffer 208/</p>	<p>Beschränkung der Folgen der Störfälle ... consequences must remain acceptable /F-5, Appendix 2/</p>	<p>Verhinderung der Kernschmelze, Verzögerung der Auswirkungen der Kernschmelze</p>	
F	<p>Zuverlässiger Normalbetrieb der Anlage</p>	<p>Verhinderung der weniger wahrscheinlichen Störfälle Rückführung in den Normalbetrieb ... consequences must be extremely limited /F-5, Appendix 2/</p>	<p>... consequences must be adequately limited /F-5, Appendix 2/</p>	<p>... consequences must be adequately limited /F-5, Appendix 2/</p>	<p>... consequences must remain acceptable /F-5, Appendix 2/</p>	<p>Verhinderung der Kernschmelze, Verzögerung der Auswirkungen der Kernschmelze</p>	
GB	<p>It should be shown that the design is such that its sensitivity to faults is minimised. The expected plant response to any initial fault event can be characterised by one of alternatives set out in (a) to (d) below. The plant should be designed and operated so that the consequence of any such fault is a sequence as near to the top of this list as can reasonably be achieved.</p> <p>(a) A failure, malfunction or maloperation should produce no significant operational response in the plant. (It is nevertheless desirable that any failure, malfunction or maloperation should be detected.)</p> <p>(b) A failure, malfunction or maloperation should produce a change in the plant state towards a safer operation.</p> <p>(c) Following a failure, malfunction or maloperation the plan should be rendered safe by the action of engineered safeguards which are continuously available in the state required to control the fault.</p> <p>(d) Following a failure, malfunction or maloperation the plant should be rendered safe by the action of engineered safeguards which need to be brought into service in response to the fault. /GB-1 (29)/</p>						

Tabelle 2-4: Auslegungsziele für die Anlage

Eintrittshäufigkeit 1/a	10 ⁻¹ 3·10 ⁻² 10 ⁻² 10 ⁻³ 10 ⁻⁴ 10 ⁻⁵ 10 ⁻⁶
<p>GB (Fortsetzung)</p>	<p>It should be shown that the designer has taken into account the need for safety-related structures, systems and components to be designed to be inherently safe or to fail in a safe manner. /GB-1 (30)/</p> <p>The basic objectives in providing protection to ensure nuclear safety in the event of plant faults or possible plant maloperation are:</p> <p>(a) to prevent the inadvertent movement of radioactive materials away from their operation and in abnormal conditions; and</p> <p>(b) to preserve intact at all times the necessary number of lines of defence between these radioactive materials and persons in or around the site; and it should be shown that these are met in the design. /GB-1 (42)/</p> <p>The design aim should be to prevent any operating mode or fault sequence causing any safety-related item to exceed safe limits. To this end:</p> <p>(a) All fault sequences and combinations of fault sequences which might cause a radiation hazard should be identified, representative or bounding faults analysed, and appropriate monitoring and protective systems provided where necessary.</p> <p>(b) There should be defined for each safety-related structure, system and component a set of physical conditions for which limits can be laid down, such that when within these limits no unsafe condition would reasonable be expected to occur. Any such set of limits should take account of and relate to all anticipated operating conditions, the accumulated effect of operation and any specified faults. /GB-1 (43)/</p>

Tabelle 2-4: Auslegungsziele für die Anlage (Fortsetzung)

Eintrittshäufigkeit 1/a	1	10 ⁻¹	3 · 10 ⁻²	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶	
CH	Verhinderung von Störfällen Keine Schäden an Einrichtungen, die für die Sicherheit von Bedeutung sind. Keine Brennstoffschäden /CH-3/	Beherrschen von Störfällen und ihrer Folgen /CH-3/							Minderung der Auswirkungen /CH-3/
USA	<p>Nuclear safety criteria:</p> <p>a) The normal operations or event shall be accommodated within the offsite radiological dose criteria (PC-1, PC-2: 10 CFR 50, App. I; PC-3: 10 %, PC-4: 25 %, PC-5: 100 % of 10 CFR 100)</p> <p>b) The normal operations or events shall be accommodated within the code standard requirements of industry codes and standards. Industry codes and standards shall be utilized in the design, fabrication and installation of structures, systems, and components where codes and standards are available and applicable (Beispiel: ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, in dem unterschiedliche Beanspruchungsgrenzen für drucktragende Wandungen gemäß den lastfallbezogenen Beanspruchungsstufen vorgesehen werden).</p> <p>c) The normal operations or events shall be accommodated with appropriate margin to ensure that fuel design limits are not exceeded.</p> <p>d) The normal operation shall not preclude achieving and maintaining normal shutdown and cool-down of the plant.</p> <p>e) The event shall not preclude achieving and maintaining orderly shutdown and cooldown of the plant.</p> <p>g) The normal operation or event shall cause no loss of nuclear safety function to require nuclear safety related equipment.</p>	<p>Ereigniskategorie 1</p> <p>Ereigniskategorie 2</p> <p>Ereigniskategorie 3</p>							<p>If the frequency of an event is shown < 10⁻⁶ on a best estimate basis, this shall not be considered for design /USA-4/</p>
PC 1	PC 2	PC 3	PC 4	PC 5	/USA-4/	PC 5			

Tabelle 2-4: Auslegungsziele für die Anlage (Fortsetzung)

Eintrittshäufigkeit 1/a	10 ⁻¹	3 · 10 ⁻²	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶
D	Der Anlagenzustand ist innerhalb spezifizierter Betriebsgrenzen zu halten. Abweichungen vom Normalbetrieb, die zu Störfällen führen, sind zu verhindern. /D-5/	Der Normalbetrieb muß wieder aufgenommen werden können, nachdem die Schadensursachen und -folgen behoben worden sind und nachdem der Zustand der Anlage überprüft worden ist. /D-5/	Die Anlage muß sicher abgeschaltet, in den langfristig sicheren Zustand abgefahren werden können, und die Nachwärmeabfuhr muß langfristig sichergestellt sein. /D-5/	Verhinderung Kernschmelzen, zumindest Rückhaltung eines beschädigten Kerns im RDB Verhinderung unzulässiger Belastungen des RSB Sicherstellung der Integrität des RSB Rückschlüsse auf den Zustand des Kerns /D-11/	Verhindern von partiellen Kernschmelzen Verhindern des Durchschmelzens des RDB Sicherstellen der Integrität des Sicherheitsseinschlusses so weit, daß auch langfristig die Freisetzung von Aktivität in die Umgebung begrenzt bleibt. /D-12/	Ereignisklasse 1	Ereignisklasse 2
	Nach Behebung der Störungsursache muß der Normalbetrieb unverzüglich wieder möglich sein. Eine Ausweitung der Betriebsstörung zu einem Störfall muß verhindert werden. /D-5/	Ereignisklasse 3	Ereignisklasse 4	Ereignisklasse 5			

Tabelle 2-4: Auslegungsziele für die Anlage (Fortsetzung)

In den bundesdeutschen Regelungen ist das Konzept des gestaffelten Schutzes noch nicht vollständig ausformuliert, wenn auch im Kriterium 1.1 /D-4/ bereits erkennbar. Ein Vorschlag für eine geschlossene Darstellung des Konzepts liegt im UA-SF-Konzept /D-5/ vor, das auch in **Tabelle 2-4** aufgenommen worden ist. Lediglich für den Bereich der Eintrittshäufigkeit unterhalb 10^{-5} pro Jahr ist auf neuere Angaben zurückgegriffen worden. Auf sie wird nachstehend noch eingegangen.

In Frankreich und der Schweiz ist das Konzept in der dargestellten Weise ausformuliert.

An dieser Stelle soll etwas ausführlicher auf die Beherrschung von Schadensereignissen, die die Auslegung im Sinne von § 28 Abs. 3 StrlSchV überschreiten, und auf die Begrenzung ihrer Folgen eingegangen werden. Die hiermit verbundenen Planungsziele und Schutzmaßnahmen können nach Mayinger und Birkhofer als eine vierte Sicherheitsebene im Konzept der gestaffelten Sicherheit aufgefaßt werden /D-14/. Bekannt sind diese Maßnahmen unter den Begriffen "accident management measures" oder "anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen". Hierbei handelt es sich darum, auch Notfällen zu begegnen, die früher als dem Restrisiko zugehörig betrachtet wurden. Die relativ neue Entwicklung dieser Überlegungen, aber auch ihr Gewicht drücken sich darin aus, daß sie in den Basic Safety Principles /IAEA-1/ noch nicht in das Konzept des gestaffelten Schutzes integriert worden sind, als eigener Punkt aber eine sehr eingehende Behandlung erfahren haben.

Bei den Notfällen können drei Kategorien schwerer Schadenszustände der Anlage nach dem Ausmaß der Schädigung unterschieden werden /D-14/:

- Kategorie 1: Anforderungen aus dem Genehmigungsverfahren sind nicht erfüllt (es stehen weniger Sicherheitssysteme zur Verfügung als zulässig wäre), aber es besteht volle Kühlbarkeit des Kerns mit den verbleibenden Sicherheitssystemen. Die genehmigten Temperaturgrenzen werden nicht überschritten.
- Kategorie 2: Unfallverlauf mit Kernschäden. Durch wiederaktivierte Kühlung ist aber langfristige Nachwärmeabfuhr möglich.
- Kategorie 3: Alle Zustände mit vollständig geschmolzenem, außerhalb des Reaktordruckbehälters befindlichem Kernmaterial, dessen Kühlbarkeit nicht wieder herzustellen ist.

Gemäß den Festlegungen der IAEA (**Tabelle 2-4**) wird als Schutzmaßnahme gefordert, Notfälle der Kategorie 1 ungünstigenfalls in diesem Zustand zu halten (accident prevention), und Notfälle der Kategorien 2 und 3 so zu beherrschen, daß sie sich nicht weiter zu Schlimmeren entwickeln und ihre Auswirkungen gemindert werden (accident mitigation). Daß hinter diesen Forderungen die Vorstellung von drei Kategorien steht, wird auch aus der Definition von accident management deutlich:

"Accident management is the taking of a set of actions

- during the evolution of an event sequence, before the design basis of the plant is exceeded, or
- during severe accidents without core degradation, or
- after core degradation has occurred

to return the plant to a controlled safe state and to mitigate any consequences of the accidents" /IAEA-2/.

Zwischen der IAEA und Mayinger und Birkhofer /D-14/ bestehen offenbar Unterschiede in der Auffassung über die Abgrenzung zwischen den Kategorien. Bei Kategorie 1 besteht weitgehend noch Übereinstimmung. In /D-14/ umfaßt Kategorie 2 bereits Kernschäden, während die IAEA hier Notfälle bis kurz vor dem Eintreten von Kernschäden einordnet. Konsequenterweise werden dann in Kategorie 3 Kernschäden mit Druckbehälterversagen beziehungsweise Kernschäden ohne und mit Druckbehälterversagen zusammengefaßt. Für die Zuordnung von Maßnahmen des internen Notfallschutzes erscheint die Einteilung von Mayinger und Birkhofer /D-14/ als zweckmäßiger.

Jenseits des Bereichs der Auslegungsstörfälle werden in Frankreich drei Ziele verfolgt /F-4/:

- Verhinderung der Kernschmelze,
- Verzögerung ihrer Auswirkungen,
- Verhinderung von radioaktiven Folgen in der Umgebung.

Sie entsprechen den drei Kategorien nach /D-14/.

Die Safety Assessment Principles in Großbritannien /GB-1/ von 1979 erwähnen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes noch nicht. Da hier die Auslegungsziele und Planungsziele insgesamt allgemein formuliert und nicht auf bestimmte Klassen von Anlagenzuständen bezogen sind, ist es unschwer möglich, durch diese Ziele die des anlageninternen Notfallschutzes als abgedeckt zu interpretieren.

In der Schweiz werden zweierlei Arten von "auslegungsüberschreitenden Störfällen" unterschieden, die in R-100 /CH-1/ wie folgt beschrieben werden:

- a) Ereignisabläufe mit extrem kleiner Eintrittswahrscheinlichkeit des auslösenden Ereignisses (kleiner als etwa 10^{-6} pro Reaktorjahr),
oder
- b) Ereignisabläufe, die erst durch eine unwahrscheinliche Kumulation von Fehlern den Rahmen der Auslegung überschreiten würden.

Beispiele für auslegungsüberschreitende Störfälle gemäß Punkt a sind:

- Bruch des Reaktordruckbehälters,
- Erdbeben erheblich stärker als SSE (safe shut-down earthquake),
- ein das Auslegungskriterium überschreitender Flugzeugabsturz.

Beispiele für auslegungsüberschreitende Störfälle gemäß Punkt b sind:

- Versagen der Kernkühlung mit erheblicher Kernbeschädigung,
- Kernschmelzen und zusätzliches Versagen des Containments.

Die Auslegungsziele spiegeln, wie von Naegelin ausgeführt wird /CH-4/, die Kategorien nach /D-14/ wieder:

- Verhindern, daß Störfallabläufe den Rahmen der Auslegung durchbrechen,
- Verhindern, daß sich schwere Unfälle (große Schäden am Reaktorkern) entwickeln,
- Begrenzung solcher Unfälle und jedenfalls der Abgabe großer Mengen radioaktiver Stoffe in die Umgebung.

In ANSI/ANS-51.1 /USA-4/ wird noch festgestellt, daß Ereignisse mit einer Häufigkeit unterhalb von 10^{-6} pro Jahr für eine Auslegung nicht betrachtet zu werden brauchen. Inzwischen ist die Entwicklung weitergegangen und hat dazu geführt, daß nach Speis und Beckjord /USA-5/ gemäß dem Severe Accident Policy Statement (50 FR 32 138) vom 8. August 1985 durch die NRC nun ein Accident Management Programm entwickelt wird, das von den Genehmigungsinhabern zu implementieren ist. Die darin vorgesehenen Zielsetzungen (Planungsziele) sollen dazu dienen,

- Kernschäden zu verhindern,
- die Kernzerstörung zu beenden, sofern sie begonnen hat, und den Kern im Reaktordruckbehälter zurückzuhalten,

- falls der Reaktordruckbehälter versagt, die Integrität des Sicherheitsbehälters solange wie möglich zu erhalten,
- die Folgen einer Freisetzung in die Umgebung zu minimieren.

In der Bundesrepublik Deutschland gibt es noch keine verbindlichen Regeln zum anlageninternen Notfallschutz. Einen hohen Rang bei der Entwicklung solcher Regelungen nimmt die RSK-Empfehlung als Ergebnis der Sicherheitsüberprüfung der bundesdeutschen Kernkraftwerke ein /D-II/. Dort werden geplante und bereits realisierte Notfallschutzmaßnahmen sowie die zugehörigen Planungsziele angegeben. Diese Feststellungen werden durch Darlegungen, z. B. von Roth-Seefried von der Herstellerseite /D-12/, ergänzt und abgerundet.

2.4.4 Schutzmaßnahmen

Die hier zusammengestellten Schutzmaßnahmen betreffen ebenso wie die Auslegungsziele, auf die im vorigen Abschnitt eingegangen worden ist, die Anlage als Ganzes und damit übergeordnete Gesichtspunkte. Sie werden weiter konkretisiert, im allgemeinen in der Weise, daß generelle Maßnahmen für Systeme und Komponenten und dann spezifische Maßnahmen für bestimmte Systeme und Komponenten angegeben werden. Nach dem NUSS-Code für Design /IAEA-2/ schließen die generellen Maßnahmen beispielsweise Qualitätssicherung, instandhaltungsgerechte Auslegung, Einzelfehlerkonzept, räumliche Trennung, Brand- und Explosionsschutz, Alarmierung und Rettungswege, Zugangskontrolle, Stilllegung mit ein. Darüber hinaus werden dort die folgenden Einrichtungen im Hinblick auf spezifische Maßnahmen besonders betrachtet:

- Reaktorkern,
- Reaktorkühlsystem,
- Instrumentierung und Überwachungseinrichtungen,
- Reaktorschutzsystem,
- Notstromversorgung,
- Sicherheitseinschluß.
- Strahlenschutz,
- Handhabung und Lagerung von Brennelementen.

Auf diese Stufen der Konkretisierung wird in dieser Untersuchung nicht eingegangen. In **Tabelle 2-5** sind die übergeordneten Schutzmaßnahmen angegeben, die den Unterlagen der IAEA und denen der fünf betrachteten Länder entnommen werden können.

Für den normalen Betrieb gibt es weitgehend gleichartige Auslegungsgrundsätze. In der Schweizer Unterlage /CH-3/ wird neben den anlagentechnischen Maßnahmen auch auf Maßnahmen der Betriebsführung und -auswertung hingewiesen. In den Nuclear Safety Assessment Principles /GB-1/ wird nicht so deutlich zwischen übergeordneten und sonstigen allgemeinen Schutzmaßnahmen unterschieden, was in dem in **Tabelle 2-5** aufgenommenen Text zum Ausdruck kommt.

Für alle Abweichungen vom normalen Betrieb liegen in Frankreich ereignisorientierte Betriebsvorschriften, sogenannte Prozeduren, vor. Je nach Art der zu beherrschenden Anlagenzustände von Störungen des normalen Betriebs bis zu solchen, die über die Störfälle, gegen die ausgelegt wurde, hinausgehen, sind I-, A-, H- und U-Prozeduren vorgesehen.

Im UA-SF-Konzept /D-5/ werden die Maßnahmen bei der Auslegung gegen Störfälle gemäß der Ereignisklasse 3 (Eintrittshäufigkeit $3 \cdot 10^{-2}$ bis 10^{-4} pro Jahr) und Ereignisklasse 4 (Eintrittshäufigkeit 10^{-4} bis 10^{-5} pro Jahr) unterschieden. Sie beziehen sich auf die beiden Auslegungsziele: erstens, der

Normalbetrieb muß wieder möglich sein, und zweitens, die Anlage muß abgeschaltet, in den langfristig sicheren Zustand abgefahren und langfristig nachgekühlt werden können. Dementsprechend werden als Maßnahmen gefordert, daß beispielsweise Barrieren in einem Fall nicht erheblich verformt werden dürfen und im anderen Fall, daß zwar erhebliche Verformungen, aber kein Versagen zugelassen werden.

Bei Anlagenzuständen, die durch die Auslegung gegen Störfälle nicht mehr beherrscht werden, wird zwischen vorbeugenden und schadensmindernden Maßnahmen unterschieden. Die vorbeugenden Maßnahmen haben zum Ziel, ein Versagen des Reaktordruckbehälters und damit massive Spaltproduktfreisetzung in den Sicherheitseinschluß zu verhindern. Sind die präventiven Maßnahmen nicht erfolgreich, müssen schadensmindernde Maßnahmen ergriffen werden. Hierbei geht es darum, Schäden, die mit einer Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung verbunden sein könnten, so gering wie möglich zu halten. Dazu muß auf alle Fälle der Sicherheitseinschluß intakt gehalten werden, auch wenn dafür eine kontrollierte Freisetzung in die Umgebung in Kauf genommen werden muß.

Eingangs wurde schon darauf hingewiesen, Abschnitt 2.4.3, daß die vorbeugenden und schadensmindernden Maßnahmen, die dem Erreichen der Planungsziele dienen, nicht nur in anlagentechnischen Maßnahmen bestehen, die die Auslegung gegen Störfälle ergänzen. Über eine solche Auslegung hinaus werden in sehr umfangreichen Maße zustandsorientierte Verfahrensweisen vorgesehen. Durch sie sollen vorhandene Systeme und anlagentechnische Reserven, beispielsweise Systeme der Löschwasserversorgung, nutzbar gemacht werden. Für den Umfang der erforderlichen Auslegungsmaßnahmen sind zwei Kriterien maßgebend. Es muß erstens durch Auslegung sichergestellt werden, daß für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen benötigte Systeme und anlagentechnische Reserven eingesetzt werden können. Zweitens gibt die Geschwindigkeit, mit der ein Notfallzustand eintreten kann, das Ausmaß einer erforderlichen Auslegung an. Ereignisabläufe, die sehr schnell und ohne nennenswerte Möglichkeiten für Eingriffe durch das Personal zu großen Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen können, muß durch Auslegungsmaßnahmen begegnet werden. Andererseits kann Ereignisabläufen, die langsam ablaufen und genügend Zeit zu Eingriffen durch das Personal bieten, bevor Freisetzungen zu erwarten sind, durch zustandsorientierte Verfahrensweisen begegnet werden. Aus dem Gesagten ergibt sich die Aufgabe, zu versuchen, sehr schnelle Ereignisabläufe in langsame zu überführen, weil dadurch Art und Umfang der Eingriffsmöglichkeiten erhöht werden kann.

2.5 Fortschreibung des UA-SF-Konzepts

Oben wurde schon darauf hingewiesen, daß im UA-SF-Konzept die dort angegebenen Ereignisklassen nicht auf Anlagenzustände, ausgedrückt durch die sicherheitstechnischen Grundbegriffe, bezogen worden sind. Dies ist nun mit den vorgeschlagenen Begriffen für die Auslegung möglich. Nachstehend wird diese Zuordnung vorgenommen, **Tabelle 2-6**. Dabei wird für die Grenze zwischen den Ereignisklassen 2 und 3 eine Übereinstimmung mit der Mehrzahl der in Kapitel 2 vorgestellten Regelungen im Hinblick auf die Eintrittshäufigkeiten hergestellt. Die Zulässigkeit einer Angleichung der Grenze zwischen den Ereignisklassen 4 und 5 von 10^{-5} pro Jahr auf 10^{-6} pro Jahr wie bei einigen der anderen behandelten Fälle müßte gesondert diskutiert werden.

Eintrittshäufigkeit 1/a	1	10 ⁻¹	3 · 10 ⁻²	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶
IAEA	The plant be soundly and conservatively designed, constructed and operated in accordance with appropriate quality levels and engineering practices. /IAEA-2, Ziffer 2o7(1)/	Specific systems shall be provided and operating procedures shall be defined to prevent or minimize damage from postulated initiating events (PIES). /IAEA-2, Ziffer 2o7(2)/	Additional equipment and procedures are to be provided to control the consequences of the resulting accident conditions. /IAEA-2, Ziffer 2o7(3)/					Prevention: actions to be taken by operators during the evolution of an accident sequence, after conditions have come to exceed the design of the plant but before a severe accident actually develops. Mitigation: constructive action by the operating staff in the event of a severe accident, directed to preventing the further progress of such an accident and alleviating its effects. /IAEA-1, Ziffer 260/
F	Vorbeugung durch qualitätssichernde Maßnahmen, Auslegung gegen Flugzeugabsturz und Erdbeben, regelmäßig wiederkehrende Prüfungen	Regelung, Überwachung, Schutz- und Sicherheitssysteme zur Verhinderung von Störfällen: Reaktorschutz	I-Prozeduren Ereignisorientierte Betriebsvorschriften im Rahmen der Auslegung /F-2/	Begrenzung der Betriebsbedingungen	Schutz- und Sicherheitssysteme zur Beherrschung von Störfällen: Reaktorschutz, Schnellabschaltung, Sicherheitsbehälterabsperzung, Sicherheitsbehälterspeisung, BE-Notspeisewasserversorgung, Sicherheitsspeisung, Notstromversorgung	A-Prozeduren Ereignisorientierte Betriebsvorschriften im Rahmen der Auslegung /F-2/	H-Prozeduren Ereignisorientierte Betriebsvorschriften "jenseits der Auslegung" (Versagen von Sicherheitssystemen bei Auslegungstörfällen) /F-2/	U-Prozeduren Betriebsvorschriften für Anlagenzustände, die durch A- und H-Prozeduren nicht abgedeckt sind /F-3/

Tabelle 2-5: Schutzmaßnahmen

Eintrittshäufigkeit 1/a	1	10 ⁻¹	3 · 10 ⁻²	10 ⁻²	10 ⁻³	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	10 ⁻⁶
GB	<p>The best practicable standards of design, manufacture, construction, maintenance and operation should be employed commensurate with the reliability of the plant and its components as required in the interest of safety.</p> <p>In the design of all safety-related structures, systems and components due allowance should be made for uncertainties in operating and fault conditions, physical data and design methods. The possibility of cumulative damage to the safety-related items during plant life, changes in environmental and operating conditions throughout plant life and changes in or uncertainties regarding the required performance of safety-related items which might arise during plant life, should also be considered. These should be a demonstration that the conservatism in design are consistent with the above factors and the confidence with which they may be quantified.</p>	<p>The reliability claimed for any safety-related structure, system or component should be specified and should be shown to take into account its novelty, the experience relevant to its proposed environment, and the uncertainties in operating and fault conditions, physical data, design methods, etc.</p> <p>It should be shown that all safety-related items can perform their function to the specified degree of reliability at all times throughout their expected life taking account of the environmental conditions to which each item is subjected and the loads and other physical conditions imposed upon each item at all times.</p> <p>The best use should be made of diversity, redundancy and segregation in the design of the plant and individual safety-related components, systems or structures.</p>	<p>Unauthorised access to and interference with safety-related structures, systems and components should be prevented by suitable measures.</p> <p>Common mode failure rates should be reduced to as low a level as practicable commensurate with reliability requirements by design, diversity and segregation as appropriate.</p> <p>Appropriate provision should be made for the protection of plant personnel so that the necessary personnel are available to maintain safety.</p> <p>In determining the protective requirements in relation to any postulated fault sequence or in considering the likely progress of any postulated fault sequence, credit may be taken for any assumed inherent feature of the concept or design which can be expected to act to limit the consequences of that fault sequence.</p>	<p>/GB-1, Ziffer 30-41/</p>				
CH	<p>Unempfindliches, im Verhalten gut überblickbares Anlagenkonzept</p> <p>Hohe Qualität aller Anlagenteile, einschließlich der Brennelemente</p> <p>Schutz aller sicherheitsrelevanten Anlagenteile vor inneren und äußeren Einwirkungen</p> <p>Automatische Schutzvorkehrungen gegen die Ausweitung von Betriebsstörungen</p> <p>Gute Betriebsführung</p> <p>Behoben von durch die Auswertung von Betriebserfahrungen im In- und Ausland erkannten Schwachstellen</p>	<p>Stabiles, auch bei Unfällen unempfindliches, im Verhalten gut überblickbares Anlagenkonzept</p> <p>Automatisches, zuverlässiges Erkennen der Störsituation und Einleitung der Gegenmaßnahmen (Reaktorschutzsystem)</p> <p>Redundante, räumlich und systematisch separierte Sicherheitssysteme hoher Qualität und Verfügbarkeit im Anforderungsfall</p> <p>Sicherheitsbehälter (primäres Containment) mit automatisch schließenden Durchführungen; hohe Qualität und Dichtigkeit dieser Anlagenteile</p> <p>Reaktorgebäude (sekundäres Containment) mit Filtrierung und kontrollierter Abgabe unvermeidlicher Leckagen des Sicherheitsbehälters</p> <p>Systeme zur klaren Information über den Anlagezustand</p> <p>Auf Störfälle ausgebildetes Betriebspersonal</p> <p>Übersichtliche Bedienungsanweisungen für Störfälle</p>	<p>Beherrschung großer Mengen Wasserstoff im Containment</p> <p>Abblasen aus dem Containment zur Druckbegrenzung oder -entlastung</p> <p>Einsatz von Systemen zur Dampfkondensation im Containment</p> <p>Einsatz von Drywell-Strühnsystemen bei SWR</p> <p>Fluten eines geschmolzenen Kerns im Containment</p>	<p>/CH-3/</p>				<p>/CH-4/</p>

Tabelle 2-5: Schutzmaßnahmen (Fortsetzung)

	1	10^{-1}	$3 \cdot 10^{-2}$	10^{-2}	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}	
Eintrittshäufigkeit 1/a									
USA	<p>In order to meet the nuclear safety criteria, the normally operating systems and mitigating systems for various events shall be designed to appropriately conservative limits. Safety classes (SC) are established for components of these systems based on their importance in meeting the nuclear safety criteria for the spectrum of events:</p> <p>SC-1, SC-2, SC-3, NNS (non nuclear safety)</p> <p>/USA-2/ und /USA-4/</p>								
D	<p>Beanspruchungsgünstige, fertigungs- und instandhaltungsgerechte Konstruktion, versagenssichere Auslegung, umfassende Qualitätssicherung von der Konzept- bis zur Betriebs- (Stilllegungs-)Phase. Die Betriebsgrenzen müssen so festgelegt werden, daß die Beanspruchungen auf ihre Betriebswerte (einschließlich Toleranzen) beschränkt bleiben.</p> <p>Die Grenzwerte für den Betrieb müssen so festgelegt werden, daß die Beanspruchungen in den Komponenten, mit Ausnahme von Verschleißteilen, so begrenzt sind, daß ihr weiterer Einsatz auch ohne weitere Prüfungen und Nachweise gestattet werden darf. Darüber hinaus müssen Einrichtungen vorhanden sein, die Abweichungen vom Normalbetrieb anzeigen und ihnen entgegenwirken.</p> <p>/D-5/</p>								

Die Beanspruchungen, die die Integrität von Barrieren gegen Aktivitätsfreisetzung beeinflussen können, müssen so begrenzt werden, daß sie einen Abstand zum Versagensgrenzwert aufweisen.

Die Sicherheitseinrichtungen und ihre Hilfsysteme, die zur Erfüllung der vorstehenden Forderungen notwendig sind, müssen funktionsfähig bleiben.

/D-5/

Die Beanspruchungen, die die Integrität von Barrieren gegen Aktivitätsfreisetzung beeinflussen können, müssen unterhalb des Versagensgrenzwerts bleiben.

Die Sicherheitseinrichtungen und ihre Hilfsysteme, die zur Erfüllung der vorstehenden Forderungen notwendig sind, müssen funktionsfähig bleiben.

/D-5/

Die Beanspruchungen, die die Integrität von Barrieren gegen Aktivitätsfreisetzung beeinflussen können, müssen so begrenzt werden, daß sie einen Abstand zum Versagensgrenzwert aufweisen.

Die Sicherheitseinrichtungen und ihre Hilfsysteme, die zur Erfüllung der vorstehenden Forderungen notwendig sind, müssen funktionsfähig bleiben.

/D-5/

Die Beanspruchungen, die die Integrität von Barrieren gegen Aktivitätsfreisetzung beeinflussen können, müssen so begrenzt werden, daß sie einen Abstand zum Versagensgrenzwert aufweisen.

Die Sicherheitseinrichtungen und ihre Hilfsysteme, die zur Erfüllung der vorstehenden Forderungen notwendig sind, müssen funktionsfähig bleiben.

/D-5/

Die Beanspruchungen, die die Integrität von Barrieren gegen Aktivitätsfreisetzung beeinflussen können, müssen unterhalb des Versagensgrenzwerts bleiben.

Die Sicherheitseinrichtungen und ihre Hilfsysteme, die zur Erfüllung der vorstehenden Forderungen notwendig sind, müssen funktionsfähig bleiben.

/D-5/

Sekundärseitige und primärseitige Druckentlastung und Bespeisung beim DMR

Wasserstoffverteilung und -verbrennung im RSB

Druckentlastung des RSB über Filter

Probenahme aus der RSB-Atmosphäre und aus Kühlmittel

/D-11/

Sekundärseitige und primärseitige Druckentlastung und Bespeisung beim DMR

Wasserstoffverteilung und -verbrennung im RSB

Druckentlastung des RSB über Filter

Probenahme aus der RSB-Atmosphäre und aus Kühlmittel

/D-11/

Sekundärseitige und primärseitige Druckentlastung und Bespeisung beim DMR

Wasserstoffverteilung und -verbrennung im RSB

Druckentlastung des RSB über Filter

Probenahme aus der RSB-Atmosphäre und aus Kühlmittel

/D-11/

Sekundärseitige und primärseitige Druckentlastung und Bespeisung beim DMR

Wasserstoffverteilung und -verbrennung im RSB

Druckentlastung des RSB über Filter

Probenahme aus der RSB-Atmosphäre und aus Kühlmittel

/D-11/

Sekundärseitige und primärseitige Druckentlastung und Bespeisung beim DMR

Wasserstoffverteilung und -verbrennung im RSB

Druckentlastung des RSB über Filter

Probenahme aus der RSB-Atmosphäre und aus Kühlmittel

/D-11/

präventive Maßnahmen

Nutzung anlagentechnischer Reserven, Reparatur (BE noch in-takt)

Beherrschung der Kernzerstörung innerhalb des RDB

präventive Maßnahmen

Nutzung anlagentechnischer Reserven, Reparatur (BE noch in-takt)

Beherrschung der Kernzerstörung innerhalb des RDB

präventive Maßnahmen

Nutzung anlagentechnischer Reserven, Reparatur (BE noch in-takt)

Beherrschung der Kernzerstörung innerhalb des RDB

präventive Maßnahmen

Nutzung anlagentechnischer Reserven, Reparatur (BE noch in-takt)

Beherrschung der Kernzerstörung innerhalb des RDB

präventive Maßnahmen

Nutzung anlagentechnischer Reserven, Reparatur (BE noch in-takt)

Beherrschung der Kernzerstörung innerhalb des RDB

Schadensmindernde Maßnahmen

Aktivitätseinschluß innerhalb des Containment (Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, Wasserstoffabbau)

/D-12/

Schadensmindernde Maßnahmen

Aktivitätseinschluß innerhalb des Containment (Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, Wasserstoffabbau)

/D-12/

Schadensmindernde Maßnahmen

Aktivitätseinschluß innerhalb des Containment (Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, Wasserstoffabbau)

/D-12/

Schadensmindernde Maßnahmen

Aktivitätseinschluß innerhalb des Containment (Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, Wasserstoffabbau)

/D-12/

Schadensmindernde Maßnahmen

Aktivitätseinschluß innerhalb des Containment (Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, Wasserstoffabbau)

/D-12/

Tabelle 2-5: Schutzmaßnahmen (Fortsetzung)

Begriff	Definition	Häufigkeit 1/a	Schutzziele	Auslegungsziele	Schutzmaßnahmen
Normalbetrieb Ereignis- Klasse 1	Normalbetrieb ist die Gesamtheit der Anlagenzustände die bei vorgesehene Betriebsvorgängen im Rahmen vorgegebener Betriebsgrenzen und -bedingungen auftreten. Diese Betriebsvorgänge sind: An- und Abfahrten, Leistungsbetrieb (Teil- und Vollast), Stillstand, Instandhaltungsvorgänge (Inspektion, Wartung, Instandsetzung)	≥ 1	0,03 mSv	1. Ebene des gestaffelten Schutzes Der Anlagenzustand ist innerhalb spezifizierter Betriebsgrenzen zu halten. Abweichungen vom Normalbetrieb, die zu Störfällen führen, sind zu verhindern.	Beanspruchungsgünstige, fertigung- und instandhaltungsgerechte Konstruktion, versagenssichere Auslegung, umfassende Qualitätssicherung von der Konzept- bis zur Betriebs- (Stille-gungs-) Phase. Die Betriebsgrenzen müssen so festgelegt werden, daß die Beanspruchungen auf ihre Betriebswerte (einschließlich Toleranzen) beschränkt bleibt.
Betriebs- störung Ereignis- Klasse 2	Betriebsstörung ist ein vom Normalbetrieb abweichender Anlagenzustand innerhalb der für die Sicherheit vorgegebenen Betriebsgrenzen -bedingungen, der als Folge von Fehlfunktion von Anlagenteilen oder Fehlhandlungen des Personals entsteht.	$> 10^{-2}$	0,03 mSv	2. Ebene Nach Behebung der Störungsursache muß der Normalbetrieb unverzüglich wieder möglich sein. Eine Auswirkung der Betriebsstörung zu einem Störfall muß verhindert werden.	Die Grenzwerte für den Betrieb müssen so festgelegt werden, daß die Beanspruchungen in den Komponenten, mit Ausnahme von Verschleißteilen, so begrenzt sind, daß ihr weiterer Einsatz auch ohne weitere Prüfungen und Nachweise gestattet werden darf. Darüber hinaus müssen Einrichtungen vorhanden sein, die Abweichungen vom Normalbetrieb anzeigen und ihnen entgegenwirken.
Auslegungs- störfall Ereignis- Klasse 3	Auslegungsstörfall im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV ist ein für die sicherheitstechnische Auslegung einer Anlage angemessener schadhafter Anlagenzustand der sich als Folge eines angenommenen Ereignisablaufs einstellt. Der Ereignisablauf wird durch ein angenommenes, den Ereignisablauf auslösendes oder ihn einleitendes Ereignis (Fehlfunktion, Versagensfall, Einwirkungen von innen oder von außen) und die anzunehmenden An-fangs- und Randbedingungen charakterisiert.	$10^{-2} \dots 10^{-4}$	50 mSv	3. Ebene Der Normalbetrieb muß wieder aufgenommen werden können, nachdem die Schadensursachen und -folgen behoben worden sind und nachdem der Zustand der Anlage überprüft worden ist.	Die Beanspruchungen, die die Integrität von Barrieren gegen Aktivitäts-freisetzen beinflussen können, müssen so begrenzt werden, daß sie einen Abstand zum Versagensgrenzwert aufweisen. Die Sicherheitseinrichtungen und ihre Hilfsysteme, die zur Erfüllung der vorstehenden Forderungen notwendig sind, müssen funktionsfähig bleiben.

Tabelle 2-6: Fortsetzung des UA-SF-Konzepts

Begriff	Definition	Häufigkeit 1/a	Schutzziele	Auslegungsziele	Schutzmaßnahmen
Ereignis- klasse 4		$10^{-4} \dots 10^{-5}$	50 mSv	Die Anlage muß sicher abgeschaltet, in den langfristig sicheren Zustand abgefahren werden können, und die Nachwärmeabfuhr muß langfristig sichergestellt sein.	Die Beanspruchungen, die die Integrität von Barrieren gegen Aktivitätsfreisetzungen beeinflussen können, müssen unterhalb des Versagensgrenzwerts bleiben. Die Sicherheitseinrichtungen und ihre Hilfsysteme, die zur Erfüllung der vorstehenden Forderungen notwendig sind, müssen funktionsfähig bleiben.
Ereignis- klasse 5 Besondere einleitende Ereignisse	Flugzeugabsturz, äußere Einwirkungen gefährlicher Stoffe, äußere Einwirkungen aus chemischen Reaktionen, äußere Einwirkungen von Mehrblockanlagen, Betriebstransporten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)	$< 10^{-5}$	-	4. Ebene Verhinderung von Schäden an Sicherheitssystemen, Sicherstellen der wesentlichen Sicherheitsfunktionen	Präventiver Schutz gegen Auswirkungen des einleitenden Ereignisses
Notfall	Notfall ist ein für die Planung von Notfallmaßnahmen unterstellter schadhafter Anlagenzustand, der erst bei einem Versagen der durch Auslegung getroffenen Schutzmaßnahmen eintreten kann (Anlagengefahrezustand) und der bei weiteren ungehinderten Verlauf zu einer Schädigung der Aktivitätseinschließenden Barrieren (Umgebungsgefahrezustand) und dann zu schweren Schäden in der Umgebung führen kann.				

Tabelle 2-6: Fortsetzung des UA-SF-Konzepts (Fortsetzung)

Begriff	Definition	Häufigkeit I/a	Schutzziele	Planungsziele	Schutzmaßnahmen
- intern	<p>Unterschieden werden:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Verlust auslegungsgemäßer Sicherheitsfunktionen ohne schweres Kernschmelzen, - Verlust auslegungsgemäßer Sicherheitsfunktionen mit Kernschmelzen ohne Versagen des Reaktordruckbehälters, 			<ul style="list-style-type: none"> - Erhalten der vollen Kühlbarkeit des Kerns und Verhindern von beginnendem Kernschmelzen, - Schaffen und Erhalten einer langfristigen Nachwärmeabfuhr und Verhindern eines Reaktordruckbehälter-Versagens, 	<p>Anlageninterner Notfallschutz präventive Maßnahmen:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Nutzung anlagentechnischer Reserven, Instandsetzung, - sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen, - primärseitiges Druckentlasten - Wasserstoffabbau
- extern	<ul style="list-style-type: none"> - Kernmaterial außerhalb des Reaktordruckbehälters 		-	<ul style="list-style-type: none"> - Erhalten der Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters und Verhindern von erheblichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung 	<p>Schadensmindernde Maßnahmen:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Probennahme aus der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters und aus dem Kühlmittel, - Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, - Wasserstoffabbau
					<p>Anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Katastrophenvorwarnung, Katastrophensignal, - Verbleiben der Bevölkerung im Haus, - Verabreichen von Jodtabletten, - Evakuierung

Tabelle 2-6: Fortsetzung des UA-SF-Konzepts (Fortsetzung)

Anlagenzustand	Ereignisklasse	Häufigkeit pro Jahr
Normalbetrieb	1	> 1
Betriebsstörung	2	$> 10^{-2}$
Auslegungsstörfall	3	$10^{-2} \dots 10^{-4}$
	4	$10^{-4} \dots 10^{-5}$
Notfall	5	$< 10^{-5}$

Für die Auslegungsstörfälle überdeckt die Eintrittshäufigkeit der in Betracht zu ziehenden auslösenden oder einleitenden Ereignisse vier Größenordnungen. Dieser Bereich ist in zwei Ereignisklassen unterteilt. Es bleibt zu überlegen, ob Ereignisklasse 4 mit "schwerer Auslegungsstörfall" bezeichnet werden soll, um eine sprachliche Unterscheidung zwischen diesen beiden Ereignisklassen herzustellen. Eine andere Möglichkeit ist, bei Ereignisklasse 3 den Ausdruck "Auslegungsstörfälle mit geringer Häufigkeit" und bei Ereignisklasse 4 "Auslegungsstörfälle mit sehr geringer Häufigkeit" zu verwenden.

Das UA-SF-Konzept ist in einem weiteren Punkt fortzuschreiben. Dies betrifft die Planungsziele und Schutzmaßnahmen für die Ereignisklasse 5: Notfälle. Im internationalen Sprachgebrauch spricht man bei anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen von accident-management measures. In den Abschnitten 2.4.3 und 2.4.4 sind entsprechende Aussagen erörtert worden. Die folgenden Vorschläge beziehen sich auf diese beiden Abschnitte.

Die von Mayinger und Birkhofer /D-14/ vorgeschlagene Klassifizierung von Notfällen (in /D-14/: Unfällen) kann als Ausgangspunkt genommen werden. Die drei Auslegungsziele werden dann so festgelegt, daß die in den drei Kategorien angegebenen internen Notfälle verhindert und ihre Folgen vermindert werden sollen:

- Erhalten der vollen Kühlbarkeit des Kerns und damit Verhindern von beginnendem Kernschmelzen,
- Schaffen und Erhalten einer langfristigen Nachwärmeabfuhr und Verhindern eines Reaktor-druckbehälter-Versagens,
- Erhalten der Integrität des Reaktorsicherheitsbehälters und Verhindern von erheblichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung.

In der Sache stimmen diese Auslegungsziele mit denen überein, die in dem Abschlußbericht der RSK /D-11/ und Roth-Seefried /D-12/ enthalten sind. Das im ersten Spiegelstrich angegebene Planungsziel bezieht sich auf den Übergangsbereich von Auslegungsstörfall zu anlageninternem Notfall. Dieser Ansatz ähnelt der U1-Prozedur in Frankreich. Er wird auch in der Diskussion des Begriffs "Störfall-Management" von Naegelin /CH-4/ so gesehen.

Die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes werden zweckmäßigerweise nach präventiven und nach schadensmindernden Maßnahmen unterschieden. Zur einer ersten Gruppe der präventiven Maßnahmen gehört als erstes die Nutzung anlagentechnischer Reserven. D.h. die verfügbaren Systeme werden ohne die im Genehmigungsverfahren für Auslegungsstörfälle geforderten Konservativitäten und Auslegungsgesichtspunkte (Überlagerung von Teilsystemausfällen, durch z. B. Instandsetzung oder Einzelfehler) berücksichtigt. Hinzu kommt für dieses Bündel von Maßnahmen die Instandsetzung unter erschwerten Umgebungsbedingungen. Diese Maßnahmen werden im Übergangsbereich von Auslegungsstörfall und anlageninternem Notfall anzuwenden sein. Eine zweite Gruppe präventiver Maßnahmen sind sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen und schließlich primärseitiges

Druckentlasten. Die schadensmindernden Maßnahmen zielen dagegen hauptsächlich darauf ab, eine erhebliche Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung zu verhindern. Dazu muß der Sicherheitseinschluß intakt bleiben. Zu diesem Zweck muß die Druckbelastung des Sicherheitsbehälters, die einmal als Folge von ausgetretenem Kühlmittel, zum anderen als Folge von Wasserstoffverbrennung auftreten kann, begrenzt werden. Aus dem Abschlußbericht der RSK /D-11/ ist die Anregung zur Probenahme aus der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre und dem Sumpf in die **Tabelle 2-6** aufgenommen worden. Die RSK ist der Ansicht, daß dadurch wichtige Rückschlüsse auf den Zustand des Reaktorkerns gewonnen werden können.

Im Sinne der weiteren Vorsorge werden die Maßnahmen des internen Notfallschutzes durch die des anlagenexternen Notfallschutzes ergänzt. Sie umfassen nach der RL Katastrophenschutz /D-16/ solche Maßnahmen, die bei zu besorgenden und nach erheblichen radioaktiven Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung geeignet sind, Schäden bei der betroffenen Bevölkerung so gering wie möglich zu halten.

In Zusammenhang mit der Darlegung in Abschnitt 2.3.2 Punkt d werden besondere einleitende Ereignisse in die Ereignisklasse 5 in die **Tabelle 2-6** mit aufgenommen. Auslegungsziel ist hier eine Begrenzung der Auswirkungen. Dieses Ziel wird vornehmlich durch rein bauliche Maßnahmen als Schutzmaßnahmen erreicht.

Das vorstehend fortgeschriebene UA-SF-Konzept spiegelt den gegenwärtigen Stand der Diskussion, besonders wie er sich in den Unterlagen /D-11, D-12 und D-14/ ausdrückt, wider. Dementsprechend konkret und von teilweise reaktorspezifischem Zuschnitt sind die Angaben. Dies hat zur Folge, daß hier bei der vierten Ebene des gestaffelten Schutzes konzeptionelle Überlegungen nicht so deutlich werden wie bei den Ebenen eins bis drei. Schließlich verdeckt der Einteilungsgesichtspunkt für Notfälle - intern, extern - das Schutzkonzept eher, als daß er es klärt. Dem kann in der nachstehend beschriebenen Weise abgeholfen werden.

In der Definition von Notfall (Abschnitt 2.3.2) werden zwei Zustände unterschieden, die dann vorliegen, wenn Belastungen oder Schäden eingetreten sind, die die Auslegung gegen Störfälle (Schutzebene 3) überschreiten. Dies sind

- Schäden ohne Versagen von aktivitätseinschließenden Barrieren und
- Schäden mit einem solchen Versagen.

Der erste Fall entspricht gemäß **Tabelle 2-6** dem Verlust auslegungsgemäßer Sicherheitsfunktionen ohne schweres Kernschmelzen sowie Verlust solcher Sicherheitsfunktionen mit Kernschmelzen ohne Versagen des Reaktordruckbehälters. Dieser Zustand stellt einen Gefahrenzustand für die Anlage insofern dar, als ein Versagen des Aktivitätseinschlusses durch den Reaktordruckbehälter droht. Ist im zweiten Fall dieses Versagen erfolgt und befindet sich das Kernmaterial außerhalb des Reaktordruckbehälters, besteht Gefahr für die Umgebung wegen drohenden Versagens des Sicherheitsbehälters. Diese beiden Zustände können also wie folgt definiert werden:

Anlagengefahrenzustand

Anlagengefahrenzustand ist ein angenommener Zustand bei Ausfall der vorgesehenen Sicherheitsfunktionen ohne solche Schäden an aktivitätsführenden Barrieren, die die Auslegung gegen Auslegungsstörfälle überschreiten.

Umgebungsgefahrenzustand

Umgebungsgefahrenzustand ist ein angenommener Zustand mit Schäden an aktivitätseinschließenden Barrieren. Diese Schäden überschreiten die Auslegung gegen Auslegungsstörfälle. Mit dem Eintreten des Umgebungsgefahrenzustands ist eine Gefahr für die Umgebung gegeben.

	Begriff	Definition	Häufigkeit 1/a	Schutzziele	Planungsziele	Schutzmaßnahmen
<p>Notfall- Vorsor- ge durch Ausle- gung</p>	<p>Ereignis- klasse 5</p> <p>Besondere einleitende Ereignisse oder Anlagenzustände</p>	<p>Unter besonderen einleitenden Ereignissen sind Ereignisse zu verstehen, die trotz sehr geringer erwarteter Eintrittshäufigkeit für Zwecke der Auslegung deswegen zu beachten sind, weil sie einen Ereignisablauf auslösen können, der innerhalb sehr kurzer Zeit oder nicht mehr beeinflussbar zunächst zu sehr schweren Anlagenschäden und dann zu Schäden in der Umgebung führen kann.</p>	<p>< 10</p>	<p>-</p>	<p>4. Ebene</p> <p>Verhindern von Schäden an Sicherheitssystemen, Sicherstellen der wesentlichen Sicherheitsfunktionen</p>	<ul style="list-style-type: none"> - ereignisspezifische, ergänzende Auslegung, - besondere technische (z. B. brandschutztechnische) und administrative (z. B. Überflugverbot) Maßnahmen
<p>Notfall- Vorsorge durch Maßnahmen des anlageneigenen internen Notfall- schutzes</p>	<p>Notfall</p> <p>- Anlagen- gefahren- zustand</p>	<p>Notfall ist ein für die Planung von Notfallmaßnahmen unterstellter schadhafter Anlagenzustand, der erst bei einem Versagen der durch Auslegung getroffenen Schutzmaßnahmen eintreten kann (Anlagengefahrenzustand) und der bei weiterem ungehinderten Verlauf zu einer Schädigung der Aktivitätseinschließenden Barrieren (Umgebungsfahrenzustand) und dann zu schweren Schäden in der Umgebung führen kann.</p>			<p>Verhindern, daß in der Umgebung Schutzmaßnahmen ergriffen werden müssen</p>	<p>Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen:</p> <ul style="list-style-type: none"> - flexible Nutzung vorhandener Systeme und anlagentechnische Reserven <p>Anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Katastrophenvorwarnung

Tabelle 2-7: Weiterentwicklung des Schutzkonzepts für äußerst seltene Ereignisse und Anlagenzustände

	Begriff	Definition	Häufigkeit 1/a	Schutzziele	Planungsziele	Schutzmaßnahmen
	<p>- Umgebungs- gefahren- zustand</p>	<p>Umgebungsgefahrenzustand (= Anlagenschadenszu- stand ist ein angenomme- ner Zustand mit Schäden an aktivitätsführenden Barrieren. Diese Schäden überschreiten die Ausle- gung gegen Auslegungs- störfälle. Mit dem Ein- treten dieses Zustands ist eine Gefahr für die Umgebung verbunden.</p>			<p>Sicherstellen, daß in der Umgebung Schutzmaßnahmen wirksam durchge- führt und langfristige Kontamina- tionen gering gehalten werden kön- nen</p>	<p>Anlageninterne Notfallschutzmaß- nahmen: - flexible Nutzung vorhandener Systeme und anlagentechnischer Reserven, - Verhindern unzulässiger Bela- stungen des Sicherheitsbehäl- ters, - kontrollierte Ableitung radio- aktiver Stoffe aus dem Sicher- heitseinschluß, - auf den Anlagenzustand zuge- schnittenes Probenahmesystem Anlagensexterne Notfallschutzmaß- nahmen: - Katastrophenalarm, - auf die Bevölkerung gerichtete Maßnahmen (Verbleiben im Haus, Verbreichen von Jodtabletten, Evakuierung) - auf die Umgebung gerichtete Maßnahmen (Einsatz von Meß- diensten, Absperren, De- kontaminationen)</p>

Tabelle 2-7: Weiterentwicklung des Schutzkonzepts für äußerst seltene Ereignisse und Anlagenzustände (Fortsetzung)

Mit diesen beiden Begriffen sind die wesentlichen Gegebenheiten eines Notfalls charakterisiert. Für "Umgebungsgefahrenzustand" könnte "Anlagenschadenzustand" synonym verwendet werden, womit die Abfolge: Gefahr für die Anlage, Schaden an der Anlage, besser bezeichnet wäre. Im Sinne des Schutzkonzepts ist es aber wichtiger, in der Bezeichnung den Aspekt einer Gefahr für die Umwelt herauszustellen.

Den beiden Notfallzuständen können Planungsziele zugeordnet werden. Maßgebende Überlegung ist hierbei, daß bei einem Notfall letztlich die Umgebung betroffen sein kann. Dies bedeutet als Planungsziel für den Anlagengefahrenzustand, Schutzmaßnahmen in der Umgebung gar nicht erst notwendig werden zu lassen, also die aktivitätseinschliessenden Barrieren intakt zu halten. Für den Umgebungsgefahrenzustand bedeutet das als Planungsziel, daß in der Umgebung Schutzmaßnahmen wirksam durchgeführt werden können - indem dafür beispielsweise genügend Zeit zur Verfügung steht - und daß eine langfristige Kontamination der Umgebung gering gehalten wird. Für beide Notfallzustände gibt es anlageninterne und anlagenexterne Schutzmaßnahmen. Allerdings beschränken sich die anlagenexternen Schutzmaßnahmen beim Anlagengefahrenzustand auf den Katastrophenvorwarnalarm, erst beim Umgebungsgefahrenzustand werden anlagenexterne Schutzmaßnahmen wesentlich.

Diese Weiterentwicklung des UA-SF-Konzepts über den in **Tabelle 2-6** zunächst dargestellten Stand ist in **Tabelle 2-7** dargestellt. Sie fügt sich konsequent als vierte Ebene des gestaffelten Schutzes in das Schutzkonzept mit den bisher drei Ebenen ein.

3 Grundbegriffe für eingetretene Ereignisse

3.1 Bestehende Regelungen

Begriffe, die für die Auslegung eines Kernkraftwerks definiert wurden, sind nicht immer, wie in der Einleitung angedeutet wurde, zur Bezeichnung eingetretener Ereignisse geeignet. Für die Auslegung werden Ereignisse und Ereignisabläufe angenommen, die als physikalisch möglich erscheinen und die der Ermittlung von Beanspruchungen der Anlage und der zu erwartenden radiologischen Auswirkungen dienen. Tatsächliche Ereignisse können, aber müssen nicht so wie angenommen eintreten. Solche Ereignisse treten meist deshalb ein, weil die Auslegung nicht ausreichend war oder die Auslegungsanforderungen bei Fertigung und Errichtung nicht in der vorgesehenen Weise umgesetzt oder vorhandene Fehler nicht erkannt worden sind. Auf eingetretene Ereignisse muß reagiert werden. Instandhaltungsvorgänge müssen eingeleitet oder die Anlage in einen sicheren Zustand überführt werden, die Behörden müssen informiert werden, schlimmstenfalls müssen anlageninterne und auch anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen ergriffen werden. Abgeleitete Maßnahmen sind unverzügliche Beseitigung von möglichen Versagenursachen bei anderen Anlagen, die wegen des gleichen Konzepts, gleicher Fertigungstechnik u.ä.m. zu besorgen sind. Eine weniger unmittelbar abgeleitete Maßnahme ist die Auswertung solcher Ereignisse als Erfahrungsrückfluß bis hin zu Schulungs- und Trainingsmaßnahmen.

Besondere Bedeutung haben eingetretene Ereignisse auch für die Öffentlichkeit. Solche Ereignisse können zu Beunruhigungen und Ängsten Anlaß geben. Dies wird verstärkt dadurch, daß der in den bundesdeutschen Medien unterschiedslos für jedes eingetretene Ereignis gebrauchte Begriff "Störfall" eine differenzierte Sicht erschwert.

Die bei einem eingetretenen Ereignis von einer Anlage nach außen gerichteten Maßnahmen, wie Meldung an die Behörden, oder außerhalb der Anlage vorgenommenen Maßnahmen, wie erforderlichenfalls Alarmierung der Bevölkerung in der Umgebung und Information der weiteren Öffentlichkeit, erfolgen in aller Regel nach unterschiedlichen Kriterien, was die Auslösung der Maßnahme, die Art der Darstellung des eingetretenen Ereignisses, seine Klassifizierung, Art und Umfang von Anschluß-

maßnahmen betrifft. Demgemäß werden Meldekriterien, Alarmkriterien und Kriterien zur Information der Öffentlichkeit unterschiedlich ausgestaltet sein. Wünschenswert wäre, wenn diese Kriteriensätze einander zugeordnet werden könnten. Von der IAEA oder der EG liegen hierzu noch keine Vorschläge vor; an den Beispielen der Schweiz, USA, Frankreich, Japan und Bundesrepublik Deutschland sollen im Folgenden verschiedene Vorgehensweisen beschrieben und miteinander verglichen werden.

3.1.1 Schweiz

In der Richtlinie R-100 /CH-1/ werden Anlagenzustände eines Kernkraftwerks behandelt. Darin wird mit "Störfall" als Oberbegriff für jeden vom Normalbetrieb abweichenden Anlagenzustand zwischen "Auslegungsstörfällen" (vergl. auch **Tabelle 2-1**) und "eingetretenen Störfällen" unterschieden. Eintretene Störfälle werden durch Begriffe aus dem geläufigen Sprachgebrauch bezeichnet, welche den Schweregrad der jeweiligen Störfallfolgen zum Ausdruck bringen. Die folgenden Begriffe sind eingeführt worden:

a) Betriebsstörung

Störung des Normalbetriebes, die weder zu Schäden an Anlagenteilen, die für die Sicherheit von Bedeutung sind, noch zu Brennstab-Hüllrohrschäden führt. Sie verursacht daher keine über den Normalbetrieb hinausgehende Strahlenexpositionen in der Umgebung.

b) Zwischenfall

Störfall, der zu Schäden an Anlagenteilen, die für die Sicherheit von Bedeutung sind, oder zu einzelnen Brennstab-Hüllrohrschäden und damit zu einer Freisetzung beschränkter Mengen radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage führt. Zuzufolge geeigneter Auslegung der Anlage tritt dabei weder eine wesentliche Beeinträchtigung von Personen außerhalb des Kraftwerkareals noch eine solche der Umwelt auf.

c) Unfall

Störfall, der zu erheblichen Schäden an der Anlage oder zur Beschädigung einer größeren Zahl von Brennstab-Hüllrohren und damit zu einer Freisetzung erheblicher Mengen radioaktiver Stoffe innerhalb des Containment führt. Zuzufolge geeigneter Auslegung der Anlage bleiben eventuelle Beeinträchtigungen von Personen außerhalb des Kraftwerkareals sowie der Umwelt jedoch begrenzt.

d) Schwerer Unfall

Störfall, der zu schweren Anlageschäden, insbesondere am Reaktorkern, führt. Es kommt dabei zur Freisetzung großer Mengen radioaktiver Stoffe innerhalb des Containment. Bei Verletzung der Containmentintegrität können durch einen solchen Störfall je nach den Umständen erhebliche Beeinträchtigungen von Personen außerhalb des Kraftwerkareals sowie Schäden an der Umwelt entstehen.

Tabelle 3-1 zeigt, wie diese vier Begriffe den entsprechenden Meldebegriffen zugeordnet sind. Die Meldung dieser Ereignisse an die Behörden erfolgt gemäß Richtlinie R-15 /CH-5/ und zwar, gemessen am Schaden oder der Sicherheitsbeeinträchtigung der Anlage, **Tabelle 3-2**, als

- Ereignis im öffentlichen Interesse

Ereignisse, welche durch die Bevölkerung optisch oder akustisch feststellbar sind (z.B. Reaktorabschaltung, Abblasen von Dampf, Brand),

MELDUNG	BEZEICHNUNG
EREIGNIS VON ÖFFENTLICHEM INTERESSE	NORMALBETRIEB
EREIGNIS KLASSE B	BETRIEBSSTÖRUNG
EREIGNIS KLASSE A	ZWISCHENFALL
NOTFALL	UNFALL
	SCHWERER UNFALL

Tabelle 3-1: Bezeichnung und Meldung eingetretener Ereignisse in der Schweiz

Schweiz /CH-5/	USA /USA-6/ u. /USA-7/	Frankreich /F-6/	Bundesrepublik Deutschland /D-15/ und /D-16/	
Ereignis von öffentlichem Interesse	Non-Emergency Events: One-hour Report	Kategorie C	Meldekriterien: (Kategorie V)	Alarmkriterien:
	Four-hour Report		Kategorie N	
Ereignisklasse B	Emergency Classes: Notification of Unusual Events	Kategorie B		
Ereignisklasse A	Alert		Kategorie E	
Notfall	Site Area Emergency	Kategorie A	Kategorie S	
	General Emergency			Katastrophen- voralarm
				Katastrophen- alarm

Tabelle 3-2: Meldekategorien für eingetretene Ereignisse in verschiedenen Ländern (Qualität oder Schweregrad der Kategorien kann im Schema nur andeutungsweise dargestellt werden, ein Vergleich zwischen den Ländern ist nicht ohne weiteres möglich)

- Ereignis Klasse B

Ereignisse mit geringfügiger Beeinträchtigung der Sicherheit von Anlage, Kraftwerkspersonal oder Umgebung, (z.B. RESA, Kühlmittleckage, Freisetzungen unterhalb der Abgabegrenzwerte),

- Ereignis Klasse A

Ereignisse mit erheblicher Beeinträchtigung der Sicherheit von Anlage, Kraftwerkspersonal oder Umgebung (z.B. kleiner Kühlmittelverluststörfall, der noch mit Betriebssystemen beherrscht wird, Freisetzungen mit Überschreitung eines Kurzzeitabgabegrenzwerts),

- Notfall

Ereignisse, bei denen ein schwerer Schaden an sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen, ein Schaden an Personen auf dem Kraftwerksgelände, oder eine Beeinträchtigung von Personen außerhalb des Kraftwerksgeländes eingetreten oder zu befürchten ist (z. B. Kühlmittelverluststörfall mit Ansprechen eines Notkühlsystems, Kurzzeitabgabe radioaktiver Stoffe größer als der Jahresgrenzwert).

3.1.2 USA

In den USA erfolgt die Meldung eines Ereignisses gemäß den Grundlagen, die in 10 CFR 50.72, Immediate Notification Requirements of Significant Events at Operating Nuclear Power Plants /USA-6/, und in 10 CFR 50.73, Licensee Event Report System /USA-7/, niedergelegt sind. Demnach wird bei der Meldung zwischen Notfällen (emergencies) und Nicht-Notfällen (non-emergency events) unterschieden; **Tabelle 3-2**. Die Notfälle werden anlagenbezogen im Notfallschutzplan (emergency plan) des Betreibers in vier sog. Notfallklassen (emergency classes) aufgegliedert und beim Eintreten entsprechendermaßen und unverzüglich gemeldet:

- a) Mitteilung ungewöhnlicher Ereignisse (notification of unusual events),
- b) Warnung (alert),
- c) auf das Kraftwerksgelände beschränkter Notfall (site area emergency),
- d) externe Alarme (general emergency)

Bei den Nicht-Notfällen wird unterschieden zwischen der Einstunden und der Vierstundenmeldung, das sind Meldungen, die innerhalb einer Stunde bzw. vier Stunden telefonisch bei der Behörde eingehen müssen. Die Einstundenmeldung (one-hour report) umfaßt beispielsweise Ereignisse wie:

- a) Auslösung einer Abschaltung aufgrund der Forderungen der Sicherheitsspezifikationen sowie jede Abweichung von den Sicherheitsspezifikationen,
- b) Betriebsereignisse oder -zustände, die dazu führen, daß die Anlage einschließlich der wichtigsten Sicherheitsbarrieren ernstlich beeinträchtigt ist; daß die Anlage sich in einem nichtuntersuchten, die Anlagensicherheit stark beeinträchtigenden Zustand befindet;
- c) jedes Ereignis, das eine echte Gefahr für die Sicherheit der Anlage darstellt oder das Personal bei der Ausführung der für den sicheren Betrieb erforderlichen Tätigkeiten behindert einschließlich Brand, Freisetzung giftiger Gase oder radioaktiver Stoffe.

Die Vierstundenmeldungen (four-hour report) umfassen beispielsweise eingetretene Ereignisse oder Zustände,

- a) die zwar bei abgeschaltetem Reaktor gefunden wurden, beim Betrieb des Reaktors aber eine schwere Sicherheitsbeeinträchtigung bedeutet hätten,

- b) die zu einer automatischen oder manuellen Auslösung des Sicherheitssystems (ESF - engineered safety features) führen, die für sich alleine die Erfüllung einer Sicherheitsfunktion verhindert hätten

sowie auch Freisetzungen, die das Zweifache der zugelassenen Werte überschreiten.

3.1.3 Frankreich

Im April 1980 waren in Frankreich mit dem "Bulletin des Incidents" /F-6/ Meldekategorien eingeführt worden, wonach eingetretene Ereignisse je nach ihren Auswirkungen auf die zwischen den radioaktiven Stoffen und dem Menschen bestehenden Schutzbarrieren einer von drei Kategorien A, B oder C zugeordnet werden können, **Tabelle 3-2**.

Kategorie A umfaßt eingetretene Ereignisse,

- a) die zu Todesfällen oder schweren Verletzungen geführt haben, gleich, ob nuklearer oder nicht-nuklearer Ursache,
- b) die zu einem Versagen aller Schutzbarrieren geführt haben,
- c) die, obwohl nicht alle Schutzbarrieren zerstört wurden, zu einer Strahlenexposition des Personals geführt haben,
- d) deren Beherrschung zu einer Strahlenexposition oder Kontamination von Personen geführt hat.

Kategorie B umfaßt eingetretene Ereignisse,

- a) die zu einer Beschädigung einer Schutzbarriere ohne Einwirkung auf die Integrität der weiteren Barrieren führt,
- b) die, obwohl keine der Schutzbarrieren beschädigt wurden, Sicherheitsfunktionen oder Sicherheitseinrichtungen wie die Schnellabschaltung bis zur Unwirksamkeit beeinträchtigen.

Kategorie C umfaßt eingetretene Ereignisse,

- a) die auf ein Versagen der Werkstoffe zurückzuführen sind, die in Sicherheitseinrichtungen, insbesondere auch des Reaktorschutzsystems verwendet wurden,
- b) die auf Werkstoffe zurückzuführen sind, die in wichtigen für die Sicherheit des Reaktors unabdingbaren Systemfunktionen eingesetzt werden,
- c) die die Funktionsfähigkeit der Schnellabschaltung beeinträchtigen.

Dieses System der drei Kategorien hat sich im Hinblick auf die Sicherheitsanalyse der eingetretenen Ereignisse (Vorkommnisse) offenbar bewährt. Für die Information der Öffentlichkeit ist es anscheinend aber ungeeignet, aufgrund der "großen Menge unstrukturierter Fakten" (Dupuis /F-5/), die auf diese Weise weitergegeben werden. Mit dem Ziel, ein besser auf die Bedürfnisse der Öffentlichkeit abgestelltes Meldesystem zu entwickeln, ist seit dem 20. April 1988 in Frankreich für die Meldung von Ereignissen versuchsweise eine sechsstufige Schwere skala eingeführt worden. Hiernach werden eingetretene Ereignisse einmal als "accident" (Stufen VI, V, IV) oder "incident" (Stufen III, II, I) eingeordnet. Eine Zuordnung der Ereignisse geschieht über vier Auswirkungskategorien, mit denen die Ereignisse zugeordnet werden können; **Tabelle 3-3**:

- Auswirkungskategorie 1: Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung
- Auswirkungskategorie 2: Freisetzung radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage,
- Auswirkungskategorie 3: Strahlenexposition oder Kontamination von Anlagenpersonal,
- Auswirkungskategorie 4: Reduzierung des Sicherheitsniveaus der Anlage (mehr oder weniger starke Beeinträchtigung des Prinzips der gestaffelten Sicherheit).

Level		Criterion			
		1 Radioactive Release	2 Internal Radioactive Leaks	3 Personnel Exposure	4 Defense In-Depth
Incidents	I	Not significant	Not significant	Not significant	Anomaly
	II	Not significant	Not significant	Not significant	Subsequent Developments
	II	Releases of 1/10 Annual Limits	Zonal Contamination	Annual Limits for Workers (50 mSv ... 1 Sv)	Near Accident
Accidents	IV	Releases of Approx. Annual Limits	Core Seriously Damaged	Specialist Medical Treatment (1 Sv)	
	V	Initiation of Health Protection Measures	Core Melt-Down		
	VI	Significant Fraction of Core Inventory			

/F-5/

Level	Criteria		
	1 Impact of Radioactive Materials Outside of the Plant	2 Unplanned Dose by Plant Workers	3 Condition of the Plant
0	No noticeable radiation discharge monitored	Below 5 mSv	No impact on plant safety
1	Below 0,01 mSv at plant perimeter	Between 5 - 10 mSv	Not direct but potential, indirect impact on plant safety
2	0,01 - 0,05 mSv	10 - 50 mSv	Same as above
3	0,05 - 0,1 mSv	50 mSv - 0,1 Sv	Plant safety affected
4	0,1 - 1 mSv	0,1 - 0,25 Sv	Impact beyond level 3
5	1 - 5 mSv	0,25 Sv and more	same
6	5 - 10 mSv	same	same
7	10 mSv - 0,1 Sv	same	same
8	0,1 Sv and more	same	same

/J-1/

Tabelle 3-3: Schwereskala für eingetretene Ereignisse in Frankreich und Japan

Für jede der vier Auswirkungskategorien gibt es Kriterien, die es gestatten, ein Ereignis in eine der sechs Stufen einzuordnen. Eine Meldung eines Ereignisses erfolgt dann nach der Stufe, die in einer der vier Auswirkungskategorien die höchste ist.

3.1.4 Japan

Am 10.07.89 ist in Japan eine neunstufige Schwereskala zur Meldung von eingetretenen Ereignissen eingeführt worden /J-1/. Zur Einordnung eines Ereignisses in eine Stufe stehen drei Auswirkungskategorien, die den französischen 1, 3 und 4 entsprechen zur Verfügung; **Tabelle 3-3**:

Auswirkungskategorie 1: Einwirkung radioaktiver Stoffe auf die Umgebung der Anlage (radiologische Freisetzung),

Auswirkungskategorie 2: Unerwartete Strahlenexposition des Anlagenpersonals,

Auswirkungskategorie 3: Beeinträchtigung der Sicherheit der Anlage.

Wie auch bei den Franzosen erfolgt die Zuordnung der eingetretenen Ereignisse zu den einzelnen Stufen über Grenzwertüberlegungen (**Tabelle 3-3**) und die Meldung nach der höchsten Stufe, die in einer der drei Auswirkungskategorien erreicht wird.

3.1.5 Regelung in der Bundesrepublik Deutschland

In der Bundesrepublik sind Meldevorgänge in den Richtlinien Meldekriterien /D-15/ und der RL Katastrophenschutz /D-16/ festgelegt. Die Meldekriterien betreffen die Meldungen von eingetretenen Ereignissen durch den Betreiber an die jeweilige Aufsichtsbehörde. Die darin festgelegten vier Kategorien S, E, N und V sind, analog zum Licensee Event Report System der USA, vorgangsbezogen und haben, wie dieses, keine direkte Aussagekraft hinsichtlich der Auswirkung des eingetretenen Ereignisses auf das Anlagenpersonal oder die Umwelt; **Tabelle 3-2**. Folgende Vorkommnisse sind als S-, F-, N- und V-Meldung weiterzuleiten:

a) Vorkommnisse nach Erteilen der Genehmigung für das Beladen des Reaktors:

Kategorie S (sofort): Vorkommnisse, die der Aufsichtsbehörde sofort gemeldet werden müssen, damit sie gegebenenfalls in kürzester Frist Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch die Vorkommnisse, die akute sicherheitstechnische Mängel aufzeigen.

- S1 Vorkommnisse im Bereich der Anlagentechnik
- S2 Ableitung und Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung
- S3 Verschleppung oder Abhandenkommen radioaktiver Stoffe
- S4 Strahlenexposition
- S5 Einwirkungen von außen sowie anlageninterne Brände, Explosionen und Überflutungen

Kategorie E (eilt): Vorkommnisse, die zwar keine Sofortmaßnahmen der Aufsichtsbehörde verlangen, deren Ursache aber aus Sicherheitsgründen geklärt und in angemessener Frist behoben werden muß. Dies sind z.B. Vorkommnisse, die sicherheitstechnisch potentiell - aber nicht unmittelbar - signifikant sind.

- E1 Vorkommnisse im Bereich der Anlagentechnik
- E2 Verschleppung radioaktiver Stoffe
- E3 Einwirkungen von außen sowie anlageninterne Brände, Explosionen und Überflutungen
- E4 Strahlenexposition

Kategorie N (normal): Vorkommnisse von allgemeiner sicherheitstechnischer Relevanz, über die die Aufsichtsbehörde informiert werden muß. Dies sind in der Regel Vorkommnisse, die über routinemäßige betriebstechnische Ereignisse hinausgehen und im Sinne der Sicherheitskriterien von Bedeutung sind (Gewährleistung eines möglichst störfallfreien und umweltverträglichen Betriebs der Anlage; ausreichend zuverlässige Vermeidung von Störfällen durch entsprechende Auslegung, Qualität und Fahrweise der Anlage).

- N1 Vorkommnisse im Bereich der Anlagentechnik
- N2 Ableitung und Freisetzung radioaktiver Stoffe sowie Vorkommnisse bei der Handhabung radioaktiver Stoffe
- N3 Einwirkungen von außen sowie anlageninterne Brände, Explosionen und Überflutungen

b) Vorkommnisse vor Erteilung der Genehmigung für das Beladen des Reaktors

Kategorie V: Vorkommnisse, über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf den späteren sicheren Betrieb der Anlage informiert werden muß.

Die Meldekriterien sind mit dem Ziel aufgestellt worden, vom Betreiber in geregelter Weise Ereignisse gemeldet zu bekommen, so daß eine Bewertung hinsichtlich Sicherheit und Übertragbarkeit auf andere Anlagen durchgeführt werden kann. Die gemeldeten Ereignisse werden regelmäßig veröffentlicht.

Die RL Katastrophenschutz /D-16/ verpflichtet den Betreiber einer kerntechnischen Anlage, die für ihn zuständige Katastrophenschutzbehörde unverzüglich zu alarmieren, wenn bei einem eingetretenen Ereignis die Voraussetzungen für eine der beiden Alarmstufen Katastrophenvoralarm oder Katastrophenalarm zu besorgen sind. Diese sind wie folgt definiert:

- a) Katastrophenvoralarm wird bei einem Ereignis in der kerntechnischen Anlage ausgelöst, bei dem bisher noch keine oder nur eine im Vergleich zu den Auslösekriterien für Katastrophenalarm geringe Auswirkung auf die Umgebung eingetreten ist, jedoch aufgrund des Anlagenzustands nicht ausgeschlossen werden kann, daß Auswirkungen, die den Auslösekriterien für Katastrophenalarm entsprechen, eintreten können.
- b) Katastrophenalarm wird ausgelöst, wenn bei einem Unfall in der kerntechnischen Anlage eine gefahrenbringende Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung festgestellt ist oder droht.

Zu diesen beiden Begriffen werden derzeit in gemeinsamen Empfehlungen der SSK und RSK Kriterien bezüglich Anlagenzustand und Freisetzungen aufgestellt /D-17/, so daß dem Betreiber eindeutige Richtwerte für seine Entscheidung für eine Alarmierung an die Hand gegeben werden können.

3.2 Vorschlag für ein Konzept

Im vorangegangenen Abschnitt wurde bereits auf die Regelungen in der Bundesrepublik Deutschland hingewiesen. Die Meldekriterien /D-15/ dienen dazu, im Falle von eingetretenen Ereignissen einem Betreiber eine Handhabe zu geben, ein solches Ereignis zu bewerten und an die zuständige Behörde zu melden. Die RL Katastrophenschutz /D-16/ hat die Aufgabe, einem Betreiber eine Entscheidungshilfe zu geben, wann er bei größeren Schäden in der Anlage und größeren Freisetzungen radioaktiver Stoffe die zuständigen Katastrophenschutzbehörden zu alarmieren hat. In Anlehnung an das französische und das japanische Vorbild wäre zusätzlich eine Schwereskala wünschenswert, die eine Einordnung eingetretener Ereignisse erlaubt und die vornehmlich der besseren Unterrichtung der Öffentlichkeit dient. Nach Stroetmann /D-18/ wird eine solche Schwereskala gegenwärtig erarbeitet, wobei eine siebenstufige Skala diskutiert wird. Wegen dieser laufenden Arbeiten wird hier in einem Konzeptvorschlag nicht auf die Einstufungskriterien im einzelnen eingegangen, wohl aber auf einige Rahmenüberlegungen.

Eine Anlehnung an die französische Schwereskala ergäbe sechs Stufen. Betriebliche Anomalien sind an einem Ende der Schwereskala anzuordnen. Am anderen Ende der Skala sind erhebliche Freisetzungen des Kerninventars in die Umgebung zu erwarten oder eingetreten. Nimmt man die Anregung aus der Schweizer Richtlinie R-15 /CH-5/ auf, die ein "Ereignis im öffentlichen Interesse" kennt, so würde sich damit eine niedrigste Stufe ergeben, die der obengenannten, der betrieblichen Anomalie, vorgelagert wäre.

Die beiden Vorbilder haben etwas unterschiedliche Auswirkungskategorien bei der Einstufung. Bei der französischen Skala wird zugeordnet nach:

- Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung,
- Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Anlage,
- Strahlenexposition der Beschäftigten und
- Minderung des Sicherheitszustands der Anlage.

Bei der japanischen Skala werden drei Auswirkungskategorien verwendet:

- Auswirkungen radioaktiver Stoffe außerhalb der Anlage,
- unvorhergesehene Strahlenexposition der Beschäftigten und
- sicherheitstechnische Beschaffenheit der Anlage.

In Anlehnung an die französische Schwereskala werden für den Konzeptvorschlag vier Auswirkungskategorien übernommen. Die ersten beiden sind:

- Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung und
- Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Anlage.

Sie haben den Vorteil, daß es sich um Größen handelt, die meßtechnisch verhältnismäßig schnell und genau erfaßt werden können, sofern der Sicherheitsbehälter intakt bleibt. Sie können auf Grenzwerte bezogen werden. Sie geben Hinweise darauf, daß Barrieren nicht mehr intakt sind. Eine dritte Auswirkungskategorie erfaßt die Strahlenexposition des Anlagenpersonals.

Die vierte Auswirkungskategorie hat den Zustand der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile zum Gegenstand. Im Rahmen dieser Auswirkungskategorie sind versagensbedingte Verletzungen des Einzelfehlerkonzepts, Versagen aus gemeinsamer Ursache, Komponenten- und Geräteausfälle zu behandeln. Auf der niedrigsten Stufe werden hierbei Überschreitungen der für Normalbetrieb vorgesehenen Betriebsgrenzen und -bedingungen einzuordnen sein. Auf der höchsten Stufe werden Ausfälle einzuordnen sein, die dazu führen, daß beispielsweise keine Redundanz mehr vorhanden ist.

Dieses Konzept einer siebenstufigen Schwereskala mit vier Auswirkungskategorien ist in **Tabelle 3-4** dargestellt. Die Zuordnungskriterien im einzelnen sind darin nicht enthalten, da hierzu im Rahmen der von Stroetmann /D-18/ angedeuteten Arbeiten weiterführende Überlegungen angestellt werden. Diese Zuordnungskriterien werden jedoch nicht in allen Auswirkungskategorien alle Stufen umfassen. Maßgebend für die Obergrenze in der Schwereskala sind Personenschäden in der Umgebung der Anlage. Massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung sind in Stufe 6 als höchste Stufe einzuordnen. Große Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Anlage sind etwas niedriger in Stufe 5 anzuordnen. Noch etwas niedriger sollten die schwersten Fälle von Strahlenexposition von Anlagenpersonal angesetzt werden. Etwas niedriger oder in der gleichen Stufe sollten die schwersten Ausfälle im Bereich der Anlagentechnik angeordnet werden.

Es wäre wünschenswert, wenn der Schwereskala weiterhin Meldekriterien und Alarmkriterien zugeordnet werden könnten. Unter dem Vorbehalt, daß eine Feinanpassung nur im Rahmen der angedeuteten eingehenden Arbeiten vorgenommen werden kann, ist hier eine grobe Zuordnung vorgenommen worden. Wie eingangs gesagt wurde, dienen Schwereskala, Meldekriterien und Alarmkriterien unterschiedlichen Aufgaben. Insofern sind die Kriterien im einzelnen so formuliert, daß der jeweiligen Aufgabe am besten entsprochen wird. Anpassung aneinander bedeutet demnach, die hinter den Krite-

rien stehenden Sachverhalte von Freisetzungen radioaktiver Stoffe, mögliche Strahlenexposition und Sachverhalte anlagentechnischer Art aufeinander abzustimmen.

Schließlich kann die für die Schweiz in **Tabelle 3-1** ausgedrückte Verknüpfung von Meldekategorien und von im Sprachgebrauch üblichen Begriffen, wie sie besonders von den Medien bei der Information der Öffentlichkeit benutzt werden, als Anregung aufgefaßt werden. Der Anregung zufolge wäre die vorgeschlagene Schwereskala mit den Begriffen für eingetretene Ereignisse, wie sie im Abschnitt 2.3 einfürend aufgegeben worden sind, zu verknüpfen.

Nachstehend werden die für eingetretene Ereignisse vorgeschlagenen Begriffe aufgeführt. Für Normalbetrieb und Betriebsstörung werden die Definitionen von Abschnitt 2.3.2 wiederholt, für Störfall und Unfall werden neue Definitionen vorgeschlagen:

a) Normalbetrieb

Normalbetrieb ist die Gesamtheit der Anlagenzustände, die bei vorgesehenen Betriebsvorgängen im Rahmen vorgegebener Betriebsgrenzen und -bedingungen auftreten. Diese Betriebsvorgänge sind: An- und Abfahren, Leistungsbetrieb (Teillast, Vollast), Stillstand, Instandhaltungsvorgänge (Inspektion, Wartung, Instandsetzung), Brennelement-Wechsel.

b) Betriebsstörung

Betriebsstörung ist ein vom Normalbetrieb abweichender Anlagenzustand innerhalb der für die Rückführung in den Normalbetrieb erforderlichen Betriebsgrenzen und -bedingungen als Folge einer Fehlfunktion von Anlagenteilen oder von Fehlhandlungen des Personals.

c) Störfall

Störfall ist ein vom Normalbetrieb abweichender Anlagenzustand, bei dem die für Betriebsstörungen zulässigen Betriebsgrenzen und -bedingungen überschritten worden sind, so daß Freisetzungen radioaktiver Stoffe und Schäden in der Anlage aufgetreten sind.

d) Unfall

Unfall ist ein Störfall, bei dem die für die Sicherheit zulässigen Betriebsgrenzen und -bedingungen so erheblich überschritten worden sind, daß Strahlenexposition von Personal und Umgebung oberhalb der für Störfälle zulässigen Werte zu besorgen oder eingetreten sind.

"Normalbetrieb" ist der Übersicht halber mit aufgeführt, denn er wird als Bezugszustand für die anderen Begriffe benötigt. In **Tabelle 3-4** sind die Begriffe zugeordnet worden. "Betriebsstörung" ist der nullten und ersten Stufe der Schwereskala zugeordnet worden. Sie deckt damit die in der Umgebung wahrnehmbaren Anzeichen für einen veränderten Betriebszustand, die der Bevölkerung Anlaß zur Beunruhigung geben könnten, und N-Meldungen gemäß Meldekriterien ab.

"Störfälle" decken drei Stufen ab, worin E- und ein großer Teil der S-Meldungen enthalten sind. Auf den Unterschied zu den Auslegungsstörfällen, vergl. **Tabelle 2-6**, sei besonders hingewiesen. Für Auslegungsstörfälle sind zwei Ereignisklassen vorgesehen, je nachdem ob auslegungsgemäß ein Weiterbetrieb der Anlage oder ein Überführen in den langfristig sicheren Zustand vorgesehen ist. Die Einteilung von eingetretenen Ereignissen als Störfall in drei Schwerestufen erlaubt, das Ereignis angemessener zu erfassen.

"Unfälle" liegen schließlich dann vor, wenn Personenschäden zu besorgen oder eingetreten sind. Hier werden ebenfalls noch S-Meldungen angesprochen. Es treten aber Alarmmeldungen an die Katastrophenschutzbehörde hinzu, wenn die Schäden die Umgebung der Anlage betreffen oder betreffen werden.

Zusätzlich zu den Zuordnungskriterien, die für die vorgeschlagene Schwereskala noch erarbeitet werden müßten, sollten Beispiele oder beispielhafte Aufzählungen für die Anwendung dieser Kriterien entwickelt werden.

Stufe	Auswirkungskategorien				Melde- kriterien	Alarmkri- terien	Begriffe zur zusammenfassenden Bezeichnung eingetretener Ereignisse
	1 Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung	2 Freisetzung in die Anlage	3 Strahlenexpo- sition von An- lagenpersonal	4 Ausfälle im Bereich der Anlagentechnik			
0	-	-	-	In der Umgebung wahr- nehmbare Abweichung vom üblichen Betriebs- zustand (Geräusche, Abdampfahne usw.)	(N)	-	Betriebsstörung Betriebsstörung ist ein vom Normalbetrieb abweichen- der Anlagenzustand innerhalb der für die Rückführung in den Normalbetrieb erforderlichen Betriebsgrenzen und -bedingungen als Folge einer Fehlfunktion von Anlagenteilen oder von Fehlhandlun- gen des Personals
1	x	x	x	x	N, V	-	
2	x	x	x	x	E	-	Störfall Störfall ist ein vom Normalbetrieb abweichender Anla- genzustand, bei dem die für Betriebsstörungen zulässig- en Betriebsgrenzen und -bedingungen über-
3	x	x	x	x	S	-	schritten worden sind, sodaß Freisetzungen radioaktiver Stoffe und Schäden in der Anlage aufgetreten sind.
4	x	x	x	x	S	-	Unfall Unfall ist ein Störfall, bei dem die für die Sicherheit zu- lässigen Betriebsgrenzen und -bedingungen so erheblich überschritten worden sind, daß Strahlenexpositionen von Personal und Umgebung oberhalb der für Störfälle zulässigen Werte zu besorgen oder eingetreten sind.
5	x	x			S	Ka- tastrophen voralarm	
6	x				S	Katastro- phenalarm	
x	Zuordnungskriterien müssen noch im einzelnen festgelegt werden.						

Tabelle 3-4: Konzept für eine Schwere skala zur Bewertung eingetretener Ereignisse

4 Literatur

4.1 International Atomic Energy Agency

- IAEA-1 Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants
Safety Series No. 75-INSAG-3, 1988
- IAEA-2 Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Design
Safety Series No. 50 - C - D (Rev. 1) 1988
- IAEA-3 General Design Safety Principles for Nuclear Power Plants
Safety Series No. 50 - SG - D 11 (1986)

4.2 Europäische Gemeinschaft

- EG-1 KOM (81) 519 endg/2
Mitteilung der Kommission an den Rat - Sicherheitsgrundsätze für Kernkraftwerke mit
Leichtwasserreaktoren
Brüssel, 16. Febr. 1982
- EG-2 84/467/Euratom Richtlinie des Rates vom 3. September 1984 zur Änderung der Richtli-
nie 80/836/Euratom hinsichtlich der Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevöl-
kerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlen.

4.3 Frankreich:

- F-1 J. Libmann
Approche et analyse de surete des reacteurs a l'eau sous pression de la conception au re-
tour d'experience
Rapport DAS No. 349, April 1987
- F-2 M. Conte
French PWR Safety Philosophy
Rapport DAS No. 244
KAIF/KNS Conference, Seoul, 29. April - 2. Mai 1986
- F-3 G. Depond; J. Mesnage
Entwicklung von Betriebsvorschriften für Stör- und Notfälle in den
DWR-Kernkraftwerken der Electricit. de France
SVA-Vertiefungskurs: Störfallmanagement in Kernkraftwerken, Brugg-Windisch,
19. - 21. April 1989
- F-4 G. Gros; J. Jalouneix; F. Rollinger
Evolution of General Design Requirements for French Pressurized Reactors
Rapport DAS No. 533e
Conference internationale ENS/ANS sur la surete des reacteurs thermiques, Avignon,
2. - 7. Oktober 1988
- F-5 M.C. Dupuis; H. Guimbail; M. Debes; C. Roels
Severity Scale for Incidents and Accidents in French Nuclear Power Plants

Conference internationale ENS/ANS sur la surete des reacteurs thermiques, Avignon,
2. - 7. Oktober 1988

F-6 Bulletin des Incidents
Department des Surete Nucleaire

4.4 Japan

J-1 Japan Implementing Nine-Grade Nuclear Incident Severity Scale
Nucleonics Week 30.28 (13.07.1989) S. 1/2

4.5 Großbritannien

GB-1 HM Nuclear Installation Inspectorate
Safety Assessment Principles for Nuclear Power, 1979

GB-2 Central Electricity Generating Board
Design Safety Criteria for CEGB Nuclear Power Stations, 1982

GB-3 D.J. Higson
Nuclear Reactor Safety Goals
Nuclear Safety, 26.1 (1985) S. 1 bis 13

GB-4 Central Electricity Generating Board
Pressurised Water Reactor Design Safety Guidelines, 1982

4.6 Schweiz

CH-1 Richtlinie R-100 (06/1987)
Anlagenzustände eines Kernkraftwerks

CH-2 Richtlinie R-11 (05/1980)
Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken

CH-3 F. Weekhuizen
Grundsätzliche Anforderungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit
SVA-Vertiefungskurs: Regelwerke auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit in der Schweiz
Brugg-Windisch, IO. - 12. Mai 1982

CH-4 R. Naegelin
Anforderungen in bezug auf schwere Unfälle von Kernkraftwerken in der Schweiz und in anderen Ländern
SVA-Vertiefungskurs: Störfallmanagement in Kernkraftwerken, Brugg-Windisch,
19. - 21. April 1989

CH-5 Richtlinie R-15 (8/1987)
Richtlinie zur Berichterstattung

4.7 USA

USA-1 10 Code of Federal Regulations 100: Reactor Site Criteria

- USA-2 10 Code of Federal Regulations 50: Appendix A:
General Design Criteria for Nuclear Power Plants
- USA-3 10 Code of Federal Regulations 50: Appendix I:
Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet
the Criteria "As Low as is Reasonably Achievable" for Radioactive Material in Light-
Water-Cooled Nuclear Power Reactor Effenents
- USA-4 ANSI/ANS - 51.1 - 1983
Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary
Pressurized Water Reactor Plants, 1983
- USA-5 T.P. Speis; E.S. Beckjord
United States Nuclear Regulatory Commission's Integrated Approach to Severe Accident
Issues
International Symposium on Regulatory Practices and Safety Standards,
München, 7. - 10. November 1988 (IAEA - SM - 307/65)
- USA-6 10 Code of Federal Regulations 50.72:
Immidiata Notification Requirements for Operating nuclear Power Reactors
- USA-7 10 Code of Federal Regulations 50.73:
Licensee Event Report System

4.8 Bundesrepublik Deutschland

- D-1 Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Ge-
fahren (Atomgesetz) - Bekanntmachung der Neufassung des Atomgesetzes vom
15. Juli 1985
- D-2 DIN VDE 31 000 Teil 2 (12/1987)
Allgemeine Leitsätze für das sicherheitsgerichtete Gestalten technischer Erzeugnisse;
Begriffe der Sicherheitstechnik; Grundbegriffe
- D-3 Strahlenschutzverordnung - StrlSchV
Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen vom 13. Oktober
1976 (BGB1. I, S. 2905), zuletzt geändert durch die zweite Verordnung zur Änderung der
Strahlenschutzverordnung vom 27. Mai 1989 (BGB1. I, S. 940)
- D-4 Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke
BAnz. Nr. 206 vom 3.11.1977
- D-5 KTA-GS-47
Statusbericht zum Konzept Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von
Kernkraftwerken, Juni 1985
- D-6 Zwölfte Verordnung zur Durchführung des Bundes-Immissionsschutzgesetzes
(Störfall-Verordnung) - 12. BImSchV - in der Fassung der Bekanntmachung
vom 19. Mai 1988 (BGB1. I S. 625)
- D-7 RL Instandhaltung
Richtlinie für das Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von Instandhaltungs-
und Änderungsarbeiten in Kernkraftwerken vom 1.6.1978 (GMB1. 1978, S. 342)
- RL Stahlschutz des Personals
Richtlinie für den Stahlschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhal-
tungsarbeiten in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren "Die während der Planung
der Anlage zu treffende Vorsorge" vom 10.7.1978 (GMB1. 1978, S. 418)

- D-8 Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (Atomrechtliche Verfahrensordnung - AtVfV) in der Fassung der Bekanntmachung vom 31. März 1982 (BGBl. I S. 411)
- D-9 Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung - Störfall-Leitlinien BAnz. Nr. 245 vom 31. Dezember 1983
- D-10 KTA 3201.2 (3/84)
Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren;
Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung
- KTA 3204 /3/84)
Reaktordruckbehälter-Einbauten
- KTA 3205.1 (6/82)
Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 1: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für Primärkreiskomponenten
- D-11 Abschlußbericht über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), 23. November 1988
- D-12 H. Roth-Seefried Betriebsanweisungen zur Störfallbeherrschung bei Siemens/KWU-Druckwasserreaktoren SVA-Vertiefungskurs: Störfallmanagement in Kernkraftwerken, Brugg-Windisch, 19. - 21. April 1989
- D-13 Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie - Eine Dokumentation der Bundesregierung BMFT, Bonn 1977
- D-14 F. Mayinger, A. Birkhofer
Neuere Entwicklungen in der Sicherheitsforschung und Sicherheitstechnik Atomwirtschaft, August/September 1988, S. 426 - 434
- D-15 RL Meldekriterien
Meldekriterien für besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken (GMB1. 1985, S. 433)
- Meldekriterien und Meldeverfahren für besondere Vorkommnisse in Anlagen der Versorgung und Entsorgung des Kernbrennstoffkreislaufs (GMB1. 1988, S. 414)
- D-16 RL Katastrophenschutz
Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen (GMB1. 1989, S. 71)
- Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden (GMB1. 1989, S. 94)
- D-17 Kriterien für die Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde durch die Betreiber kerntechnischer Einrichtungen
Gemeinsame Empfehlung SSK und RSK Entwurf; Stand: August 1989
- D-18 C. Stroetmann
Ansprache auf dem GRS-Fachgespräch München, 25. Oktober 1989