KTA KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS

Sachstandsbericht zu KTA-Basisregel 6 „Methodik der Nachweisführung“

KTA-GS-76

Stand: März 2004

Bearbeiter: *Dr. Ivar Kalinowski*

GESCHÄFTSSTELLE DES KERNTECHNISCHEN AUSSCHUSSES (KTA)

beim BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ

Postfach 10 01 49
38201 Salzgitter

Telefon: 01888/333-1624
Telefax: 01888/333-1625
Email: ahihn@bfs.de

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung ... 5
1.1 Das Vorhaben KTA 2000 ... 5
1.1.1 Vorbemerkungen ... 5
1.1.2 Beschlüsse des KTA-Präsidiums ... 6
1.1.3 Auftrag des KTA ... 6
1.1.4 Beschlüsse des UA-PG ... 6
1.1.5 Verabschiedung der KTA-Sicherheitsgrundlagen durch den KTA als Regelentwurf (Gründruck) ... 6
1.1.6 Zum aktuellen Stand des Arbeitsprogramms KTA 2000 ... 6
1.1.7 Dokumentation ... 7
1.2 Inhalt ... 7
1.3 Zu erarbeitende Regeln ... 7

2 Auftrag des KTA ... 8

3 Erarbeitung der Regel KTA-BR 6 ... 8
3.1 Beteiligte Personen ... 8
3.1.1 Zusammensetzung des Arbeitsgremiums ... 8
3.1.2 Zugezogene Fachleute ... 8
3.1.3 Zusammensetzung des KTA-Unterausschusses Programm und Grundsatzfragen (UA-PG) ... 8
3.1.4 Zuständiger Mitarbeiter der KTA-Geschäftsstelle ... 9
3.2 Erarbeitung des Regelentwurfs ... 9
3.2.1 Erstellung des Regelentwurfsvorschlages ... 9
3.2.2 Erstellung des Regelentwurfes ... 10
3.2.3 Erstellung der Regelvorlage ... 10
3.3 Ausführungen zur Regelerstellung ... 10

Anlage 1 KTA-BR 6 (Fassung 12/02) ... 11

Anlage 2 Stellungnahmen zu Basisregel Nr. 6 im Rahmen des Fraktionsumlaufes ... 45
1 Liste der Einwender ... 45
2 Liste der Stellungnahmen ... 45
2.1 Bayrisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen ... 46
2.2 Framatome ANP GmbH ... 47
2.3 KTA-Unterausschuss REAKTORKERN UND SYSTEMAUSLEGUNG (UA-RS) ... 85
2.4 Ministerium für Soziales, Gesundheit und Verbraucherschutz Schleswig-Holstein ... 87
2.5 Ministerium für Umwelt, Landwirtschaft und Forsten ... 90
2.6 Ministerium für Umwelt und Verkehr Baden-Würtemberg ... 91
2.7 Verband der Technischen Überwachungs-Vereine e.V. ... 93
2.8 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit ... 113
2.9 Vereinigung Großkraftwerksbetreiber (VGB PowerTech e.V.) ... 127
2.10 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit ... 156
2.11 Reaktor-Sicherheitskommission ... 157
2.12 Berufsgenossenschaft der Feinmechanik und Elektrotechnik ... 161

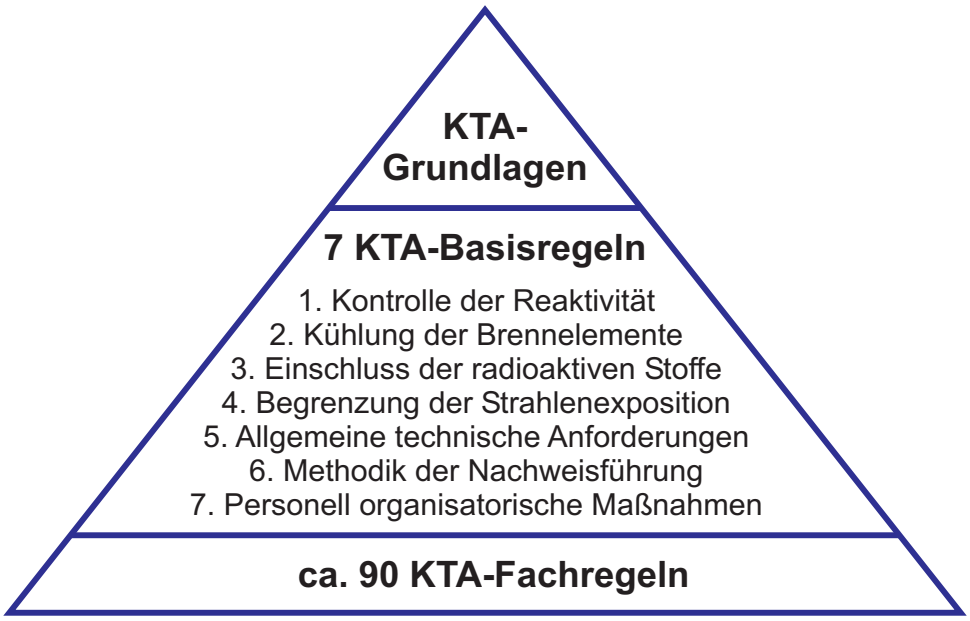
1 Einleitung

1.1 Das Vorhaben KTA 2000

1.1.1 Vorbemerkungen

Das KTA-Präsidium hat sich in den vergangenen Jahren intensiv mit der künftigen Regelarbeit des KTA befasst und dabei das Arbeitsprogramm KTA 2000 initiiert. Eine vom KTA-Präsidium eingesetzte, paritätische Beratungsgruppe hat die Thematik eingehend erörtert und dem KTA-Präsidium auf seiner 63. Sitzung am 5. Mai 1998 folgenden Vorschlag unterbreitet:

Ausgehend von der Erkenntnis, dass die Anforderungen an die Reaktorsicherheit in zahlreichen Vorschriften mit unterschiedlichem Verbindlichkeitsgrad beschrieben werden und die bestehenden Kerntechnischen Regeln des KTA überwiegend darauf ausgerichtet sind, in der Praxis bewährte Lösungen bzw. technische Detailanforderungen für die nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG erforderliche Vorsorge gegen Schäden anzugeben, ohne die grundlegenden Anforderungen der Reaktorsicherheit und die diesen zugrunde liegenden Schutzziele ausdrücklich aufzuführen, soll das KTA-Regelwerk zu einer Regelpyramide (Abbildung) ergänzt werden, um die Anforderungen der Reaktorsicherheit in geschlossener Form hierarchisch strukturiert darzustellen.



Diese Regelpyramide soll aus drei Ebenen bestehen:

a) Auf der ersten Ebene sollen die Grundlagen zusammengefasst werden, insbesondere die in verschiedenen Einzelvorschriften des gesetzlichen und untergesetzlichen Regelwerks enthaltenen übergeordneten Sicherheitsgrundsätze für Leichtwasserreaktoren und die Grundsätze für die Anwendung des KTA-Regelwerks.

b) Auf der zweiten Ebene sollen sieben KTA-Basisregeln mit einer schutzzielorientierten Formulierung der bei Auslegung, Bau und Betrieb von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren zu erfüllenden sicherheitstechnischen Anforderungen (Sicherheitsfunktionen) stehen.

c) Die bestehenden etwa 90 KTA-Fachregeln sollen die dritte Ebene bilden.

Die Anforderungen der ersten beiden Ebenen (Sicherheitsgrundsätze und KTA-Basisregeln) sind ausführungsneutral, also unabhängig von möglichen konkreten Ausführungen und lassen Raum für unterschiedliche technische Lösungen und neue Entwicklungen. Demgegenüber sind die Anforderungen der dritten Ebene (KTA-Fachregeln) überwiegend ausführungsorientiert formuliert.

Schwerpunkt des Arbeitsprogramms KTA 2000 ist neben der Zusammenstellung der Sicherheitsgrundsätze die Einführung von schutzzielorientierten Basisregeln auf der zweiten Ebene der KTA-Regelpyramide. Insgesamt sollen sieben KTA-Basisregeln erstellt werden. Vier Basisregeln sollen sich mit den technischen Schutzzielen der Reaktorsicherheit befassen:

a) Kontrolle der Reaktivität,

b) Kühlung der Brennelemente,

c) Einschluss der radioaktiven Stoffe,

d) Begrenzung der Strahlenexposition.

Drei Basisregeln sollen die allgemeinen Anforderungen an Auslegung, Bau und Betrieb von Kernkraftwerken zum Gegenstand haben:

a) Allgemeine technische Anforderungen

b) Methodik der Nachweisführung

c) Personell organisatorische Maßnahmen

Die vom KTA-Präsidium eingesetzte Beratungsgruppe ist in eingehenden Erörterungen zu der Auffassung gelangt, dass das Arbeitsprogramm KTA 2000 machbar und geeignet ist, die Anwendungssicherheit der KTA-Regeln zu erhöhen. Die Sicherheitsgrundsätze und die (ausführungsunabhängigen) Anforderungen der KTA-Basisregeln sollen ausnahmslos erfüllt werden. Von den detaillierten Beschaffenheits- und Ausführungsanforderungen der KTA-Fachregeln kann abgewichen werden, wenn nachgewiesen wird, dass die in den KTA-Basisregeln fixierten Schutzzielanforderungen auf andere Weise erfüllt werden. Dies entspricht der schutzzielorientierten Vorgehensweise bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung.

1.1.2 Beschlüsse des KTA-Präsidiums

Das KTA-Präsidium hat auf seiner 63. Sitzung am 5. Mai 1998 über das Arbeitsprogramm KTA 2000 beraten und hat vorgeschlagen, es zu verwirklichen.

1.1.3 Auftrag des KTA

Der KTA hat auf seiner 52. Sitzung am 16. Juni 1998 dazu folgende Beschlüsse gefasst:

a) Der KTA befürwortet den Vorschlag des KTA-Präsidiums, ein Arbeitsprogramm KTA 2000 zu beginnen. Der KTA nimmt Aufgabenstellung und beabsichtigte Struktur zustimmend zur Kenntnis.

b) Der Unterausschuss PROGRAMM UND GRUNDSATZFRAGEN (UA-PG) wird beauftragt, federführend Entwurfsvorschläge für die

   ba) KTA-Grundlagen und die

   bb) KTA-Basisregeln

durch Arbeitsgremien erarbeiten zu lassen und Beschlussvorlagen für den KTA zu erstellen.

1.1.4 Beschlüsse des UA-PG

Der KTA-Unterausschuss PROGRAMM UND GRUNDSATZFRAGEN (UA-PG) hat auf der 7. Sitzung am 3. September 1998 beschlossen, ein Arbeitsgremium mit der Bearbeitung der KTA-Sicherheitsgrundlagen zu beauftragen.

Auf seiner 13. Sitzung am 26./27. April 2001 hat der UA-PG über die während des Fraktionsumlaufs eingegangenen Stellungnahmen beraten. Im Ergebnis seiner Beratungen hat der UA-PG den Regelentwurfsvorschlag erneut überarbeitet und einstimmig beschlossen, den überarbeiteten Regelentwurfsvorschlag dem KTA auf seiner 55. Sitzung am 19. Juni 2001 zur Verabschiedung als Regelentwurf vorzulegen.

1.1.5 Verabschiedung der KTA-Sicherheitsgrundlagen durch den KTA als Regelentwurf (Gründruck)

Der KTA hat die Regelentwurfsvorlage auf seiner 55. Sitzung am 19.06.01 als Regelentwurf in der Fassung 6/01 verabschiedet. Die Bekanntmachung des BMU erfolgte im Bundesanzeiger Nr. 132 am 19. Juli 2001.

1.1.6 Zum aktuellen Stand des Arbeitsprogramms KTA 2000

(Auszug aus den Ausführungen des Vorsitzenden des KTA-Präsidiums, Dr. Straub, auf der 57. Sitzung des KTA am 11. November 2003)

Im Jahr 2002 wurden uns auf der KTA-Sitzung zu einem Teil der KTA-Basisregeln (zu der Nr. 1, Nr. 2, Nr. 4 und Nr. 7) Regelentwurfsvorschläge zur Verabschiedung als Gründrucke vorgelegt. Wir haben im Jahr 2002 die Abstimmung darüber verschoben, aber die vorgelegten Papiere als geeignete Grundlagen für Regelentwürfe zur Kenntnis genommen.

Im Laufe des vergangenen Jahres 2002 haben dann die Arbeitsgremien des KTA für alle KTA-Basisregeln Entwurfsvorschläge erarbeitet und der zuständige KTA-Unterausschuss, der Unterausschuss für PROGRAMM UND GRUNDSATZFRAGEN (UA-PG), hat auf seiner 17. Sitzung am 17./18. Dezember 2002 alle Regelentwurfsvorschläge für den KTA-Fraktionsumlauf freigegeben. Dies erfolgte auch mit Zustimmung des BMU-Vertreters im UA-PG.

Der Fraktionsumlauf fand vom 15. Dezember 2002 bis 15. März 2003 statt. Zum Fraktionsumlauf sind eine Vielzahl von Stellungnahmen eingegangen, insbesondere aber eine Mitteilung des BMU, in der das BMU feststellt, dass aus seiner Sicht das Arbeitsprogramm KTA 2000 „endgültig gescheitert“ sei.

In einer Sondersitzung des KTA-Präsidiums, am 14. April 2003, kam es daraufhin zu sehr kontroversen Diskussionen. Über die weitere Vorgehensweise im KTA konnte keine Einigung erzielt werden. Der Termin für die KTA-Sitzung wurde zunächst auf den Herbst verschoben.

Auf einer zweiten Sitzung des KTA-Präsidiums, am 17. Juni 2003, wurden die unterschiedlichen Haltungen und Bewertungen zwischen den Gruppen der Hersteller, der Betreiber und der Sachverständigen einerseits und dem BMU andererseits erneut bekräftigt.

Es gab weder auf der KTA-Präsidiumssitzung, noch gibt es bis heute, eine gemeinsame Grundlage für die Fortsetzung der Arbeiten am Arbeitsprogramm KTA 2000. Für das weitere Vorgehen wurde daher als Kompromiss festgelegt, dass

a) die Arbeiten am Arbeitsprogramm KTA 2000 ruhen sollen

und

b) die bisher erreichten Ergebnisse durch die KTA-GS zu dokumentieren sind.

Hersteller, Betreiber, Sachverständige und Vertreter von Bundesländern haben sich klar dafür ausgesprochen, dass die Arbeiten am Projekt KTA 2000 durch den KTA fortgesetzt und zügig abgeschlossen werden. Das BMU hält das Projekt KTA 2000 nach wie vor für gescheitert. Es hat seine Haltung, am 3./4. Juli 2003, auf einer Sitzung des Länderausschusses Atomkernenergie und in Schreiben an die Mitglieder des KTA-Präsidiums, begründet.

Zum weiteren Vorgehen des BMU wird in der Begründung (Schreiben des BMU vom 23.05.2003 an den Länderausschuss für Atomkernenergie, übersandt am 15.07.2003 auch an die KTA-Präsidiumsmitglieder) u. a. festgestellt:

1. Die Fachregeln sind weiterhin regelmäßig dem Stand von Wissenschaft und Technik hinsichtlich der Schadensvorsorge anzupassen. Regelungslücken sind durch die KTA-Fachregeln zu schließen, auch soweit dies durch die Basisregeln geschehen sollte.

2. Das BMU wird seiner Verantwortung für die Festlegung übergeordneter Anforderungen der zu treffenden Schadensvorsorge und ihrer Durchsetzung in atomrechtlichen Verfahren gerecht werden und dabei die Reaktor-Sicherheitskommission, den Länderausschuss für Atomkernenergie, kerntechnische Sachverständige und die Betreiber in geeigneter Weise beteiligen.

Die Vertreter der Hersteller, Betreiber und Sachverständigen haben erklärt, dass sie die Initiative des BMU mit Interesse verfolgen werden. Der Länderausschuss für Atomkernenergie, Hauptausschuss, hat beschlossen sich mit der Art des Umganges des BMU mit der kerntechnischen Regelwerksetzung im Fachausschuss Recht und Reaktorsicherheit weiter zu beschäftigen.

Nach Meinung des KTA-Präsidiums wurden die unterschiedlichen Standpunkte, sowohl die inhaltlichen Aussagen, als auch die Stil- und Formfragen, des Umgangs miteinander betreffend, im KTA-Präsidium und auch im KTA-Unterausschuss Programm und Grundsatzfragen ausreichend klar und kontrovers diskutiert und dokumentiert.

Nach Auffassung des KTA-Präsidiums ist eine weitere Diskussion über das Arbeitsprogramm KTA 2000 zurzeit nicht zielführend. Das KTA-Präsidium schlägt deshalb vor, sich im weiteren Verlauf dieser Sitzung auf die Diskussion der KTA-Fachregelarbeit zu beschränken.

1.1.7 Dokumentation

Zur Dokumentation der bisher erreichten Ergebnisse erstellte die KTA-Geschäftsstelle für jede der 7 KTA-Basisregeln einen Sachstandsbericht.

1.2 Inhalt

Dieser Sachstandsbericht der KTA-Geschäftsstelle gibt den Stand der Arbeiten an der Basisregel 6 "Methodik der Nachweisführung" mit Stand vom Dezember 2002 wieder.

1.3 Zu erarbeitende Regeln

Schwerpunkt des Arbeitsprogramms KTA 2000 ist neben der Zusammenstellung der Sicherheitsgrundsätze die Einführung von schutzzielorientierten Basisregeln auf der zweiten Ebene der KTA-Regelpyramide.

Insgesamt sollen sieben KTA-Basisregeln erstellt werden.

Vier Basisregeln sollen sich mit den technischen Schutzzielen der Reaktorsicherheit befassen:

a) Kontrolle der Reaktivität

b) Kühlung der Brennelemente

c) Einschluss der radioaktiven Stoffe

d) Begrenzung der Strahlenexposition

Drei Basisregeln sollen die allgemeinen Anforderungen an Auslegung, Bau, und Betrieb von Kernkraftwerken zum Gegenstand haben:

a) Allgemeine technische Anforderungen

b) Methodik der Nachweisführung

c) Personell organisatorische Maßnahmen

2 Auftrag des KTA

Das KTA-Präsidium hat auf seiner 63. Sitzung am 5. Mai 1998 über das Arbeitsprogramm KTA 2000 beraten und vorgeschlagen, es zu verwirklichen.

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) hat auf seiner 52. Sitzung am 16. Juni 1998 in Salzgitter den Unterschuss PROGRAMM UND GRUNDSATZ (UA-PG) beauftragt, federführend den Entwurf zur

Basisregel 6 „Methodik der Nachweisführung“

mit Dokumentationsunterlage durch ein Arbeitsgremium erarbeiten zu lassen und diesen Entwurf sowie eine Beschlussvorlage dem KTA vorzulegen (Beschluss-Nr. 52/10.1/2).

3 Erarbeitung der Regel KTA-BR 6

3.1 Beteiligte Personen

3.1.1 Zusammensetzung des Arbeitsgremiums

An der Erarbeitung der Basisregel 6 mit Dokumentationsunterlage waren im Arbeitsgremium folgende Mitglieder beteiligt:

DirProf. Dr. H.-P. Berg	Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter
Dr. H. Fabian	Framatome ANP, Erlangen
Dipl.-Phys. L. Hahn (bis 12/2001)	Öko-Institut, Darmstadt
Dr. H. Hermanns	TÜV Energie und Systemtechnik, Filderstadt
Dr. M. Mertins (Obmann)	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
Dr. H. Pamme (ab 01/2001)	RWE Power AG, Essen
BDir Dipl.-Ing. Scholz (bis 01/2001)	Bayrisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen, München
Dipl.-Ing. W. Schwarz	Gemeinschaftskernkraftwerke Neckar GmbH, Neckarwestheim
Dr. F. Sommer (ab 2/2002)	E.ON Kernkraft GmbH, Hannover
RDir Dr. W. D. Thinnes (ab 9/2000)	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bonn
GDir T. Wildermann	Ministerium für Umwelt und Verkehr Baden-Württemberg, Stuttgart

3.1.2 Zugezogene Fachleute

Dr. D. Oberschachtsiek	E.ON Kernkraft GmbH, Hannover
K.-W. Weidemann	E.ON Kernkraft GmbH, Hannover
Dipl.-Ing. R. Wohlstein	E.ON Kernkraft GmbH, Hannover

3.1.3 Zusammensetzung des KTA-Unterausschusses PROGRAMM UND GRUNDSATZFRAGEN (UA-PG)

Vertreter der Hersteller und Ersteller von Atomanlagen:

Dr. B. Hubert (Framatome Advanced Nuclear Power (FANP) GmbH)
Stellvertreter: Dr. U. Krugmann (Framatome Advanced Nuclear Power (FANP) GmbH)

Vertreter der Betreiber von Atomanlagen:

Prof. Dr.-Ing. D. Brosche (Obmann, E.ON Energie AG)

Dipl.-Ing. W. Schwarz (Gemeinschaftskernkraftwerke Neckar GmbH)
Stellvertreter: Dr. K. Schmidt (EnBW Kraftwerke AG)

Dr. M. Micklinghoff (E.ON Kernkraft GmbH)
Stellvertreter: Dr. H. Pamme (RWE Power AG)

Vertreter des Bundes und der Länder:

MinR D. Majer (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit)

Stellvertreter: OAR H. Gawor (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit)

MinDirig Dr. D. Keil (Ministerium für Umwelt und Verkehr Baden-Württemberg)
Stellvertreter: GDir T. Wildermann und
MinR B. Wihlfahrt (Innenministerium Mecklenburg-Vorpommern)

MinR P. Heß (Ministerium für Finanzen und Energie Schleswig-Holstein)
Stellvertreter: RDir L. Frischholz (Hessisches Ministerium für Umwelt, Landwirtschaft und Forsten) und
Ltd. MinR W. Sieber (Niedersächsisches Umweltministerium)

Vertreter der Gutachter und Beratungsorganisationen:

Dr. G. Straub (TÜV Süddeutschland Bau und Betrieb GmbH)
Stellvertreter: Dipl.-Ing. H. Staudt (Verband d. Technischen Überwachungs-Vereine e. V.)

Dipl.-Ing. K.-D. Bandholz (für RSK, Energiesysteme Nord (ESN) GmbH

Vertreter sonst. Behörden, Organisationen und Stellen:

Dr.-Ing. J. Steuer (DIN Deutsches Institut für Normung e. V.)
Stellvertreter: Dr. M. Seidel (DIN Deutsches Institut für Normung e. V.)

Dipl.-Ing. K. D. Nieuwenhuizen (Berufsgenossenschaft für Feinmechanik und Elektrotechnik)
Stellvertreter: Dr. G. Seitz (Berufsgenossenschaft für Feinmechanik und Elektrotechnik)

H. Schneeweiß (für DGB, Kernkraftwerk Obrigheim GmbH)
Stellvertreter: G. Reppien (für DGB, Kernkraftwerke Lippe-Ems GmbH, Kernkraftwerk Emsland)

3.1.4 Zuständiger Mitarbeiter der KTA-Geschäftsstelle

Dr. I. Kalinowski

Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter

3.2 Erarbeitung des Regelentwurfs

3.2.1 Erstellung des Regelentwurfsvorschlages

(1) Der KTA-Unterausschuss UA-PG hat auf seiner 7. Sitzung am 3. September 1998 in Köln beschlossen, die KTA-Sicherheitsgrundlagen und 7 KTA Basisregeln durch Arbeitsgremien erarbeiten zu lassen.

(2) Für das Arbeitsgremium Basisregel 2 „Kühlung der Brennelemente“ wird als Obmann Obering. Dipl.-Phys. H.-O. Evers, Technischer Überwachungs-Verein Nord e. V., benannt. Als stellvertretender Obmann wird Dipl.-Ing. U. Waas, vormals Siemens Nuclear Power GmbH, nunmehr Framatome, Advanced Nuclear Power (FANP)-GmbH, benannt. Durch die Verabschiedung von Evers in den Ruhestand übernimmt ab 1. März 2002 Dr. Kirmse, GRS mbH, die Obmannschaft.

(3) Das Arbeitsgremium hat in den folgenden Sitzungen den vorliegenden Regelentwurfsvorschlag erarbeitet:

1. Sitzung	02.12.1998	in Köln
2. Sitzung	21.01.1999	in Darmstadt
3. Sitzung	11.03.1999	in Stuttgart
4. Sitzung	28.07.1999	in München
5. Sitzung	09.11.1999	in Köln
6. Sitzung	15.02.2000	in Stuttgart
7. Sitzung	04.04.2000	in Köln
8. Sitzung	11.07.2000	in München
9. Sitzung	05.09.2000	in Stuttgart
10. Sitzung	14.11.2000	in Neckarwestheim
11. Sitzung	30.01.2001	in Köln
12. Sitzung	27.02.2001	in Neckarwestheim
13. Sitzung	16.03.2001	in Offenbach
14. Sitzung	18.04.2001	in Stuttgart
15. Sitzung	29.06.2001	in Erlangen
16. Sitzung	14.08.2001	in Neckarwestheim
17. Sitzung	11.12.2001	in Köln
18. Sitzung	26.02.2002	in Köln
19. Sitzung	29.04.2002	in Köln
20. Sitzung	20.06.2002	in Hannover

21. Sitzung	13.09.2002	in Köln
22. Sitzung	22.11.2002	in Stuttgart

(4) Auf seiner 16. Sitzung am 24. September 2002 hat der Unterausschuss Programm und Grundsatzfragen (UA-PG) erneut über die KTA-Basisregeln beraten und beschlossen, Ende 2002 alle sieben Basisregeln in einen gemeinsam Fraktionsumlauf zu entsenden.

(5) Das Arbeitsgremium der Basisregel 6 hat auf seiner 22. Sitzung am 22. November 2002 beschlossen, den auf dieser Sitzung überarbeiteten Entwurf dem Unterausschuss PROGRAMM UND GRUNDSATZFRAGEN (UA-PG) vorzulegen.

(6) Auf dem 20. „Fachgespräch der Obleute“ am 2. bis 4. Dezember 2002 wurde eine erneute Abstimmung zwischen den Basisregeln vorgenommen, und auch die Obleute verabschiedeten die BR 6 einstimmig an den UA-PG zur Freigabe zum Fraktionsumlauf.

(7) Auf seiner 17. Sitzung am 17. und 18. Dezember 2002 in München hat der Unterausschuss Programm und Grundsatzfragen (UA-PG) über den Regelentwurfsvorschlag beraten und einstimmig beschlossen, ihn als Regelentwurfsvorlage (KTA-Dok-Nr. BR6/02/1) für den Fraktionsumlauf (bis 15. März 2003) freizugeben. Das Arbeitsgremium wurde gleichzeitig beauftragt, die während des Fraktionsumlaufes eingehenden Kommentare und Änderungswünsche zu bearbeiten und dem UA-PG für seine nächste Sitzung eine überarbeitete Fassung der Regelentwurfsvorlage vorzulegen.

3.2.2 Erstellung des Regelentwurfes

-

3.2.3 Erstellung der Regelvorlage

-

3.3 Ausführungen zur Regelerstellung

Zur Erstellung der Basisregel Nr. 6 „Methodik der Nachweisführung“ wurden relevante übergeordneten Anforderungen aus den KTA-Fachregeln zusammengestellt und Sinne der Schutzzielorientierung neu formuliert.

Zur Erstellung der Basisregel wurden u. a. folgende Dokumente herangezogen:
- Beratungsunterlage zu TOP 10, 52. KTA-Sitzung am 16.06.1998, KTA-Dok.-Nr. GS/98/4
- Arbeitsprogramm KTA 2000, Auszug aus dem KTA-Jahresbericht 1997/1998, S. 14
- Niederschrift über die 7. Sitzung des KTA-Unterausschusse PROGRAMM UND GRUNDSATZFRAGEN (UA-PG)
- BMI-Sicherheitskriterien (10/77 ff)
- Störfall-Leitlinien (10/83)
- RSK-Leitlinien für DWR (10/81) und verschiedene RSK-Empfehlungen
- „Statusbericht zum Konzept: Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von Kernkraftwerken; KTA-GS-47, Juni 1985
- Bericht: „Sicherheitstechnische Grundbegriffe“; KTA-GS-58, Dezember 1989
- „Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“, Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-KT-16/97, Dezember 1996 (derzeit in Überarbeitung)
- „Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen“, Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-KT-18/97, April 1997 (derzeit in Überarbeitung)
- Status of the IAEA Safety Standards Programme, September 2000
- IAEA-Safety Guide NS-G-1.2 „Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants“, November 2001

Anlage 1
KTA-BR 6 (Fassung 12/02)

Sicherheitstechnische Regel des KTA

Regelentwurfsvorlage
Fassung Dezember 2002
KTA-Dok.-Nr. BR 6/02/1

KTA - Basisregel 6

Methodik der Nachweisführung

Der KTA-Unterausschuss PROGRAMM UND GRUNDSATZFRAGEN (UA-PG) beabsichtigt, dem KTA zu empfehlen, den hier wiedergegebenen Text als Regelentwurf zu verabschieden. Dieser Text wird hiermit zur Prüfung und Stellungnahme vorgelegt. Eventuelle Stellungnahmen bitten wir, einschließlich Begründung, bis zum **15. März 2003**

bei der Geschäftsstelle des Kerntechnischen Ausschusses beim Bundesamt für Strahlenschutz, Postfach 10 01 49, 38201 Salzgitter, einzureichen.

Inhalt

Seite

Grundlagen ... 47

1 Anwendungsbereich ... 47

2 Begriffe 47

3 Anforderungen an Sicherheitsbewertungen ... 47
3.1 Einleitung ... 47
3.2 Sicherheitstechnische Zielsetzungen ... 49

4 Systematik der Sicherheitsbewertungen ... 50
4.1 Allgemeine Anforderungen ... 50
4.2 Systematik der Sicherheitsebenenzuordnung ... 50
4.3 Anfangs- und Randbedingungen in den Sicherheitsebenen ... 52

5 Analysen und Methoden ... 53
5.1 Deterministische Ansätze ... 53
5.2 Probabilistische Bewertungen ... 56
5.3 Ingenieurmäßige Bewertung ... 63
5.4 Anforderungen an die Aussagesicherheit von Analyseverfahren. ... 65

6 Anforderungen an die Zuverlässigkeit technischer Ausführungen von Barrieren- und Sicherheitsfunktionen ... 68
6.1 Allgemeines ... 68
6.2 Sicherheitsebenenbezogene Anforderungen ... 68
6.3 Probabilistische Anforderungen ... 70
6.4 Zuverlässigkeitsanforderungen für Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebene 3 ... 70
6.5 Anforderungen für die Erhaltung der Zuverlässigkeit ... 72

Anhang A: Bestimmungen, auf die in dieser Regel verwiesen wird ... 73

Anhang B: Repräsentative Ereignisse für DWR / SWR ... 74

Anhang C: Zusammenstellung der technischen Nachweiskriterien für die Analyse von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen hinsichtlich Einhaltung der Schutzziele getrennt nach Sicherheitsebenen ... 35

Anhang D: Ereignisse für Einzelnachweise ... 40

Dokumentationsunterlage zur Erstellung der KTA-Basisregel 6 „Methodik der Nachweisführung“ ... 28

Grundlagen

Zielsetzung und Aufbau des Vorhabens KTA 2000 sind im Abschnitt 1 der KTA-Sicherheitsgrundlagen enthalten.

1 Anwendungsbereich

(1) Diese Regel ist bei der Erstellung von Nachweisen im Rahmen der Durchführung von Sicherheitsbewertungen bei Kernkraftwerken anzuwenden. Sie ist auch bei der Prüfung der Einhaltung von Anforderungen an die Zuverlässigkeit technischer Ausführungen von Sicherheits- und Barrierefunktionen zugrunde zu legen.

Sicherheitsbewertungen können erforderlich werden

a) bei technischen Veränderungen (z.B. Um- oder Nachrüstungen) oder Maßnahmen (z.B. Änderungen von Prüfzyklen oder Prozeduren), die nennenswerte Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben (im folgenden Änderungen genannt).

b) bei Einzelbewertungen aufgrund von Anlässen (anlassbezogene Bewertung) mit sicherheitstechnischer Bedeutung (im folgenden Einzelbewertungen genannt) und

c) bei umfassenden Sicherheitsüberprüfungen.

(2) Sicherheitsbewertungen entsprechend dieser Regel werden vorgenommen, um das Erreichen von Schutzzielen auf allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes, d.h. für den bestimmungsgemäßen Betrieb, für Störfälle und für den auslegungsüberschreitenden Bereich nachzuweisen. Durch das Erreichen der Schutzziele werden die sicherheitstechnischen Zielsetzungen für die jeweilige Sicherheitsebene erfüllt. Die nachzuweisenden Sicherheitsanforderungen betreffen die Barrieren und die zu deren Schutz auf den jeweiligen Sicherheitsebenen erforderlichen Sicherheitsfunktionen (im Folgenden als Schutzmaßnahmen bezeichnet).

(3) Soweit sicherheitstechnisch erforderlich, sind bei Sicherheitsbewertungen die relevanten Zustände des Leistungs- und auch Zustände des Nichtleistungsbetriebs zu analysieren.

(4) Grundsätzlich haben die in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren verwendeten Analysen Gültigkeit. Neue Analysen sind in der Regel nur dann notwendig, wenn begründete Zweifel an der Aussagensicherheit vorhandener Nachweise bestehen.

(5) In dieser Regel nicht betrachtet werden die Verfahren zur Ermittlung der Strahlenexposition bei Abgaben und Ableitungen oder Freisetzungen. Entsprechende Festlegungen sind in der Strahlenschutzverordnung und den zugehörenden Verwaltungsvorschriften enthalten.

2 Begriffe

3 Anforderungen an Sicherheitsbewertungen

3.1 Einleitung

(1) Anforderungen an Inhalt und Umfang von Sicherheitsbewertungen sind durch die nachzuweisenden sicherheitstechnischen Zielsetzungen und Schutzzielkriterien bestimmt, die den jeweiligen Sicherheitsebenen zugeordnet sind. Diese Zielsetzungen sind in Abschnitt 3.2 erläutert.

Die Sicherheitsebenen sind durch gestaffelte Anforderungen resultierend aus Ereignissen, Ereignisabläufen und Zuständen, die repräsentativ für die einzelnen Ebenen sind, charakterisiert. Im Einzelnen sind dies:

a) Ereignisse und Anlagenzustände des bestimmungsgemäßen Betriebs, die im Betrieb der Anlage vorgesehen sind oder die repräsentativ sind für Betriebsstörungen, die nach allgemeiner technischer Erfahrung während der Betriebsdauer einer Anlage einmal oder mehrmals eintreten können (Sicherheitsebenen 1 und 2, siehe Anhang B).

b) Repräsentative Ereignisse, die aufgrund der bisherigen Praxis und Erfahrung bei der sicherheitstechnischen Analyse der Begutachtung und dem Betrieb für die Auslegung von Kernkraftwerken bestimmend sind (Auslegungsstörfälle). Die Häufigkeit solcher Ereignisse ist so gering, dass ihr Eintreten in der Lebensdauer einer Anlage nicht erwartet wird (Sicherheitsebene 3, siehe Anhang B).

c) Spezielle sehr seltene Ereignisse, die aufgrund ihrer Eintrittshäufigkeit nicht den Auslegungsstörfällen zugerechnet werden (Sicherheitsebene 4a, siehe Anhang 1) und auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (Sicherheitsebene 4b, siehe Anhang B).

(2) In Kapitel 4 werden die Randbedingungen und der erforderliche Detaillierungsgrad der Sicherheitsbewertungen in Abhängigkeit vom Nachweisanlass angegeben. Die für die jeweiligen Nachweisanlässe nach Stand von Wissenschaft und Technik anzuwendende Methode sowie die dabei einzuhaltende Anforderungen werden in Kapitel 5 beschrieben.

(3) Mit der Sicherheitsbewertung wird der Anlagenzustand zu einem festgelegten Zeitpunkt analysiert. Nicht realisierte Nachrüstmaßnahmen können dann einbezogen werden, wenn sie genehmigt oder prüffähig beantragt sind.

(4) Grundlage für die Sicherheitsbewertung bilden deterministische Anforderungen und Methoden. Dabei wird überprüft und bewertet, ob deterministische Sicherheitskriterien (ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen) für die verschiedenen Anlagenzustände unter festgelegten Voraussetzungen eingehalten werden. Den Unsicherheiten dieser Methodik wird durch ausreichende Sicherheitsmargen Rechnung getragen. Deterministische Analysen können auch auf best-estimate Betrachtungen aufbauen. Weitere Angaben hierzu enthält Kapitel 5.4.

(5) Zusätzlich sind probabilistische Methoden nach Stand von Wissenschaft und Technik heranzuziehen. Ziel der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) ist es, ergänzend zur deterministischen Nachweisführung die für die Anlagensicherheit bestimmenden Einflüsse aus System- und Anlagentechnik, Betriebsführung und Betriebserfahrung in einem systematischen und auf wahrscheinlichkeitstheoretischen Grundlagen beruhenden Ansatz zusammenfassend zu bewerten. Dabei handelt es sich insbesondere um die technische Ausführung der System- und Anlagentechnik bzw. Umsetzung der organisatorischen Maßnahmen und die Betriebsbewährung der Barrieren sowie die zu deren Schutz auf den jeweiligen Sicherheitsebenen erforderlichen Schutzmaßnahmen. Weiterhin werden die Unsicherheiten quantitativ ermittelt. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.2.

(6) Die Ergebnisse aus der Betriebserfahrung sind wichtiger Bestandteil für eine Sicherheitsbewertung, insbesondere mit zunehmender Betriebszeit. Die Betriebserfahrung wird deshalb grundsätzlich bei der sicherheitstechnischen Bewertung berücksichtigt.

(7) Ergebnisse aus ingenieurtechnischen Bewertungen, z.B. aus ingenieurtechnischen Einschätzungen, Plausibilitätsbewertungen oder aus Anlagenbegehungen können fallbezogen in die sicherheitstechnische Bewertung einbezogen werden. Weitere Angaben hierzu enthält Kapitel 5.3.

(8) Werden Ergebnisse der PSA zu einem späteren Zeitpunkt zur Sicherheitsbewertung verwendet, so ist nachzuweisen, dass sich die für die PSA relevanten Sachverhalte gegenüber dem Zustand, der der PSA zugrundegelegt wurde, nicht wesentlich verändert haben. Hat sich der Anlagenzustand wesentlich verändert oder liegen wesentliche neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung oder aus Sicherheitsanalysen vor (z.B. zur Zuverlässigkeit von Komponenten oder

zur Wirksamkeit von Komponenten und Systemen), so ist der Einfluss der Änderungen bzw. der neuen Erkenntnisse auf die quantitativen (und qualitativen) Ergebnisse der PSA abzuschätzen. Ist eine verlässliche Abschätzung nicht möglich, so ist eine Aktualisierung der PSA zumindest in den von den Änderungen oder den neuen Erkenntnissen betroffenen Teilen erforderlich.

(9) Im Ergebnis von Sicherheitsbewertungen ist nachzuweisen, dass die jeweiligen ausführungsunabhängigen Sicherheitsanforderungen erfüllt sind. Weiterhin ist zu zeigen, dass Barrieren und erforderliche Schutzmaßnahmen so zuverlässig ausgebildet sind und zu probabilistischen Kenngrößen für Kernschadens- und Freisetzungszustände führen, dass es äußerst unwahrscheinlich ist, dass diese auftreten und massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von Kernschmelzunfällen praktisch ausgeschlossen sind.

(10) Notwendigkeit und Dringlichkeit von sicherheitstechnischen Verbesserungen sind immer dann zu bewerten, wenn ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen nicht erfüllt sind und wenn die probabilistischen Kenngrößen für Kernschadens- und Freisetzungszustände auf eine unzureichende Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen hinweisen.

3.2 Sicherheitstechnische Zielsetzungen

(1) Das Gestaffelte Sicherheitskonzept ist grundsätzlich präventiv ausgerichtet. Dazu müssen die Schutzmaßnahmen auf der jeweiligen Sicherheitsebene so ausgebildet sein, dass die Notwendigkeit einer Inanspruchnahme der nächsten Sicherheitsebene zum Abfangen und Überführen nichtbeherrschter Ereignisabläufe in sichere Zustände mit der Zahl der Sicherheitsebenen immer unwahrscheinlicher wird. Auf das jeweilige Kernkraftwerk bezogen müssen die Schutzmaßnahmen der ersten beiden Sicherheitsebenen (Sicherheitsebenen 1 und 2) deshalb so beschaffen sein, dass Auslegungsstörfälle (Sicherheitsebene 3) in der Lebensdauer nicht zu erwarten sind und auslegungsüberschreitende Zustände (Sicherheitsebene 4) äußerst unwahrscheinlich sind.

(2) Technische und radiologische Zielsetzungen, bezogen auf die Sicherheitsebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept sind:

a) Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)
   - aa) technisch: Vermeidung von Betriebsstörungen,
   - ab) radiologisch: Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung (§ 6 StrSchV) sowie Einhaltung von Richtwerten für Ableitung rad. Stoffe (§ 47(1)(2) StrSchV)

b) Sicherheitsebene 2 (anomaler Betrieb)
   - ba) technisch: Beherrschung von Betriebsstörungen,
   - bb) radiologisch: Begrenzung von Ableitungen (Begrenzung der Strahlenexposition nach § 47 StrlSchV), Minimierung nach § 6(2) StrlSchV

c) Sicherheitsebene 3 (Störfälle)
   - ca) technisch: Beherrschung von Störfällen,
   - cb) radiologisch: Einhaltung der Störfallplanungswerte nach StrlSchV § 49(1)

d) Sicherheitsebene 4 (spezielle sehr seltene Ereignisse, die aufgrund ihrer Eintrittshäufigkeit nicht den Auslegungsstörfällen zugerechnet werden (Sicherheitsebene 4a) und auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (Sicherheitsebene 4b).
   - da) technisch: die Kontrolle von Auswirkungen die durch spezielle sehr seltene Ereignisse verursacht werden, Überführung in sichere Zustände und die Vermeidung schwerer Kernschäden
   - db) radiologisch: Minderung der radiologischen Auswirkungen in der Umgebung

(3) Die Nachweise über das Erreichen der Sicherheitsziele sind grundsätzlich auf der Grundlage deterministischer Sicherheitsbewertungsmethoden zu führen. Probabilistische Methoden sind zusätzlich zur Deterministik heranzuziehen.

4 Systematik der Sicherheitsbewertungen

4.1 Allgemeine Anforderungen

(1) Aufgabe der Nachweisführung ist es die angemessene Implementierung der für das Erreichen der Schutzziele erforderlichen Barriere- und Sicherheitsfunktionen auf den jeweiligen Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts zu zeigen. Dazu müssen die den Schutzzielen zugeordneten deterministischen Sicherheitsanforderungen der Basisregeln 1 – 4, die entsprechenden zusätzlichen Sicherheitsanforderungen der Basisregeln 5 – 7 sowie die probabilistischen Sicherheitsanforderungen aus Basisregel 6 erfüllt werden. Der Detaillierungsgrad der Sicherheitsbewertungen richten sich nach den Nachweisanlässen.

(2) Die Schutzziele gelten als erreicht, wenn die Einhaltung der in den Basisregeln festgelegten Schutzzielanforderungen auf den jeweiligen Sicherheitsebenen nachgewiesen ist. Bei Nachweis der Einhaltung der zugeordneten KTA-Fachregeln kann grundsätzlich davon ausgegangen werden, dass das jeweilige Schutzziel erreicht ist. Bei Heranziehung anderer als den zugeordneten KTA-Fachregeln ist der Nachweis entweder durch das Erreichen der Schutzziele nach KTA-Basisregeln zu führen oder es ist nachzuweisen, dass die gewählte technische Ausführung den Anforderungen der zugeordneten KTA-Fachregel entspricht. Weiteres zur sicherheitstechnischen Gesamtbewertung enthält Kapitel 5.5.

(3) Die Einhaltung von Anforderungen auf einer Sicherheitsebene darf nur durch Kreditnahme von Schutzmaßnahmen anderer Sicherheitsebenen erfolgen, wenn hierfür mindestens die Anforderungen der betreffenden Sicherheitsebene erfüllt werden. Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebene 4b dürfen nicht zur Kompensation von Abweichungen der vorgelagerten Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.

4.2 Systematik der Sicherheitsebenenzuordnung

(1) Mit der folgenden Systematik sind alle Ereignisse, die bei Auslegung und Betrieb zu betrachten sind, einheitlich in die richtige Sicherheitsebene einzuordnen.

(2) Die Zuordnung von Ereignissen zu Sicherheitsebenen beruht generell auf der abgeschätzten Eintrittshäufigkeit der jeweiligen Ereignisse. Sie erfolgt in der Praxis auf zwei Wegen:

a) durch Verwendung des festgelegten Ereignisspektrums gemäß Anhang B

b) durch Zuordnung entsprechend der spezifisch abgeschätzten Eintrittshäufigkeit

(3) Die nach 4.3.1 anzunehmenden Ausfallannahmen werden dabei nicht probabilistisch bewertet. Weitergehende Annahmen fließen jedoch in die probabilistische Abschätzung der Häufigkeit des Ereignisablaufes ein und sind bei der Sicherheitsebenenzuordnung zu berücksichtigen.

(4) Weitergehende Annahmen können z.B. zusätzliche Ausfälle bei den Gegenmaßnahmen oder weitere angenommene Störungen während des Ereignisablaufes betreffen oder wietere Konservativitäten bei der Festlegung des Ausgangszustandes sein. Dabei ist es auch möglich, dass zusätzliche konservative Annahmen bei der Nachweisführung die Wahrscheinlichkeit eines Ereignisablaufs so weit verringern können, das eine Zuordnung zu einer anderen Sicherheitsebene folgt.

(5) Als abdeckendes (festgelegtes) Ereignisspektrum für eine umfassende Sicherheitsbewertung ist eine Liste repräsentativer Ereignisse für alle Sicherheitsebenen anzuwenden. Diese Ereig-

nisse sind in ihren Anforderungen an Sicherheits- und Systemfunktionen abdeckend für alle bisher betrachteten Ereignisse. Im Rahmen der Anforderungen an Ereignisanalysen werden diesen Ereignissen anzusetzende Ausfallannahmen für die Analyse zugeordnet (siehe 4.3). Mit diesen Festlegungen sind die ebenenbezogenen Nachweise durchzuführen und die zugehörigen Schutzzielkriterien einzuhalten.

(6) Ereignisse, die nicht der Liste der repräsentativen Ereignisse zugeordnet sind oder Ereignispfade, bei denen zusätzliche Ausfälle oder weitere konservative Annahmen bzw. erschwerende Randbedingungen über die festgelegten hinaus angenommen werden, werden nach 4.2 (2), (3) unter Zuhilfenahme probabilistischer Abschätzungen der jeweiligen Sicherheitsebene zugeordnet.

Als Orientierungswerte [1/a] für die Zuordnung zu den Sicherheitsebenen werden herangezogen:

a) SE 1, 2 Eintrittshäufigkeit $h_{1,2} > 10^{-2}$ 1/a

b) SE 3 Eintrittshäufigkeit $10^{-2} > h_3 \geq 10^{-5}$ 1/a

c) SE 4 Eintrittshäufigkeit $h_4 < 10^{-5}$ 1/a

B e i s p i e l :
Der Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung eines DWR hat eine geschätzte Eintrittshäufigkeit von 5×10^{-2}, d.h. es handelt sich hier um ein Ereignis der Sicherheitsebene 2. Zur Beherrschung dieses Ereignisses sind Einrichtungen der Sicherheitsebene 2 heran zu ziehen. In diesem Fall sind das die Speise-RELEB für die Lastabsenkung und der Start der An- und Abfahrpumpen für die DE Bespeisung durch eine vorrangige Ansteuerung. Wird zusätzlich unterstellt, dass die Bespeisung mit den An- und Abfahrpumpen versagt, ist für diesen Ausfall eine Wahrscheinlichkeit von 1×10^{-2} geschätzt. Mit der Eintrittshäufigkeit der resultierenden Ereigniskombination ergibt sich nun eine Häufigkeit für diese Ereigniskombination von 5×10^{-4}, dies ist dann der Sicherheitsebene 3 zuzuordnen. Damit können zur Beherrschung dieser Ereigniskombination Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden, hier z. B. das Notspeisesystem.

(7) Eine weitere Kategorie von Ereignissen sind Lastfälle, die zwar der Auslegung von Komponenten und Systemen zugrunde liegen, aufgrund ihrer Eintrittshäufigkeit aber nicht den Sicherheitsebenen zugeordnet werden. Diese Fälle sind jedoch als Lastfälle für die Auslegung sicherheitsrelevanter Schutzmaßnahmen weiterhin zu berücksichtigen. Diese Lastfälle sind zusammen mit der jeweils zu erreichenden sicherheitstechnischen Zielsetzung in Anhang D aufgeführt.

(8) Vorsorgemaßnahmen sind Maßnahmen, die der Verhinderung eines Störfalles dienen bzw. zur Reduzierung dessen Eintrittshäufigkeit beitragen. Hierzu zählen sicherheitstechnisch bewertbare Maßnahmen wie physikalische Phänomene, konstruktive Lösungen sowie administrative Regelungen oder Kombinationen dieser Maßnahmen. Anzuwendende Vorsorgemaßnahmen sind in der Störfall-Leitlinie angegeben. Grundsätzlich können sicherheitstechnisch bewertbare Vorsorgemaßnahmen, gegebenenfalls in Ergänzung zu den zu unterstellenden Anfangs- und Randbedingungen, in die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von auslösenden Ereignissen einbezogen werden. Durch diese Maßnahmen kann die Eintrittshäufigkeit eines Ereignisses so gering werden, dass eine Zuordnung in die nächst höhere Sicherheitsebene möglich ist oder das Ereignis praktisch ausgeschlossen werden kann.

4.3 Anfangs- und Randbedingungen in den Sicherheitsebenen

4.3.1 System- und Ereignisablaufanalysen

a) Allgemeines

aa) Die Nominalwerte der jeweiligen Anlagen sollen den Analysen zugrundegelegt werden.

ab) Reaktivitätsrückwirkungen sollen für Auslegungsrechnungen abdeckend angesetzt werden. Die angesetzten Reaktivitätsrückwirkungen sollen den zulässigen Werten des Reaktorkernes entsprechen (z.B. Zyklusbeginn oder Zyklusende). Für anlassbezogene Bewertungen können realistische Reaktivitätsrückwirkungen entsprechend dem zu betrachtenden Anlagenzustand angesetzt werden.

b) Sicherheitsebene 1 und 2

ba) Für die Analysen können alle betrieblichen Systeme, bis auf diejenigen, die durch die unterstellte Störung ausgefallen sind, als verfügbar angenommen werden.

bb) Ein Einzelfehler ist in den Begrenzungen zu unterstellen.

bc) Es ist keine Instandhaltung zu unterstellen.

bd) Eine Überlagerung des Notstromfalls erfolgt nicht.

be) Die Nachzerfallsleistung wird mit konservativen Zuschlägen (1σ) angesetzt.

bf) Die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) erfolgt über das erste anstehende Auslösekriterium für RESA.

bg) Von Hand auszulösende Schutzmaßnahmen sollen nicht vor Ablauf einer angemessenen Zeit erforderlich sein. Als Richtzeit gilt hier ein Zeitraum von 30 Minuten.

c) Sicherheitsebene 3

ca) Der Nachweis der Störfallbeherrschung erfolgt für die Anlagenauslegung ausschließlich mit Sicherheitsfunktionen. Im Falle der Verwendung von Systemfunktionen vor- oder nachgelagerter Sicherheitsebenen sind immer die Anforderungen an Sicherheitsfunktionen zu erfüllen.

cb) Bezüglich des Ausgangszustandes für die Ereignisablaufanalyse ist stets ein Zufallsausfall innerhalb des betrieblichen Mess-, Steuer- und Regelsystems zu unterstellen und bei den Gegenmaßnahmen sind Sicherheitsfunktionen unter Annahme von Einzelfehler sowie Instandhaltung zu berücksichtigen, soweit diese für den betrachteten Betriebszustand zulässig ist.

cc) Das Zuschalten von notstromgesicherten Aggregaten erfolgt entsprechend dem Zuschaltprogramm beginnend nach der Auslösung der Turbinenschnellabschaltung (TUSA).

cd) Die Nachzerfallsleistung wird mit ausreichend konservativen Zuschlägen (2σ) angesetzt.

ce) Für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) sind grundsätzlich die beiden in der zeitlichen Reihenfolge ersten anstehenden Auslösekriterien für RESA anzusetzen.

cf) Von Hand auszulösende Schutzmaßnahmen sollen nicht vor Ablauf einer angemessenen Zeit erforderlich sein. Als Richtzeit gilt hier ein Zeitraum von 30 Minuten.

d) Sicherheitsebene 4

da) Für die Analysen können alle Systeme, bis auf diejenigen, die durch die unterstellte Störung ausgefallen sind, als verfügbar angenommen werden.

db) Es ist kein Einzelfehler zu unterstellen.

dc) Es ist kein Ausfall von Komponenten oder Systemen/ Teilsystemen durch Instandhaltung zu unterstellen.

de) Eine Überlagerung des Notstromfalls erfolgt nicht.

df) Die Nachzerfallsleistung wird ohne Zuschläge angesetzt.

dg) Die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) erfolgt über das erste anstehende Auslösekriterium für RESA.

dh) Handmaßnahmen können während des gesamten Analysezeitraums in realistischen Zeiträumen angesetzt werden.

4.3.2 Weitere Analysen

(1) Anfangs- und Randbedingungen für radiologische Nachweise werden entsprechend den Vorgaben der StrlSchV festgelegt.

(2) Für Festigkeitsberechnungen sind statische und gegebenenfalls transiente Betriebslasten einzelfallabhängig so anzusetzen bzw. zu überlagern, dass der zu betrachtende Lastfall abdeckend analysiert wird.

(3) Die Festlegung der Anfangs- und Randbedingungen in anderen Analysenbereichen (z.B. Druckstoßanalysen, Containmentanalysen, ...) erfolgt in der Weise, dass die ermittelten Ergebnisse ausreichend konservativ im Hinblick auf das zu untersuchende Nachweisziel sind. Entsprechende Festlegungen enthalten die jeweiligen Basisregeln.

4.3.3 Folgeereignisse

Als Folgeereignisse von Erdbeben, Bränden und meteorologisch bedingten äußeren Einwirkungen sind gegebenenfalls je nach anlagenspezifischen Randbedingungen zu betrachten:

a) Belastungen aus der Berstdruckwelle infolge Versagens hochenergetischer Behälter im Maschinenhaus
b) Mechanische Folgeschäden aus dem Versagen von Anlagenteilen
c) Überflutungen infolge Versagens von Anlagenteilen
d) Brände
e) Fehlsignale aus nicht gesicherten Anlagenbereichen.

5 Analysen und Methoden

5.1 Deterministische Ansätze

5.1.1 Einzuhaltende Sicherheitsanforderungen

(1) Die im gestaffelten Sicherheitskonzept einzuhaltenden Sicherheitsanforderungen für die Barrieren und die zu deren Schutz erforderlichen Schutzmaßnahmen sind in den jeweiligen Basisregeln festgelegt.

(2) Die bei einer Sicherheitsbewertung heranzuziehenden Ereignisse und Zustände sind den Sicherheitsebenen zugeordnet und gegliedert nach DWR und SWR in dem Anhang B enthalten. Anhang D enthält auch die für repräsentative Annahmen bei Einzelnachweisen heranzuziehenden Ereignisse und Ereigniskombinationen. Für Sicherheitsbewertungen sind die in den Anhängen zusammengestellten Ereignisse und Zustände gegebenenfalls anlagenspezifisch zu ergänzen.

(3) Auf vorhandene Nachweise kann zurückgegriffen werden. Für neu durchzuführende Analysen sollten fortschrittliche validierte Rechenprogramme mit realistischen Anfangs- und Randbedingungen angewandt und gegebenenfalls erforderliche Unsicherheitsanalysen durchgeführt werden. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.4.

(4) Sofern für die Sicherheitsbewertung Daten erforderlich sind, die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens nicht vorgelegt worden sind oder deren Ermittlung nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht, sind neue Rechnungen über den Nachweis von Auslegungsannahmen oder neue Auslegungsrechnungen selbst durchzuführen.

5.1.2 Vorgehen in den einzelnen Sicherheitsebenen bei der Sicherheitsbewertung

5.1.2.1 Sicherheitsebenen 1 und 2

(1) Sicherheitsbewertung aufgrund eines aufgetretenen Ereignisses oder einer umfassenden Sicherheitsüberprüfung

a) Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 haben bei in Betrieb befindlichen Anlagen in Bezug auf die Bewertung von Komponenten- und Systemzuständen die vorhandenen Kenntnisse aus dem Anlagenbetrieb und deren Auswertung Vorrang vor der analytischen Ermittlung der vergleichbaren Größen. Dieser Gewichtung der Betriebserfahrung kommt mit fortschreitender Betriebsdauer eine wachsende Bedeutung zu. Die zur Auswertung der Betriebsdaten verwendeten Berechnungsverfahren müssen dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Für den Fall, dass keine belastbaren und aussagekräftigen Anlagendaten aus der Betriebserfahrung vorliegen, sind analytische Nachweise durchzuführen.
b) Bei der Auswertung der Betriebserfahrung ist zu unterscheiden nach
   ba) technischen Erfahrungen
   bb) personell-organisatorischen Erfahrungen

   In beiden Kategorien ist die Entwicklung über die Betriebszeit zu beobachten. Aus der Art des Trends geeigneter Indikatoren sind Schlüsse auf sich abzeichnende Schwächen abzuleiten. Dabei muss die Bewertung immer auch eine Ursachenanalyse für festgestellte Trends umfassen.

   Zur Bewertung der Qualität der Einrichtungen und der Wirksamkeit von Maßnahmen sind folgende Indikatoren maßgeblich:

   ba) Anzahl von Betriebstransienten.
   bb) Anzahl außerplanmäßiger Stillstände.
   bc) Anzahl und sicherheitstechnische Bedeutung meldepflichtiger Ereignisse.
   bd) Anzahl der Befunde mit sicherheitstechnischer Relevanz bei wiederkehrenden Prüfungen.
   be) Anzahl der Befunde mit sicherheitstechnische Relevanz bei Instandhaltung.
   bf) Ausnutzungsgrade ermüdungsintensiver Bereiche.
   bg) Dosisbelastung des Personals.
   bh) Abgaben/Ableitung radioaktiver Stoffe
c) Werden in Auswertung der Trends bedeutsame Abweichungen festgestellt, ist zu überprüfen, ob Grenzen der Auslegung erreicht oder festgelegte Sicherheitsabstände abgebaut werden. Im Ergebnis der Bewertung können zusätzliche Nachweise zu Auslegungsannahmen nötig sein.

(2) Sicherheitsbewertungen bei Änderungen an der Anlage oder bei Änderungen des Betriebes der Anlage

a) Bei Änderungen ist unter Einbeziehung der Betriebserfahrung der Nachweis zu führen, dass bei den von der Änderung betroffenen Komponenten und Systemen die schutzzielorientierten Anforderungen der relevanten KTA-Basisregeln erfüllt sind. Dies ist auch bei der Erstellung der zugehörigen Betriebsvorschriften zu beachten. Bei diesbezüglichen Sicherheitsbewertungen sind grundsätzlich die der ursprünglichen Auslegung zugrunde liegenden Anforderungen in die sicherheitstechnische Bewertung einzubeziehen, die aber durch vorhandene Betriebserfahrungen zu ergänzen sind.
b) Bei der Nachweisführung können auch fallbezogen ingenieurmäßige Bewertungen einbezogen werden (siehe 5.3). Bei Anwendung von Methoden der ingenieurmäßigen Übertragbarkeit ist jedoch immer zu prüfen, ob durch Unsicherheiten Grenzen der Auslegung erreicht oder Sicherheitsabstände unzulässig abgebaut werden könnten.

5.1.2.2 Sicherheitsebene 3

(1) Auf der Sicherheitsebene 3 ist die Beherrschung von Störfällen nach Maßgabe der in den KTA Basisregeln festgelegten Anforderungen nachzuweisen (Anhang C).

(2) Zusätzlich sind Annahmen für Einzelnachweise für ausgewählte abdeckende Ereignisabläufe, Ereignisse oder Ereigniskombinationen zu betrachten . Angaben zu den Einzelnachweisen sind in Anhang D zusammengestellt.

(3) System- und Störfallanalysen sind grundsätzlich für alle Anlässe nach Kapitel 2 erforderlich. Der Nachweis der Störfallbeherrschung erfolgt durch die Analyse der für das Erreichen der Schutzziele erforderlichen Barriere- und Sicherheitsfunktionen und der inhärenten Sicherheitseigenschaften für die jeweiligen Störfälle. Ergänzend kann zur Bewertung der Zuverlässigkeit technischer Ausführungen von Barriere- und Sicherheitsfunktionen die Betriebserfahrung in Form von Trendanalysen geeigneter Indikatoren herangezogen werden.

(4) Analysen für Ereignisse oder Ereigniskombinationen sind dann nicht notwendig, wenn die erforderlichen Vorsorgemaßnahmen (VO) als getroffen nachgewiesen sind. Dies gilt insbesondere für die in der Störfall-Leitlinie genannten VO-Maßnahmen.

(5) Bezogen auf die in Kapitel 2 angegebenen Anlässe sind durch deterministische Sicherheitsanalysen die Auslegungsstörfälle in folgendem Umfang zu analysieren:

a) Bei umfassenden Sicherheitsüberprüfungen sind die Auslegungsstörfälle vollständig in den erforderlichen Analysen zu behandeln. Die zugrunde zu legenden Auslegungs-Störfälle sind in (generischen) Musterlisten für DWR und SWR aufgelistet (Anhang B). Die in den Anhängen zusammengestellten Störfälle sind bei Erfordernis den jeweiligen anlagenspezifischen Gegebenheiten anzupassen.
b) bei Änderungen und anlassbezogenen Bewertungen sind die Störfälle in dem Umfange, wie sie für diese Anlässe von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, in den entsprechenden Analysen zu behandeln.

Weiterhin ist die Einhaltung der Anforderungen an die technische Ausführung von Barriere- und Sicherheitsfunktionen nachzuweisen.

a) Dabei ist der Umfang der zu betrachtenden Barriere- und Sicherheitsfunktionen bestimmt durch die jeweils der Sicherheitsbewertung zugrundezulegenden – anlagenspezifischen – Störfälle.
b) Zur Bewertung der Zuverlässigkeit der technischen Ausführungen von Barriere- und Sicherheitsfunktionen kann - soweit repräsentativ - auch die Betriebserfahrung herangezogen werden.

5.1.2.3 Sicherheitsebene 4

(1) Auf der Sicherheitsebene 4 sind die im Anhang B aufgezählten auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände zu betrachten.

(2) Die sicherheitstechnischen Zielsetzungen sind durch Schutzmaßnahmen unter Nutzung der technischen Reserven der Anlagenauslegung zu erreichen. Die erforderlichen Schutzmaßnahmen umfassen

a) Maßnahmen für die Kontrolle von ATWS und Notstandsfällen (Sicherheitsebene 4a)
b) präventive Notfallmaßnahmen für die Überführung der Zustände infolge unzureichender Verfügbarkeit angeforderter Sicherheitsfunktionen in kontrollierbare Zustände und
c) schadensmindernde Notfallmaßnahmen zur Vermeidung eines Versagens der druckführenden Kühlmittelumschließung sowie zur Vermeidung eines globalen Sicherheitsbehälterversagens bei den Zuständen infolge Kernschaden (Sicherheitsebene 4b)

(3) Der Nachweis, dass die Sicherheits- und Schutzziele erreicht werden, erfolgt durch die deterministische Sicherheitsbewertung. Er kann auch durch die Einhaltung probabilistischer Kenngrößen gemäß Kapitel 5.2 erbracht werden. Die Angemessenheit weiterer Notfallmaßnahmen ergibt sich durch die probabilistische Sicherheitsanalyse.

(4) Die Eignung und Wirksamkeit der Schutzmaßnahmen zur Beherrschung bzw. Minderung der Auswirkungen auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe und Zustände kann repräsentativ typspezifisch oder nach Anlagengruppen ermittelt werden. Die Ergebnisse können unter Zugrundelegung der anlagenspezifischen Gegebenheiten mittels ingenieurtechnischer Methoden auf die jeweilige Anlage übertragen werden.

(5) Der Nachweis über den Schutz von Gebäuden und Komponenten bei Notstandsfällen erfolgt grundsätzlich auf Basis spezifizierter Lastannahmen. Dabei sind auch Schutzmaßnahmen gegen die induzierten Erschütterungen von Einbauten und Komponenten zu berücksichtigen. Der Nachweis der Abtragbarkeit von Belastungen kann aber auch in Verbindung mit probabilistischen Untersuchungen erfolgen. Dabei ist ein ausreichend geringes Risiko nachzuweisen. Der anlagenbezogene Nachweis der Einhaltung von Schutzzielen bei den Anlagenzuständen der Sicherheitseben 4b kann durch ingenieurtechnische Einschätzungen der relevanten Zustände und der dafür vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen erfolgen. Grundlage ingenieurtechnischer Einschätzungen sind repräsentative Analysen der für diese Sicherheitsebene relevanten Zustände.

5.2 Probabilistische Bewertungen

5.2.1 Anforderung an die PSA

(1) In Ergänzung zu deterministischen Methoden (Kap. 5.1) werden auch probabilistische Analysen zur Sicherheitsbewertung einer Anlage herangezogen.

(2) Mittels einer PSA im Rahmen umfassender Sicherheitsüberprüfungen (integrale PSA) kann das Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerkes in einem systematischen Ansatz bewertet werden. Quantitative Informationen über das Sicherheitsniveau können ermittelt werden. Die Ausgewogenheit der sicherheitstechnische Auslegung ist aufzuzeigen.

(3) Des weiteren können probabilistische Ansätze eingesetzt werden zur Beurteilung der sicherheitstechnischen Relevanz von

a) wesentlichen Änderungen in der Anlage und des Betriebes und
b) Ereignissen bzw. Anlässen aus dem Betrieb der Anlage

(4) Die Analysen sollen auf der Grundlage entsprechender Anforderungen an Daten und Methoden durchgeführt werden. Kapitel 5.2.4 gibt einen Überblick über die generellen Anforderungen an die Durchführung einer PSA.

5.2.2 Umfang einer PSA

H i n w e i s :
Die PSA erfasst Maßnahmen zur Vermeidung, Beherrschung und Begrenzung der Auswirkungen von Ereignissen in der Anlage. Sie wird in zwei Stufen mit unterschiedlicher Reichweite durchgeführt.

5.2.2.1 PSA Stufe 1

(1) In der Stufe 1 der PSA werden die Häufigkeiten für Ereignisabläufe bestimmt, bei denen Kernschmelzen nur noch durch den Einsatz von präventiven Notfallmaßnahmen zu verhindern ist. Die durch solche Ereignisabläufe verursachten Anlagenzustände werden als Systemschadenszustände bezeichnet. Unter Berücksichtigung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und Reparaturmaßnahmen werden die Häufigkeiten von Zuständen ermittelt, die mit einem Kernschmelzen verbunden sind. Solche Zustände werden als Kernschadenszustände bezeichnet.

(2) In die PSA sind alle Zustände des Leistungs- sowie des Nichtleistungsbetriebs (NLB) der Anlage einzubeziehen; letzterer beinhaltet die Anlagenzustände:

a) Ab- und Anfahren der Anlage - im allgemeinen mit Erreichen/Verlassen des Zustandes unterkritisch heiß - und die verschiedenen Zustände des Stillstandes

b) abgefahrene Anlage.

Weiterhin ist die Zuverlässigkeit der Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken zu untersuchen.

5.2.2.2 PSA Stufe 2

Die in der PSA Stufe 2 zu betrachtenden Ereignisse ergeben sich aus den relevanten Ereignissen der Stufe 1.

Darüber hinausgehend analysiert die PSA Stufe 2 das Verhalten der Rückhaltebarrieren und Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von Kernschadensfällen und bewertet die Anlagen-Schadenszustände.

5.2.3 Anwendung

(1) Bei wesentlichen Änderungen in der Anlage und des Betriebes sind die betroffenen Ereignisse und Sicherheitsfunktionen in der vorliegenden PSA neu zu bewerten. Als Basis für die Bewertung kann auf die integrale PSA zurückgegriffen werden.

(2) Bei Anwendungen probabilistischer Analysen für ereignis-/anlassbezogene Bewertungen sind Vorgehen, Umfang und Detaillierungsgrad fallbezogen. Der Einfluss eines Ereignisses oder Anlasses, z.B. Komponentenausfälle, auf die Verfügbarkeit der Sicherheitsfunktion(en) und ggf. das Sicherheitsniveau wird anhand der PSA der Stufe 1 aufgezeigt und damit die Bedeutung des Ereignisses beurteilt. Die vorhandene integrale PSA kann als Basisinformation zu einer Ereignisbewertung und deren Beurteilung herangezogen werden. Fallbezogen kann eine vereinfachte probabilistische Abschätzung zur Beurteilung des Anlasses ausreichend sein.

5.2.4 Methodik

(1) In der PSA wird die Fehler- und Ereignisbaumtechnik verwendet; die nachfolgenden Betrachtungen orientieren sich daran.

(2) In spezifischen Anwendungsfällen der probabilistischen Bewertung von Änderungen in der Anlage oder anlass-/ereignisbezogenen Bewertungen sind angemessene Ansätze zu verwenden.

5.2.4.1 Probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 1

(1) Als Eingangsinformation sind die Unterlagen zum Betrieb der Anlage und zur Systemauslegung heranzuziehen. Die Betriebserfahrungen inkl. Vorkommnisse sind auszuwerten und zu berücksichtigen. Der betrachtete Anlagenzustand ist geeignet zu dokumentieren.

(2) Als auslösende Ereignisse sind alle Ereignisse in Betracht zu ziehen, bei denen Systeme des bestimmungsgemäßen Betriebs (Normalbetrieb und anomaler Betrieb) zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern ausfallen oder nicht ausreichend wirksam sind und deshalb eine (Schnell-) Abschaltung des Reaktors und der Einsatz weiterer betrieblicher oder sicherheitstechnischer Systeme erforderlich wird, um den Reaktor in einen sicheren Zustand zu bringen.

Auslösende Ereignisse können verursacht werden durch das spontane Versagen einzelner oder mehrerer Komponenten oder durch fehlerhafte Ausführung vorgeplanter Personalhandlungen sowie durch anlageninterne oder anlagenexterne übergreifende Einwirkungen.

(3) Als Grundlage für die Auswahl der auslösenden Ereignisse dient die Zusammenstellung repräsentativer Ereignisse für DWR/SWR (Anhang B). Hieraus sind die anlagenspezifisch zu betrachtenden auslösenden Ereignisse abzuleiten.

(4) Bei den Analysen zum Nicht-Leistungsbetrieb sind dessen Besonderheiten wie

a) Fehlen von automatischen Maßnahmen

b) Freischalt- und Instandhaltungsmaßnahmen,

c) Einschränkungen in der Betriebsweise der Sicherheitssysteme

durch spezifische Vorgehensweisen bei der Durchführung einer PSA Rechnung zu tragen.

Den verschiedenen Phasen des Nicht-Leistungsbetriebes sollte durch eine entsprechende Unterteilung Rechnung getragen werden.

(5) Ein auslösendes Ereignis bzw. ein Ereignisablaufpfad braucht dann nicht weiter verfolgt werden, wenn die daraus resultierende Häufigkeit des Systemschadenszustandes kleiner als 10^{-7} pro Jahr ist. Ereignisse oder Ereignisablaufpfade mit Häufigkeiten kleiner als 10^{-6} pro Jahr können mittels ingenieurmäßigen Bewertungsverfahren weiterbehandelt werden.

Der Gesamtbeitrag aller vernachlässigten Ereignisse und Ereignisgruppen soll weniger als 20 % der jeweiligen Gesamthäufigkeiten betragen.

(6) Für relevante Ereignisse sind die verfahrenstechnischen Abläufe zu entwickeln, wobei die wirksam werdenden Betriebs- und Sicherheitssysteme bzw. weitere Maßnahmen (z.B. Reparaturmaßnahmen) zur Erfüllung einer Sicherheitsfunktion einbezogen werden.

Die Analysen und die Ergebnisse sind in den Ereignisablaufdiagrammen darzustellen.

Die Ermittlung von Systemwirksamkeiten (Funktion und Einsatzzeit) sollte vorzugsweise auf der Grundlage von Rechnungen mit realistischen Randbedingungen erfolgen.

(7) Im Rahmen der Systemanalyse sind mittels Fehlerbäumen die Unverfügbarkeiten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten der angeforderten Systemfunktion unter Berücksichtigung der Operatormaßnahmen und abhängiger sowie gemeinsam verursachter Ausfälle (GVA) zu bestimmen.

Für die Quantifizierung sind die Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten und auch der Operatormaßnahmen erforderlich.

(8) Grundsätzlich soll für die Häufigkeit der auslösenden Ereignisse sowie die Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten die anlagenspezifische Betriebserfahrung herangezogen werden.

Bei Verwendung generischer Daten ist die Übertragbarkeit auf die betrachtete Anlage darzustellen.

(9) Die Zuverlässigkeit der ereignisablaufbezogenen Personalhandlungen ist mittels geeigneter Verfahren zu bewerten, wobei die Diagnose der Situation, die Karenzzeit und die Durchführung explizit zu betrachten sind.

(10) Die quantitative Auswertung der Ereignisabläufe erfolgt durch Ermittlung der Unverfügbarkeiten der ereignisbezogenen Systemfunktionen inkl. Operator-Maßnahmen entsprechend Fehlerbaummodellierung mit Einbezug der jeweiligen Eintrittshäufigkeit des betrachteten Ereignisses.

Die Auswertung erfolgt im Allgemeinen mittels eines geeigneten Rechenprogramms; in einfachen Fällen reichen auch Handrechnungen.

Die Berechnung soll die

a) Unverfügbarkeit bzw. Zuverlässigkeit einer System- oder Sicherheitsfunktion

b) Häufigkeit der Systemschadens-/Kernschadenszustände pro Ereignis

c) Summenhäufigkeit der Systemschadens-/Kernschadenszustände liefern.

(11) Bei der Ergebnisdarstellung der Systemschadens-/Kernschadenszustände zum Nicht-Leistungsbetrieb sind die resultierende Häufigkeitswerte aus den einzelnen Betriebsphasen zusammenfassend darzustellen.

(12) Die sicherheitstechnische Bedeutung der Komponenten oder Maßnahmen ist mit Hilfe von Importanz- und Sensitivitätsanalysen zu ermitteln. Für die Summenhäufigkeit ist das Unsicherheitsband resultierend aus Streubreiten der Zuverlässigkeitskenngrößen abzuleiten.

5.2.4.2 Probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 2

(1) Die PSA der Stufe 2 hat die Bewertung der anlagentechnischen Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von Kernschadensfällen mit Beschreibung des Anlagenschadenszustandes zum Ziel.

(2) Dazu sind zu bewerten:

a) auf deterministischer Basis soweit für die probabilistische Bewertung erforderlich:
   aa) Thermohydraulische und -dynamische Zustände in der DFU, im SHB und ggf. in angrenzenden Räumen
   ab) Strukturverhalten der DFU und des SHB für repräsentative Lastfälle
   ac) Identifikation möglicher Freisetzungspfade aus der Anlage mit zeitlichem Rahmen und einfacher Klassifizierung der Auswirkung
b) mit probabilistischen Bewertungen:
   ba) Erstellung und Bewertung von Ereignisbäumen für repräsentative Kernschadensszenarien bis hin zu Freisetzungen aus der Anlage
   bb) Wahrscheinlichkeit für die Ereignisablaufverzweigungen in Abhängigkeit vom Unfallablauf und den Freisetzungsmechanismen
   bc) Importanz von Ereignisablaufszenarien sowie anlagentechnischen Maßnahmen zur Verhinderung und Begrenzung von Freisetzungen, inkl. von Kernschadensszenarien und deren Ursachen aus der PSA Stufe 1.

(3) Die Ereignisbaumanalyse zu repräsentativen Kernschadensszenarien hat die physikalischen Phänomene (z.B. Wasserstoffverbrennung), die Erkenntnisse aus der Strukturbewertung sowie systemtechnische Maßnahmen und zugehörige Wahrscheinlichkeiten zu integrieren und Anlagenschadenszustände zu ermitteln.

(4) Vergleichbare Anlagenschadenszustände sind zu Freisetzungskategorien zusammen zu fassen. Kriterien für die Differenzierung sind zu erwartende Auswirkung und Zeitpunkte der Freisetzung. Auch die kontrollierten Zustände sind auszuweisen.

(5) Zur Ergebnisbewertung sind Unsicherheitsanalysen sowie Importanz- und Sensitivitätsbetrachtungen durchzuführen und für die Freisetzungskategorien auszuweisen.

(6) Als Ergebnis der PSA Stufe 2 sind die definierten Freisetzungskategorien und zugehörigen Importanz-, Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen zu diskutieren.

5.2.5 Ergebnisbewertung

5.2.5.1 Ergebnisbewertung bei Sicherheitsbewertungen

(1) Probabilistische Analysen im Rahmen von Sicherheitsbewertungen dienen dazu, das durch die Gesamtheit sicherheitstechnischer Einrichtungen und Maßnahmen erreichte integrale Sicherheitsniveau quantitativ zu bewerten und Aussagen zur Ausgewogenheit der Sicherheitsauslegung zu machen. Dazu sind die Ergebnisse der PSA heranzuziehen.

(2) Für deutsche Anlagen vorliegende probabilistische Sicherheitsanalysen weisen für den Leistungsbetrieb als Summenhäufigkeiten Erwartungswerte von Kernschäden um 10^{-5}/ Jahr aus. Ergebnisse für den Nichtleistungsbetrieb liegen in der gleichen Größenordnung. Diese Ergebnisse dienen als Orientierungsgröße ausschließlich für die Ergebnisbewertung von probabilistischen Analysen. Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen sollten maximal im Bereich um eine Größenordnung oberhalb dieses Wertes liegen. Der Referenzwert für eine große, frühe Freisetzung soll um etwa eine Größenordnung unterhalb der Summenhäufigkeiten von Kernschäden liegen.

Zur Bewertung der Aussagesicherheit der Summenhäufigkeit ist die Unsicherheitsanalyse der integralen PSA heranzuziehen. Das aus der statistischen Unsicherheitsanalyse resultierende 95%-Perzentil soll maximal in einer Bandbreite von etwa einer Größenordnung oberhalb des Erwartungswertes liegen.

(3) Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts wird aus einem Vergleich der summierten Ereignisablaufpfade einzelner einleitender Ereignisse mit den Summenhäufigkeiten von System- bzw. Kernschadenszuständen abgeleitet. Dabei ist anzustreben, dass eines oder wenige einleitende Ereignisse nicht numerisch dominant zur Summenhäufigkeit gemäß (2) beitragen. Als Referenzwert für vorliegende probabilistische Sicherheitsanalysen deutscher Anlagen wird praktiziert, dass

a) die Summenhäufigkeit eines Ereignisablaufes weniger als 60% oder
b) die Summenhäufigkeit zweier Ereignisabläufe weniger als 80%

zur Summenhäufigkeit gemäß (2) beitragen sollten.

Der Beitrag des Nichtleistungsbetriebs zu Summenhäufigkeiten von System- bzw. Kernschadenszuständen sollte den Beitrag des Leistungsbetriebs nicht übersteigen.

Ein weiteres Kriterium der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts ist, dass bei den Kernschadenszuständen der Beitrag von Szenarien mit weiterem Verlauf im Niederdruckbereich (ND-Szenarien) den Beitrag von Szenarien im Hochdruckbereich (HD-Szenarien) überwiegt.

Diese beiden Kriterien verlieren an Bedeutung, wenn probabilistische Sicherheitsanalysen Summenhäufigkeiten ausweisen, die um mehr als eine Größenordnung unterhalb des Orientierungswertes aus (2) liegen.

5.2.5.2 Ergebnisbewertung bei wesentlichen Änderungen

(1) Probabilistische Analysen können bei der sicherheitstechnischen Bewertung geplanter wesentlicher Änderungen hinzugezogen werden. Unter wesentlichen Änderungen werden hier insbesondere technische Veränderungen (z. B. Um- oder Nachrüstungen) oder Maßnahmen (z. B. Änderung von Prüfzyklen oder Prozeduren) verstanden, die nennenswerte Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben.

(2) Bei Anwendung probabilistischer Analysen zur Bewertung wesentlicher Änderungen sind die Ereignisablauf- und Fehlerbaummodelle der integralen PSA, Level 1, heranzuziehen.

(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier auf die Bewertung der statistischen Unverfügbarkeit und numerischen Bedeutung der von einer wesentlichen Änderung betroffenen Sicherheitsfunktionen ab. Die Bewertung der numerischen Bedeutung von Sicherheitsfunktionen soll sich in der Regel an der Häufigkeit von Systemschadenszuständen orientieren.

Es ist zu analysieren,

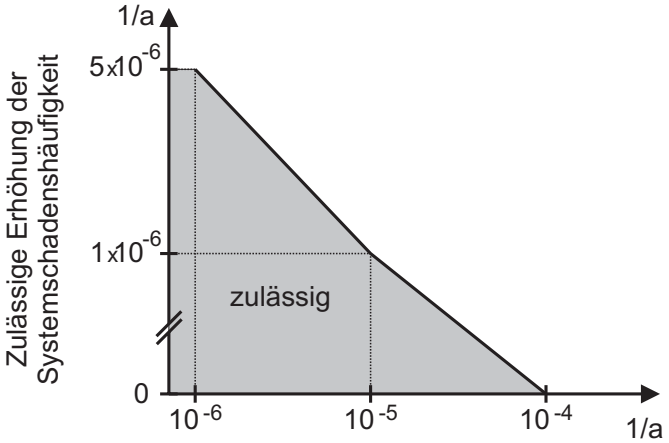
a) welche Sicherheitsfunktionen von der Änderung betroffen sind,
b) wie sich die jeweilige statistische Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch die Änderung numerisch verändert.

Dazu sind die betroffenen Ereignis- und Fehlerbaummodelle so zu überarbeiten und neu zu quantifizieren, dass ein Ergebnisvergleich der Sicherheitsfunktionen vor und nach der Änderung möglich wird.

(4) Durch wesentliche Änderungen sollten sich die statistischen Unverfügbarkeiten der betroffenen Sicherheitsfunktionen grundsätzlich nicht erhöhen. Folgende Ausnahmen sind in gestaffelter Form zulässig:

a) Eine sich durch eine wesentliche Änderung ergebende erhöhte Unverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen kann durch die probabilistisch nachweisbare Verbesserung anderer Sicherheitsfunktionen so kompensiert werden, dass die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen nicht erhöht wird.

b) Wenn die probabilistische Kompensation gemäß a) nicht nachweisbar ist, sind erhöhte Unverfügbarkeiten von Sicherheitsfunktionen dann zulässig, wenn die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen nur so erhöht wird, dass der vor der Änderung vorliegende Häufigkeitsbereich des Sicherheitsniveaus quasi nicht verlassen wird. Der maximal zulässige Betrag einer Häufigkeitserhöhung orientiert sich damit an der Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen, die vor der wesentlichen Änderung vorlag. Orientierungswerte für maximal zulässige Erhöhungen zeigt die folgende Abbildung:



(5) Sich durch wesentliche Änderungen ergebende erhöhte statistische Unverfügbarkeiten der betroffenen Sicherheitsfunktionen sind weiterhin zulässig, wenn einer anderen qualitativen sicherheitstechnischen Argumentation Vorrang zu geben ist, die sich der gängigen probabilistischen Modellbildung entzieht.

5.2.5.3 Ergebnisbewertung bei Einzelbewertungen (anlassbezogene Bewertungen)

(1) Probabilistische Analysen sind bei der Einordnung der Sicherheitsrelevanz bestimmter Ereignisse/Anlässe (z. B. Komponentenausfälle, Verschiebung von Prüfungen) sowie der Bewertung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen aufgrund derartiger Ereignisse/Anlässe heranzuziehen. Es ist zu analysieren, ob die Ereignisse/Anlässe potentielle Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben können.

(2) Für probabilistische Analysen zur Bewertung der Ereignisse/Anlässe sind die Ereignisablauf- und Fehlerbaummodelle der integralen PSA, Level 1, heranzuziehen.

(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier im ersten Schritt auf die ereignis-/anlassbezogene Neubewertung (i.d.R. Erhöhung) der statistischen Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion bzw. -funktionen ab. Es ist zu analysieren,

a) welche Sicherheitsfunktionen vom Ereignis/Anlass betroffen sind,

b) wie sich die jeweilige statistische Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch das Ereignis/den Anlass numerisch verändert.

Dazu sind die betroffenen Ereignis- und Fehlerbaummodelle der integralen PSA so zu überarbeiten und neu zu quantifizieren, dass ein Ergebnisvergleich der betroffenen Sicherheitsfunktionen vor und nach Ereignis- bzw. Anlasseintritt möglich wird.

(4) Ergibt sich aus (3) eine nicht unwesentliche ereignis- bzw. anlassbezogene Erhöhung der Unverfügbarkeit einer Sicherheitsfunktion, ist im zweiten Schritt zu berechnen, wie sich diese Erhöhung auf die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen auswirkt. Anschließend ist eine Differenzbildung der Systemschadenszustände nach/vor Ereignis/Anlass vorzunehmen.

Die so ermittelte Differenz ist ein Indikator für den ereignis- bzw. anlassbezogenen Risikozuwachs. Durch Multiplikation mit einem Zeitraum (z. B. für die Tolerierung eines Schadensbefundes) ergibt sich ein kumulativer Risikozuwachs im Vergleich zum Anlagenrisiko vor Ereignis-/Anlasseintritt. Ein Orientierungswert für einen tolerierbaren Zeitraum T_{tol} (in Jahren), in dem ein Anlass oder Ereignis das Anlagenrisiko befristet erhöhen darf, ist aus folgender Beziehung ableitbar:

$$T_{tol} < 10^{-5} / (SSH_{\text{bei Anlass/Ereignis}} - SSH_{\text{vor Anlass/Ereignis}})$$

wobei $SSH_{\text{vor Anlass/Ereignis}}$ die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen vor Eintritt eines Anlasses/Ereignisses (in 1/a) und $SSH_{\text{bei Anlass/Ereignis}}$ die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen bei bzw. nach Eintritt eines Anlasses/Ereignisses (in 1/a) bedeutet.

Der Risikozuwachs durch einen Anlass bzw. Ereignis soll mit o.a. Beziehung also in der Regel kleiner als 10^{-5} 1/a sein. Nach Ablauf des tolerierbaren Zeitraums T_{tol} soll in der Regel wieder das probabilistische Sicherheitsniveau $SSH_{\text{vor Anlass/Ereignis}}$ erreicht werden.

5.3 Ingenieurmäßige Bewertung

5.3.1 Einleitung

(1) Neben den analytischen deterministischen und probabilistischen Nachweismethoden sind auch die Verfahren der ingenieurmäßigen Bewertung als deterministische Nachweismethode in vielen Fällen hinreichend belastbar, so dass nicht bei jedem Nachweis ein analytisches Verfahren anzuwenden ist.

(2) Die Nutzung der “Ingenieurmäßigen Bewertung” bei der Beurteilung von technischen Einrichtungen findet zunehmend Anwendung. Dem liegt die Erfahrung aus dem Betrieb kerntechnischer Anlagen, aus systematischen Ereignisbewertungen in kerntechnischen und vergleichbaren industriellen Anlagen, aus Großversuchen, aus erweiterten Labor- und Testerkenntnissen zu Komponentenverhalten sowie aus der Anwendung verbesserter analytischer Nachweise und Methoden zu Grunde.

5.3.2 Verfahren

Die Verfahren der ingenieurmäßigen Bewertung beruhen auf vorangegangenen analytischen (detaillierten) deterministischen Untersuchungen und sind charakterisiert durch

a) Übertragungen vorhandener detaillierter Untersuchungen

b) Übertragung von Betriebserfahrungen

c) Ermittlung technischer Zusammenhänge, ggf. mit Hilfe einfacher Hilfsmittel und Methoden.

d) Festlegungen der räumlichen Anordnung von technischen Einrichtungen

e) Festlegungen, bei denen keine hohe Genauigkeit erforderlich ist.

Die Verfahren der ingenieurmäßigen Bewertung können in folgende Gruppen eingeteilt werden:

5.3.2.1 Standardisierte Verfahren

Grundlage für diese Verfahren bilden vorausgegangene detaillierte Untersuchungen zu häufig auftretenden Fragestellungen. Diese Untersuchungen umfassen bekannte und üblicherweise angewandte deterministische Nachweismethoden. Bei in der Vergangenheit durchgeführten Untersuchungen wurden in diesen Verfahren bei vergleichbaren, immer wieder auftretenden Randbedingungen naturgemäß stets ähnliche Ergebnisse erzielt. Zur Vereinfachung des Nachweisverfahrens wurden deshalb die technischen Zusammenhänge und die Ergebnisse mit den zugehörigen Randbedingungen derart aufgearbeitet und zu generischen Ergebnisgruppen zusammengefasst und katalogisiert, dass daraus ein einfach zu interpretierender Katalog oder eine einfach anzuwendende Richtlinie stand. Bei der Anwendung derartiger Kataloge sind keine weiteren Nachweise erforderlich.

Zu diesen Katalogen gehören beispielsweise

a) Verlegerichtlinie
b) Spezifikationen
c) Halterungskatalog
d) Brandschutzkatalog
e) Komponentenkatalog
f) anerkannte Konstruktionsgrundsätze und Auslegungsannahmen

5.3.2.2 Erfahrungsbasierte Betrachtungen

Voraussetzung für diese Verfahrensweise sind ebenfalls Kenntnisse aus vorausgegangenen analytischen (detaillierten) Betrachtungen. Aufgrund dieser schon vorliegenden Ausarbeitungen können Ergebnisse unter definierten Randbedingungen übertragen werden oder es kann eine vergleichbare Betrachtung modellhafter konservativer Annahmen zugrunde gelegt werden.

Darunter fallen

a) Grenzbetrachtungen
b) Ähnlichkeitsverfahren
c) Worst-case-Betrachtungen
d) Plausibilitätsbetrachtungen
e) Übertragbarkeitsverfahren
f) Anlagenbegehungen
g) Trendverfolgung
h) Näherungsverfahren

Die Grundlagen der Betrachtung und deren Ergebnisse sind nachvollziehbar zu dokumentieren.

5.3.2.3 Experimentelle Verfahren

Eine weitere ingenieurmäßige Betrachtungsweise ist die Untersuchung und Nachweisführung anhand von Einzeleffektanalysen, von phänomenologischen Untersuchungen oder die empirische Übertragung.

Dazu gehören

a) Modellversuche
b) Versuchsaufbauten mit Originalteilen

5.3.3 Anwendbarkeit/Zulässigkeit von ingenieurmäßigen Bewertungen

(1) Der Anwendungsbereich für die Verfahrensweise der ingenieurmäßigen Bewertung erstreckt sich über alle Sicherheitsebenen, allerdings mit unterschiedlichem Umfang. Der grundsätzliche Einsatzumfang ist im folgenden charakterisiert.

(2) Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sind die gewonnenen Erfahrungen bei laufenden Anlagen aussagekräftiger als die im Vorfeld der Errichtung durchgeführten Untersuchungen und Analysen. Daher bieten sich hier Auswertungen der Betriebserfahrungen als Mittel zur Sicherheitsbewertung an.

(3) Der ingenieurmäßigen Bewertung kommt auf der Sicherheitsebene 3 mit zunehmender Erfahrung wachsende Bedeutung zu, auch wenn hier analytische deterministische Nachweise vorrangig sind. Ergänzend können aus dem Bereich der ingenieurmäßigen Ansätze Anlagenbegehungen als alternatives Mittel einer Sicherheitsbewertung angemessen eingesetzt werden.

(4) Auf der Sicherheitsebene 4 werden ingenieurmäßige Bewertungen verstärkt eingesetzt. Insbesondere auf der Sicherheitsebene 4b handelt es sich bei den durchzuführenden Maßnahmen um die Nutzung der Reserven einer Anlage. Dabei ist es ausreichend, auf eine repräsentative detaillierte Untersuchung zurückzugreifen. Mit den o. g. Methoden der ingenieurmäßigen Bewertung ist es angemessen, die vorliegenden Ergebnisse auf die konkrete Anlage zu übertragen. Für Aussagen zur Wirksamkeit der betreffenden Maßnahme sind Plausibilitätsbetrachtungen ausreichend. Diese sind nachvollziehbar zu dokumentieren.

5.3.4 Voraussetzung

(1) Voraussetzung für die Durchführung der ingenieurtechnischen Bewertung sind einschlägige Erfahrungen und Kenntnisse der anwendenden Personen in dem betrachteten Sachgebiet. Konkrete Tätigkeiten und Detailbearbeitungen an vergleichbaren Einrichtungen, Systemen und Maßnahmen sind Voraussetzung für die Eignung, eine ingenieurtechnische Bewertung durchführen zu können.

(2) Bei Anwendung auf interdisziplinäre und komplexe Fragestellungen ist eine Bearbeitung durch ein Team durchzuführen, wobei die relevanten Aspekte durch einschlägige Experten zu beurteilen sind. Die Gesamtaussage ist im Expertenkreis gemeinsam zu diskutieren und abzustimmen.

(3) Die ingenieurtechnische Bewertung muss sich auf konkrete Referenzen bzw. eindeutige Kriterien abstützen. Für diese müssen Nachweise bzw. Erfahrungen in hinreichender Tiefe vorliegen und die Übertragbarkeit muss nachgewiesen werden. Dabei sind die wichtigsten und sensitiven Parameter zu identifizieren, zu begründen und zu bewerten.

(4) Beispielhaft wird das Verfahren bei Begehungen dargestellt. Hierfür sind vorbereitend konkrete Beurteilungskriterien zu schaffen, die neben konstruktiven Randbedingungen (Geometrie, Lastabtrag, Kraftfluss) auch konzeptionelle Dinge (Umfeld, Redundanztrennung) und Fehlerauswirkungen hinterfragen. Hierzu sind vorab Checklisten mit den wesentlichen Überprüfungsparametern auszuarbeiten. Die Beobachtungen sind im Rahmen von Befundprotokollen zu dokumentieren und auszuwerten.

(5) Grenzen der Anwendung ingenieurtechnischer Bewertungen sind dann gegeben, wenn aufgrund zu hoher Komplexität der zu beurteilenden Einrichtungen oder der Anforderungen keine eindeutigen Beurteilungskriterien existieren oder abgeleitet werden können. Auch für den Fall, dass die technische Aussage nicht mit hinreichender Sicherheit und Eindeutigkeit formuliert werden kann, sind ergänzende analytische Bewertungen durchzuführen.

5.4 Anforderungen an die Aussagesicherheit von Analyseverfahren

5.4.1 Anforderungen an Analyse-Rechenprogramme und Modelle

(1) Der Detaillierungsgrad der eingesetzten Rechenprogramme sowie der verwendeten Modellierung orientiert sich an der Komplexität der Aufgabenstellung.

(2) Die eingesetzten Analyse-Rechenprogramme müssen validiert und verifiziert sein. Das Verfahren zur Validierung und Verifizierung ist abhängig von der Genauigkeitsanforderung an die Ergebnisse.

(3) Analyseverfahren, die zur Nachweisführung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 erforderlich sind, müssen verifiziert und validiert sein. Dies ist möglichst realitätsnah an Hand tatsächlich auftretender Ereignisse oder Lasten vorzunehmen.

(4) Analyseverfahren zur Nachweisführung auf Sicherheitsebene 3 sind zu verifizieren und möglichst zu validieren. Für die Validierung sind Ergebnisse von Experimenten heranzuziehen.

(5) Auf der Sicherheitsebene 4 sind möglichst Modelle anzuwenden, die auch für Nachweise auf Sicherheitsebene 3 eingesetzt werden. Ist dies nicht möglich, sind die Modelle entsprechend dem aktuellen Kenntnisstand aufzubauen und zu verifizieren.

(6) Die Konservativität der Ergebnisse ist durch die Wahl der Anfangs- und Randbedingungen angemessen festzulegen. Maßgeblich für die Summe der Konservativitäten ist das Nachweisziel.

5.4.1.1 Verifikation

H i n w e i s :
Durch Verifikation wird sichergestellt, dass das verwendete Analyse-Rechenprogramm geeignet ist, die zu untersuchende Problemstellung zuverlässig zu beschreiben. Verifikation ist der Prozess zum Nachweis, dass das implementierte Modell die mit der konzeptionellen Beschreibung des Modells durch den Entwickler verbundene Absicht zur Berechnung eines physikalischen Sachverhalts angemessen repräsentiert.

(1) Die verwendeten Rechenmethoden müssen in der Lage sein, die sicherheitstechnischen Kenngrößen sowie die zur Verifizierung der Rechenmethoden erforderliche Messgrößen zu bestimmen.

(2) Berechnungssysteme, die für sicherheitstechnische Nachweise eingesetzt werden, müssen für den jeweiligen Anwendungsbereich verifiziert sein.

(3) Bei der Verifikation des Berechnungssystems sind die systematischen und unsystematischen Fehler zu ermitteln. Nachgewiesene systematische Abweichungen der Ergebnisse von Referenzwerten dürfen durch entsprechende Anpassungskorrekturen am Ergebnis korrigiert werden.

(4) Das zu verifizierende Berechnungssystem ist auf Referenzprobleme anzuwenden, für die entweder theoretische oder qualifizierte Referenz-Messergebnisse vorliege. Teile eines Berechnungssystems dürfen für sich allein verifiziert werden.

(5) Als Referenzlösungen sind Ergebnisse von Berechnungssystemen, die entweder

a) bereits verifiziert sind, oder
b) die zu berechnenden physikalischen Sachverhalte durch realistischere Modelle darstellen zu verwenden.

(6) Liegen keine Referenzmessergebnisse vor und ist eine Extrapolierbarkeit auf nicht verifizierte Anwendungsbereiche erforderlich, so sind vorzugsweise theoretische Referenzlösungen, sog. Benchmark-Probleme, heranzuziehen.

(7) Bei der Anwendung von Korrelationen und Tabellen sind die durch die Experimente vorgegebenen Parametergrenzen einzuhalten. Falls in Ausnahmefällen Extrapolationen erforderlich werden, muss ihre Zulässigkeit begründet werden.

Die systematischen und statistischen Fehler von Korrelationen und Tabellen physikalischer Zusammenhänge sind zu ermitteln. Sie gehen entweder unmittelbar oder durch Zuschläge in die Analyse ein.

5.4.1.2 Validation:

H i n w e i s :
Durch Validation wird die Eignung der in einem Rechenprogramm verwendeten Modelle bestimmte Problemstellungen bzw. Phänomene in den relevanten Parameterbereichen beschreiben zu können, nachgewiesen.

(1) Die Ergebnisse der Rechenprogramme müssen nachvollziehbar sein und möglichst mit den Ergebnissen von Experimenten, Anlagentransienten, Standardproblemen oder den Ergebnissen anderer Rechenprogramme verglichen worden sein. Bei dem Vergleich von mit realistischen oder „best estimate“-Rechenprogrammen erhaltenen Ergebnissen mit Experimenten sollen die Messwerte nicht abdeckend wiedergegeben werden, sondern möglichst mit deren Mittelwerten übereinstimmen.

(2) Experimente sollen den Betriebsbereich der Reaktoranlage hinsichtlich der wesentlichen Parameter überdecken. In Fällen, wo eine Nachbildung der originalen Reaktorbedingungen nicht erfolgt ist, muss die Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse auf Reaktorverhältnisse begründet werden.

5.4.2 Anforderungen an Daten

Bei der Erstellung von Modellierungen und Datensätzen für bestehende Einrichtungen und Anlagen sollten die Ist-Daten herangezogen werden. Die Datenunsicherheit ist möglichst gering zu halten. Die Unsicherheiten der Analyseergebnisse aufgrund der verbleibenden Datenunsicherheiten soll durch die Vorgehensweise bei der Auswahl der Ausgangs- und Randbedingungen abgedeckt werden.

Bei den Daten, bei denen ein Toleranzband vorliegt, wird entweder der für die jeweilige Analyse konservative Wert angenommen oder, falls eine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wird, das Toleranzband verwendet.

5.4.3 Unsicherheiten

(1) Die verbleibende Unsicherheit der Analyseergebnisse ist insbesondere für die realitätsnahen Rechnungen möglichst zu bestimmen. Für konservative Analysen sind die Unsicherheiten einschließlich der Modellunsicherheiten durch die Wahl ausreichend begründeter konservativer Anfangs- und Randbedingungen abzudecken.

(2) Mittels Sensitivitätsanalysen ist der ungünstigste Einzelfehler, der ungünstigste Ausfall aufgrund von Instandhaltung, bei der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen zusätzlich die ungünstigste Bruchgröße und Bruchlage sowie der ungünstigste Kernzustand im Hinblick auf die gespeicherte Energie und die Leistungsverteilung zu.

(3) Durch Vergleich der Ergebnisse aus Nachrechnungen von relevanten Experimenten oder Anlagentransienten kann die Unsicherheit der Analyseergebnisse aufgrund von Modell- und Datenunsicherheit bestimmt werden.

(4) Alternativ kann die Unsicherheit der Ergebnisse über eine Unsicherheitsanalyse bestimmt werden. Diese ist konsequent von den Eingangsdaten, Randbedingungen und Modellen bis hin zu den Ergebnissen durchzuführen. Dazu wird für einen Eingangsparameter kein Einzelwert, sondern eine Verteilung verwendet, die den Kenntnisstand zu dem jeweiligen Parameter ausdrückt. Abhängig von der Verteilung der Eingangsparameter ergibt sich eine entsprechende Ergebnisdarstellung, mit der die Auswirkung sämtlicher einbezogener Eingangsparameter auf die Unschärfe des Rechenergebnisses quantifiziert wird.

(5) Für die Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren sind statistische Verfahren anzuwenden. Damit ist zu zeigen, dass die Nachweiskriterien mit mindestens 95% Wahrscheinlichkeit nicht überschritten werden.

(6) Auf eine Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren bei realistischen Analysen kann verzichtet werden, wenn das

Ergebnis unterhalb des Nachweiskriteriums, vermindert um den oberen Teil des 95%-Toleranzbandes des ungünstigsten Falles der betreffenden Ereignisklasse, liegt.

6 Anforderungen an die Zuverlässigkeit technischer Ausführungen von Barrieren- und Sicherheitsfunktionen

6.1 Allgemeines

Zuverlässigkeitsanforderungen sind grundsätzlich deterministisch orientiert. Zum Nachweis einer vorhandenen Zuverlässigkeit können auch probabilistische Analysen oder Abschätzungen sowie Ergebnisse aus der Auswertung der Betriebserfahrung herangezogen werden.

6.2 Sicherheitsebenenbezogene Anforderungen

(1) Durch Auslegung, Herstellung, Errichtung und Inbetriebsetzung ist höchste Qualität der technischen Einrichtungen sicherzustellen. Mit den betriebsbegleitenden Maßnahmen, beschrieben in Kapitel 6.5, ist dafür zu sorgen, dass diese Qualität erhalten bleibt.

Die Anforderungen an die Zuverlässigkeit von technischen Einrichtungen und Maßnahmen ist abhängig von den jeweils zu betrachtenden Sicherheitsebenen.

6.2.1 Sicherheitsebene 1

(1) Folgende Zuverlässigkeitsanforderungen sind charakteristisch:

a) ausreichende Sicherheitszuschläge bei der Auslegung von Systemen und Komponenten
b) sorgfältige Auswahl der Werkstoffe, angemessene Werkstoffprüfungen
c) umfassende Qualitätssicherung bei Fertigung, Errichtung und Betrieb
d) unabhängige Prüfung der erreichten Qualität
e) Überwachung der Qualität entsprechend der betrieblichen Belastung durch wiederkehrende Prüfungen
f) Instandhaltungsfreundlichkeit der Systeme unter Berücksichtigung möglicher Strahlenexposition des Personals
g) sichere Überwachung der Betriebszustände
h) Berücksichtigung von Betriebserfahrungen
i) umfassende Schulung des Betriebspersonals
j) Verhinderung von Fehlbedingungen, z.B. durch Verriegelungen

Die Prüfung der Einhaltung der Zuverlässigkeitsanforderungen erfolgt durch die Erfassung und Auswertung repräsentativer Merkmale der Qualität in der Betriebserfahrung. Dabei ist zu prüfen, ob Grenzen der Auslegung erreicht oder festgelegte Sicherheitszustände unzulässig abgebaut werden. Weitere Ausführungen hierzu enthält Kapitel 6.1.2.1.

6.2.2 Sicherheitsebene 2

(1) Auf der zweiten Sicherheitsebene sind Betriebsstörungen durch inhärente Sicherheitseigenschaften der Anlage und mit Hilfe von Einrichtungen und Maßnahmen so zu begrenzen, dass die Anlage innerhalb der Auslegungsgrenzen für den bestimmungsgemäßen Betrieb gehalten wird. Solche Vorkehrungen auf der zweiten Ebene sind:

a) die Auslegung des Reaktorkerns mit dem Ziel, dass auch bei Ausfall von Regeleinrichtungen der Kern ohne aktiven Eingriff stabile Temperatur- und Druckzustände einnimmt
b) Zustands- und Störungsmeldungen auf der Warte zur Information des Betriebspersonals und um manuelle Gegenmaßnahmen zu ermöglichen
c) Begrenzungs- und Aggregateschutzeinrichtungen, die die Anlage innerhalb zulässiger Auslegungsgrenzen halten.

(2) Durch diese Vorkehrungen ist zu verhindern, dass Betriebsstörungen sich zu Störfällen ausweiten. Die Einrichtungen und Maßnahmen sind den Einrichtungen des Normalbetriebs überlagert, besitzen eine höhere Qualität gegenüber Sicherheitsebene 1 und haben Vorrang vor Maßnahmen der Sicherheitsebene 1. Funktionen der Sicherheitsebene 2 können im Einzelfall auch von Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 wahrgenommen werden. Die Vorrangigkeit der Funktionen der Sicherheitsebene 3 muss jedoch gewährleistet sein.

6.2.3 Sicherheitsebene 3

Auf dieser Sicherheitsebene gelten die in Kapitel 6.4 angegebenen Zuverlässigkeitsanforderungen. Dabei müssen Sicherheitsfunktionen, die zur Einhaltung der Schutzziele notwendig sind, grundsätzlich durch Sicherheitssysteme bzw. Komponenten davon erfüllt werden. Sicherheitsfunktionen können aber auch durch Betriebssysteme mit entsprechender Wirksamkeit und Zuverlässigkeit wahrgenommen werden. Dabei können Systeme oder Komponenten für mehrere Sicherheitsfunktionen herangezogen werden. Die Komponenten und Systeme sind ihrer Bedeutung bei der Erfüllung der Sicherheitsfunktion entsprechend auszulegen und zu betreiben. Für die Durchführung von Sicherheitsfunktionen erforderliche Hilfs- und Versorgungsfunktionen sind als Teil der Sicherheitsfunktionen selbst zu betrachten.

6.2.4 Sicherheitsebene 4

(1) Für die Beherrschung der sehr seltenen Ereignisse der Sicherheitsebene 4a können speziell ausgerüstete und geschützte Einrichtungen zum Betrieb und zur Störfallbeherrschung eingesetzt werden. Darüber hinaus können auch zusätzliche Einrichtungen und Maßnahmen vorgesehen werden.

(2) Als AM-Maßnahmen auf der Sicherheitsebene 4b können am jeweiligen Anlagenzustand ausgerichtete Einrichtungen und Maßnahmen des Betriebes zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen als Maßnahme des anlageninternen Notfallschutzes unter Nutzung der Auslegungsreserven sowie die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von ATWS und der Notstandsfälle, ggf. in Verbindung mit eigens für AM-Maßnahmen vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen zur Verhinderung eines Kernschadensfalles und dessen Begrenzung genutzt werden.

(3) Für die Maßnahmen und Einrichtungen werden keine erhöhten Zuverlässigkeits- und Qualitätsanforderungen wie für Maßnahmen der Sicherheitsebene 3 gestellt. Es wird ein Vorgehen auf best-estimate Basis unter Nutzung der Auslegungsreserven angewendet. Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 müssen rückwirkungsfrei bezüglich der Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 sein.

6.3 Probabilistische Anforderungen

(1) Die vorhandene Zuverlässigkeit der Gesamtheit der sicherheitstechnischen Schutzmaßnahmen wird quantitativ durch probabilistische Zahlenwerte für das vorhandene Sicherheitsniveau bestimmt.

Die zu erreichenden Zielwerte für ein Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerkes, das die deterministischen Zuverlässigkeitsanforderungen erfüllt, sind in Kapitel 5.2.5 erläutert.

6.4 Zuverlässigkeitsanforderungen für Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebene 3

6.4.1 Einzelfehler

Die Anforderungen bezüglich Einzelfehler sind in den „Interpretationen zu den Sicherhetiskriterien – Einzelfehlerkonzept – Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums“ erläutert.

6.4.2 Diversität

(1) Zur Vermeidung gleichzeitig auftretender Fehler gemeinsamer Ursache in Sicherheitssystemen sind möglichst diversitär wirksame Maßnahmen und Einrichtungen vorzusehen. Als diversitär gelten sowohl physikalisch unterschiedliche Wirkprinzipien, unterschiedliche Verfahren als auch Produkte unterschiedlicher Hersteller. Ersatzweise kann durch zeitlich versetzte wiederkehrende Prüfungen oder verkürzte Prüfzyklen derartigen Fehlern begegnet werden.

Die Anregung von Schutzaktionen soll grundsätzlich durch verschiedenartige Prozessvariable erfolgen, ansonsten sollen gleichwertige Lösungen herangezogen werden.

6.4.3 Schutz bei übergreifenden Einwirkungen

Sicherheitsfunktionen sind gegen Ausfall durch systemübergreifende Einwirkungen zu schützen. Das kann beispielsweise durch räumliche Trennung, entsprechend große Abstände zueinander oder andere Maßnahmen erfolgen. An unvermeidbaren Verbindungsstellen ist die Unabhängigkeit redundanter Ausführungen von Sicherheitsfunktionen durch Entkopplung sicherzustellen. Die Entkopplung muss rückwirkungsfrei ausgebildet sein.

6.4.4 Fehlertoleranz, fail-safe Eigenschaften

Die Anforderungen an die Fehlertoleranz erfordern einen fehlertoleranten Aufbau (Redundanz, Diversität). Fail-safe Eigenschaften können durch ein fehlersicheres Verhalten des Systems, durch das beim Auftreten oder Erkennen von Fehlern der Prozess in einen sicheren Zustand überführt wird, erfüllt werden.

6.4.5 Automatisierungsgrad

Schutzmaßnahmen sollen grundsätzlich automatisch ausgelöst werden. Handmaßnahmen sind nur in begründeten Ausnahmefällen zulässig. Maßnahmen und Einrichtungen zur Störfallbeherrschung sollen so ausgelegt sein, dass notwendige von Hand auszulösende Schutzaktionen zur Störfallbeherrschung nicht vor Ablauf einer angemessenen Zeit erforderlich werden. Als Richtzeit gilt ein Zeitraum von 30 Minuten.

6.4.6 Sichere Ansteuerung und Überwachung der Sicherheitssysteme

(1) Eine sichere Ansteuerung von kurzfristig erforderlichen Sicherheitsfunktionen ist durch das Reaktorschutzsystem zu gewährleisten. Die Ansteuerung muss so zuverlässig sein, dass sie die Nichtverfügbarkeit der entsprechenden Sicherheitsfunktion nicht bestimmt und Fehlauslösungen mit hoher Zuverlässigkeit vermieden werden.

(2) Überwachungssysteme wie z.B. der Aggregateschutz müssen entsprechend ihrer Rangigkeit ausgelegt werden. Im Fall, dass Signale von Überwachungssystemen Vorrang vor Reaktorschutzsignalen haben, sind diese Systeme nach den Zuverlässigkeitsanforderungen der Ebene 3 auszulegen.

6.4.7 Trennung Sicherheitsleitsystem von Betriebssystemen

Bei Verwendung gemeinsamer Komponenten oder Systemfunktionen hat die Sicherheitsfunktion immer Vorrang vor den Aufgaben des Betriebssystems. Dabei ist die Rückwirkungsfreiheit sicherzustellen.

6.4.8 Berücksichtigung von Umgebungseinflüssen

Die Zuverlässigkeit erforderlicher Funktionen muss bei den sich einstellenden Umgebungseinflüssen gewährleistet sein. Einrichtungen, die im Anforderungsfall geänderten Umgebungsbedingungen ausgesetzt sind, sind für diese Bedingungen zu qualifizieren.

6.4.9 Prüfbarkeit

Die Prüfung des Sicherheitssystems während des Betriebes muss ohne eine unzulässige Minderung der Sicherheit der Anlage möglich sein.

6.4.10 Qualität von Komponenten, Baugruppen und Systemteilen

Der Nachweis der Qualität erfolgt entweder durch die Betriebsbewährung oder den Eignungsnachweis bei Neuentwicklungen oder Modifizierungen.

6.4.11 Funktionsbereitschaftsüberwachung

Der Zustand der Komponenten der Sicherheitseinrichtungen, einschließlich Hilfs- und Versorgungssystemen, muss kontinuierlich erfassbar und darstellbar sein.

6.4.12 Softwarezuverlässigkeit

Die Software ist aus klar abgegrenzten und mit geringen Funktionsumfang versehenen Einheiten aufzubauen. Die Software ist vollständig zu verifizieren und das Hardware- und Softwaresystem ist bezüglich eines anforderungsgerechten Verhaltens zu validieren.

6.4.13 Zuverlässigkeit von Handmaßnahmen

Die Einleitung von Handmaßnahmen muss sich auf eindeutige und nachvollziehbare Signale abstützen. Hierzu sind geeignete Meldesysteme (z.B. Gefahrenmeldungen) vorzusehen. Für die Durchführung ist ein ausreichendes Zeitbuget vorzugeben. Die Maßnahmen zur Durchführung sind eindeutig zu beschreiben,damit Verwechslungen ausgeschlossen werden können.

6.4.14 Zuverlässige Versorgung der Sicherheitssysteme

Die Versorgung der Sicherheitssysteme mit elektrischer Energie, Kühl- und Schmiermittel und sonstigen zur Gewährleistung der Funktion benötigten Medien ist zuverlässig sicherzustellen. Die Versorgungsfunktionen dürfen nicht bestimmend sein für die Zuverlässigkeit der jeweiligen Sicherheitsfunktion.

6.5 Anforderungen für die Erhaltung der Zuverlässigkeit

6.5.1 Qualität

Bei der Auslegung und Herstellung von Komponenten des Sicherheitssystems ist eine dem Einsatz der Komponente angemessene Qualität vorzusehen.

6.5.2 Wiederkehrende Prüfungen

Durch regelmäßig wiederkehrende Prüfungen an Komponenten des Sicherheitssystems ist die bei der Herstellung erzeugte Qualität während des Betriebs zu überwachen. Die Prüfungen sind an den einzelnen Redundanzen zeitversetzt durchzuführen. Die Prüfergebnisse sind zu dokumentieren, auszuwerten und der Trend der Ergebnisse zu beobachten.

6.5.3 Betriebsüberwachung

Zur Gewährleistung der Integrität aller Sicherheitseinrichtungen sind diese auf mögliche Schädigungsmechanismen zu überwachen. Dazu gehören beispielsweise Umgebungsbedingungen, Temperaturbeanspruchungen oder chemische Angriffe.

6.5.4 Alterung

Die Alterung von Sicherheitseinrichtungen ist über eine sorgfältige Dokumentation der Befunde und deren Trendverfolgung zu überwachen. Bekannte Alterungsphänomene sind zu überwachen und die tatsächliche Entwicklung mit der erwarteten zu vergleichen. Wesentliche Einflussgrößen sind den Alterungseinflüssen vorlaufend zu unterziehen, um so eine ausreichende Absicherung der Zuverlässigkeit zu erhalten.

6.5.5 Vorbeugende Instandhaltung

Komponenten des Sicherheitssystems sind vorbeugend instandzuhalten, um beginnenden Verschleiß rechtzeitig zu entdecken und zu beseitigen und so einem Ausfall im Anforderungsfall zuvorzukommen.

6.5.6 Erfahrungsrückfluss

Die Erfahrung anderer Betreiber ist in die Auswertung der eigenen Betriebserfahrung mit einzubeziehen.

Anhang A

Bestimmungen, auf die in dieser Regel verwiesen wird

(Die Verweise beziehen sich nur auf die in diesem Anhang angegebene Fassung.
Darin enthaltene Zitate von Bestimmungen beziehen sich jeweils auf die Fassung,
die vorlag, als die verweisende Bestimmung aufgestellt oder ausgegeben wurde)

Atomgesetz		Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I S. 814), in der Fassung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), zuletzt geändert durch Gesetz vom 9. September 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 47)
StrlSchV		Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl I S. 1714)
Sicherheitskriterien	(10/77)	Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21.10.1977 (BAnz. 1977, Nr. 206)
Störfall-Leitlinien	(10/83)	„Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV (Störfall-Leitlinien)“ vom 18.10.1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a)
Interpretationene zum Einzelfehlerkonzept	5/84	Interpretationen zu den Sicherhetiskriterien – Einzelfehlerkonzept – Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums
KTA-GL	RE (06/01)	KTA-Sicherheitsgrundlagen
KTA-BR1		Basisregel 1 „Kontrolle der Reaktivität“ Regelentwurfsvorschlag
KTA-BR2		Basisregel 2 „Kühlung der Brennelemente“ Regelentwurfsvorschlag
KTA-BR3		Basisregel 3 „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ Regelentwurfsvorschlag
KTA-BR4		Basisregel 4 „Begrenzung der Strahlenexposition“ Regelentwurfsvorschlag
KTA-BR5		Basisregel 5 „Allgemeine technische Anforderungen“ Regelentwurfsvorschlag
KTA-BR7		Basisregel 7 „Personell-organisatorische Maßnahmen“ Regelentwurfsvorschlag

Anhang B

Repräsentative Ereignisse für DWR / SWR

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
0	**Normalbetrieb** (Leistungsbetrieb, Lastwechsel, An-/Abfahren, Stillstandskühlen, BE-Wechsel, BE-Lagerkühlung, Instandhaltungssituationen, Druckprüfungen)	D / S	R	K	x	x	x	x	1	Der Normalbetrieb als Ebene 1 wurde aufgenommen, da hier Ausgangszustände für alle Ereignisse festgelegt werden und daher auch Anforderungen an die Betriebssicherheit (auch SZ-orientiert) zu erfüllen sind, hier insbesondere spezielle Anforderungen für R, K (siehe dort)
1.	**Erhöhte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem**									SWR: nur Systembereiche außerhalb DFU (nach äußerer Absperrung SHB)
1.1	Bruch / Leck in einer Frischdampfleitung hinter der äußeren Absperrarmatur mit gleichzeitigem Auftreten von Dampferzeugerheizrohrschäden	D	x	x	x	S		x	3	repräsentatives Ereignis (S)
1.2	Bruch / Leck in einer Frischdampfleitung hinter der äußeren Absperrarmatur (ohne Heizrohrschaden)	D	x	x	E			x	3	repräsentatives Ereignis (E)
1.3	Leck/Bruch in der Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters	D	x	x	E		x	x	3	Anforderung für Primärabblaseventil, bei getroffener Vorsorge: 0,1 F-Leck, sonst 2F-Bruch, repräsentatives Ereignis, hinsichtlich R: siehe 4.7
1.4	Leck/Bruch FDL im RG / MH	S	x	K	x	S	x	x	3	bei getroffener Vorsorge im RG: 0,1 F-Leck, sonst 2F-Leck; repräsent. Ereignisse
2.	**Verringerte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem**									SWR: nur Systembereiche außerhalb DFU (äußere Absperrung SHB)
2.1	Lastabwurf auf Eigenbedarf	D/S	R	x				x	2	repräsent. Ereignis (Anforderung an Begrenzungseinrichtung)

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
2.2	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation (z.B. bei Verlust des Kondensatorvakuums)	D	x	K	x			x	2	wenn FDU sofort unverfügbar (auslegungsbestimmende Transiente), d.h.: repräsent. Ereignis
		S	R	K	x			x	2	
2.3	Unbeabsichtigtes Schließen einzelner oder aller Frischdampf-Absperrarmaturen (D), DD-Armaturen (S)	D (1 Armat.)		x	E			x	2	repräsent. Ereignisse
		S(alle Armat.)	x	K	E			x	3	
		D (alle Arm.)		x	x				3	keine repräsentativen Ereignisse (abgedeckt siehe vorher)
		S (1 Armat.)	x	x	x				2	
2.4	Notstromfall, kurzzeitig (≤ 30 min)	D/S		K			x	x	2	repräsent. Ereignis, anforderungsbestimmend für SZ-übergreifende Systemfunktionen und Nachladungen
2.5	Ausfall (einer) aller Hauptspeisepumpen	D/S	x	x					2	relevant für Leistungsbegrenzungen, abgedeckt durch LAW 2.1
	Ausfall aller betrieblicher Speisewasserversorgungen	D/S		K				x	3	D: An-/Abfahrpumpen, betriebliche Notspeisepumpen S: HD-Einspeisungen aus KOKA repräsent. Ereignis (D: Anforderung Notbespeisung S: Druckentlastung, ND-Einspeisung)
2.6	Lecks von Rohrleitungen im Speisewasserleitungssystem, bei DWR auch in Abschlämmleitung und Notspeiseleitung zwischen DE und Rückschlagarmatur	D		x	x				3	DWR: außerhalb RG, innerhalb RSB hinsichtlich Bespeisung abgedeckt durch 2.5
		S		K	x	S		x	3	SWR: RG und MH repräsent. Ereignis
3.	**Verringerung des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem**									
3.1	Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen / Zwangsumwälzpumpen	D		x					2	abgedeckt durch 2.4
		S	R	K				x	2	repräsentatives Ereignis
	Ausfall einzelner HKP/ZKP	D	x	x					2	abgedeckt durch Vorkehrungen (Stabeinwurf oder bei dessen Ausfall Resa)
		S	R	K				x	2	repräsentatives Ereignis (Stabilität, siehe auch vorher)

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
4.	**Fehlerhafte Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung**									
4.1	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerelementen/-stäben /SS-Bänken bei Leistungsbetrieb	D/S	R	X	x			x	2 (3)	bei zusätzlichem Versagen von Schutzanregungen 3 repräsentatives Ereignis
4.2	Unbeabsichtigte Reaktivitätszufuhr im unterkritischen Zustand oder Nulllast	D/S	R	x	x			x	3	repräsentatives Ereignis
4.3	Auswurf des wirksamsten Steuerelementes	D S	R x	x x	x x			x	3	bei getroffener Vorsorge gegen Stutzenbruch (BR3) Sonderbetrachtung gemäß BR6, abgedeckt durch 4.4
4.4	Herausfallen des wirksamsten Steuerstabs	S	R	x	x			x	3	repräsentatives Ereignis
4.5	Fehlfunktion der Regelung, die zu einem Anstieg des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem führt	S	R	x	x			x	2	repräsentatives Ereignis (für Begrenzung der Leistungsdichte)
4.6	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus anschließenden Systemen (z.B. Umgehung der Rekuperativ-Wärmetauscher des Volumenregelsystems beim DWR bzw. Fehleinspeisung von Nachspeisesystemen oder Ausfall von HD-Vorwärmern bei SWR)	D S	x R	 x					2	abgedeckt durch 4.1 Ausfall HD-Vorwärmer oder fehlerhafte Notkühleinspeisung, repräsentativ für SWR
4.7	Kernunterkühlung durch FD-Leck	D	R	x	x			x	3	Leitungsleck-/Bruch: siehe Nr. 1.2 und 1.3 Hinsichtlich Rekritikalität: repräsentatives Ereignis
5.	**Leckagen von Primärkühlmittel /Abnahme des KM-Inventars**									
5.1	Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Rohrleitungen der DFU, kleine Rissöffnungen, offene Abblasestränge beim DWR)	D/S D	x R	K	x	x		x	3	repräsentatives Ereignis Deionatbildung

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
5.2	Mittleres/großes Leck in den Kühlmittelleitungen der DFU (je nach Bruchausschlussqualität ≤ 0,1 F, 2F)	D/S	R	K	E	S	x	x	3	repräsentatives Ereignis, Anforderungen an Bruchausschluß siehe BR 3
	• 2F (wenn Bruchausschluss)		x	K	E	S	x	x	Dimensionierungsbestimmend	Sonderbetrachtung gemäß BR6, Kernkühlung, RSB, Standsicherheiten Störfallfestigkeit und Redundanztrennung wegen Überflutung im Ringraum: Siehe BR5
5.3	Betriebliche Leckagen an Dampferzeugerheizrohren	D			x	x			2	Anstieg Sekundärkreisaktivität auf festgelegte Sekundärkreisgrenzwerte
5.4	Dampferzeuger-Heizrohrversagen (kurzzeitig, ≤ 2 F) mit Dampfabgabe über Dach	D	x	K	E	x		x	3	repräsentatives Ereignis, hinsichtlich S abgedeckt durch 1.1, hinsichtlich R abgedeckt durch 5.1
5.5	Leck in einer primärkühlmittelführenden Messleitung im Ringraum (DWR) bzw. RG (SWR)	D/S		x	x	S	x	x	3	repräsentatives Ereignis hinsichtlich S
5.6	Leck im Nachkühlsystem an beliebigen Stellen außerhalb des Sicherheitsbehälters im Ringraum(DWR)/im RG (SWR) während des Nachwärmeabfuhrbetriebes	D		K	x	x	x	x	3	repräsentative Ereignisse
		S		K	x	S	x	x	3	Störfallfestigkeit und Redundanztrennung wegen Überflutung im Ringraum: Siehe BR5
5.7	Leck aus der Kondensationskammer	S	x	K	x	S	x	x	3	repräsentatives Ereignis
6.	**Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus Hilfssystemen oder Komponenten**									
6.1	Leck in einer Rohrleitung im Abgassystem / Gasaufbereitungssystem	D/S			x	S		x	3	repräsentatives Ereignis
6.2	Leck eines Behälters mit radioaktiv kontaminiertem Wasser (größte radiologische Auswirkungen, Abwasserverdampfer)	D/S			x	S		x	3	repräsentatives Ereignis
7.	**Einwirkungen von außen**									

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
7.1	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	D/S	x	x	x	S	x	x	3	bei R, K, E: bei getroffenen Vorkehrungen keine Analyse bei S: repräsentatives Ereignis
7.2	Flugzeugabsturz	D/S	x	x	x		x	x	4a	Nachweisziel ist die Autarkie des benötigten Systemumfanges
7.3	Explosionsdruckwelle	D/S	x	x	x		x	x	4a	Nachweisziel ist die Autarkie des benötigten Systemumfanges
7.4	Giftige/explosionsgefährliche Gase	D/S	x	x	x		x		4a	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.5	Äußerer Brand	D/S	x	x	x		x		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.6	Hochwasser	D/S	x	x	x		x		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.7	Blitzschlag	D/S	x	x			x		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.8	Sonstige extreme naturbedingte Einwirkungen (Extremtemperaturen, Eisgang, Wind, ...)	D/S	x	x			x		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.9	Einwirkungen von Nachbaranlagen	D/S	x	x	x		x		4a	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
8	**Verschiedenes**									
8.1	Folge des Turbinenversagens	D/S	x	x	x		x		4a	bei entsprechender Anordnung keine Betrachtung, ansonsten setzt Einstufung nach 4a wirksame Maßnahmen gegen Turbinenversagen voraus

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
8.2	Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)	D/S	R	x	E			x	Dimensionierungsbestimmend	hinsichtlich R: Reaktivitätsrückwirkung, bei SWR: SS-Einfahren hinsichtlich E: Druckbegrenzung repräsentatives Ereignis
9	**Brennelementlagerung und -handhabung**									
9.1	Brennelementbeschädigung bei der Handhabung • - Kern - BE-Becken	D/S	x R		x x	S S		x x	3	im Gegensatz zu BE-Handhabungsstörfall hier: nur Beschädigung bzgl. S repräsentatives Ereignis Kern: abgedeckt durch Sicherstellung der Unterkritikalität beim Beladen BE:Becken: repräsentatives Ereignis
9.2	Wasserverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken	D/S D/S		x K	x x	 x	 x		2 3	Kleine Betriebsleckagen bei getroffenen Vorkehrungen (Füllstandsüberwachung, Anordnung Leitungen) keine weiteren Betrachtungen
9.3	Langandauernder Ausfall der betrieblichen Beckenkühlung	D/S	x	K				x	2-3	repräsentatives Ereignis bzgl. K (Sonderkühlfahrweisen); bei untermoderierter Auslegung bzgl. Reaktivitätskontrolle nicht relevant.
9.4	Borverdünnung im BE-Lagerbecken	D D	x R					 x	3 3	durch Auslegung für unboriertes Wasser im Normalbetrieb abgedeckt. bei Inanspruchnahme von ″Borkredit″: repräsentatives Ereignis
9.5	Fehlbelegung des BE-Lagerbeckens	D	R					x	3	relevant bei Mehrzonen-Lagerung repräsentatives Ereignis
9.6	BE-Trockenlager Wasser-/Dampfeinbruch Verwendung wasserstoffhaltiger Löschmittel bei Brand	D/S	R					x	3	Kritikalität durch Auslegung auszuschließen (relevant bei reaktivitätswirksamen Änderungen an BE)

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
10.	**Auslegungsüberschreitende Anlagenzustände**									
10.1	Ausfall der gesamten DE-Bespeisung mit der Tendenz zur völligen Ausdampfung der Sekundärseiten	D	x	x				x	4b	Dimensionierungsbestimmend hinsichtlich Notfallbespeisung DE
10.2	Anhaltend hoher Primärkreisdruck im Bereich der Öffnungsdrücke der Primärsicherheitsventile	D		x	x			x	4b	Dimensionierungsbestimmend hinsichtlich primärseitiger Druckentlastung
10.3	Unkontrollierter Verlust des Kühlmittelinventars außerhalb DDA/Sekundärabschluß	D/S		x	x			x	4b	Maßnahmen zum Abschalten der Sicherheitseinspeisepumpen
10.4	Transienten mit der Tendenz des Abfallens des RDB-Füllstandes bis Kernunterkante	S	x	x				x	4b	Anforderung an Notfallschutzmaßnahmen zur Kühlung (Borierung/Einspeisung) und Unterkritikalitätshaltung
10.5	Ausfall der gesamten Drehstromversorgung	D/S		x	x			x	4b	Anforderung an Batteriekapazität
10.6	Globaler langfristiger Druckanstieg im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Anstieg über den Auslegungsdruck	D/S			x			x	4b	Druckentlastung SHB, Anforderung an Abblaseventil
10.7	Anstieg der H2-Konzentration im RSB mit der Tendenz zum Erreichen der Zündphase	D/S			x			x	4b	Anforderung an Rekombinatoren

Anhang C

Zusammenstellung der technischen Nachweiskriterien für die Analyse von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen hinsichtlich Einhaltung der Schutzziele getrennt nach Sicherheitsebenen

H i n w e i s :
Dieser Anhang der vorliegenden Basisregel ist den anderen Basisregeln als Anhang B informativ angefügt.

(1) Die Schutzziele werden mit Hilfe der Sicherheitsfunktionen dann erreicht, wenn für alle für eine Anlage anzunehmenden Zustände, Ereignisse und Ereignisabläufe die gemäß den Sicherheitsebenen gestaffelten Anforderungen erfüllt werden. Diese sind für die Sicherheitsebenen 1 bis 3 abdeckend festgelegt durch die radiologischen Kriterien der StrlSchV (siehe auch BR 4).

(2) Zur Erfüllung dieser Anforderungen werden für die Schutzziele vorgelagerte kerntechnische Nachweiskriterien derart bestimmt, dass bei deren Erfüllung in ihrer Gesamtheit die radiologischen Kriterien erfüllt werden. Die Vorverlagerung auf die technischen Nachweiskriterien dient vor allem der Vereinfachung der Nachweisführung.

H i n w e i s :
Ein technisches Nachweiskriterium ist z. B. eine Hüllrohrtemperatur, bei deren Einhaltung eine Gefährdung der Hüllrohrintegrität auszuschließen ist.

(3) Für die Sicherheitsebene 4, in der keine quantitativen radiologischen Kriterien eingehalten werden müssen, werden technische Kriterien formuliert, die der Begrenzung der Strahlenexpositionen dienen.

(4) In den nachfolgenden Tabellen sind die nach Sicherheitsebenen gestaffelten technischen Nachweiskriterien derart formuliert worden, dass sie allgemein gültig und ausführungsunabhängig sind. In der Zusatzspalte werden typische Werte, Vorgehensweisen und Methoden angeführt.

Technische Nachweiskriterien zur Erfüllung der Schutzziele bei der Analyse von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen:

C1 Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)/Ereignisklasse 1

Nachweiskriterien	Schutz-ziele	Typische Werte, Vorgehensweisen, Methoden
Inhärente Eigenschaften des Kerns zur Begrenzung von Reaktivitäts-/ Leistungsanstiegen • im Hinblick auf die Einhaltung zulässiger BE-Beanspruchungen	R (K,E)	im Zusammenwirken mit Regelungs-/Begrenzungseinrichtungen
Abschaltung mit Steuerelementen (Nettowirksamkeit): • k_{eff} ≤ 0,99	R	
Dauerhafte Abschaltung:		
• k_{eff} ≤ 0,99 + Überwachung Unterkritikalität + meßtechnische Verifikation berechneter kritischer Borkonzentrationen beim DWR	R	Kern im RDB (geschlossen oder offen)
• k_{eff} ≤ 0,95 + ohne Überwachung Unterkritikalität	R	bei offenem RDB beim DWR ohne Berücksichtigung der Steuerelemente
Kritikalitätssicherheit BE-Lagerbecken/Trockenlager: • k_{eff} ≤ 0,95 (BE-Becken) ≤ 0,95 (Trockenlager)	R	
Brennstäbe / Brennelemente (Kern): Allgemeines Kriterium (Ziel): Uneingeschränkte Verwendbarkeit bis zum Erreichen der Auslegungsabbrände und der Handhabbarkeit durch:	K (E)	
• Einhaltung spezifizierter Beanspruchungen aus Lasten des Normalbetriebes		z. B. aus Drücken, Druckdifferenzen, Gewicht, Strömungskräften
• Einhaltung zulässiger Werte der lokalen Leistungsdichte (Ausgangswerte für Beherrschung von anomalen Betriebs- und Störfällen, Zustandsbegrenzung)		
• Einhaltung minimaler zulässiger Abstände von kritischen Siedezuständen/Wärmestromdichten (Ausgangswerte für Beherrschung anomaler Betriebs- und Störfälle, Zustandsbegrenzungen)		
• Einhaltung minimaler zulässiger Abstände vom zentralen Brennstoffschmelzen		
• Verhinderung unzulässiger Beanspruchungen der BS-Hüllrohre durch Begrenzung von Spannungen, Dehnungen, Korrosion (Oxidschichtdicken), H_2-Gehalte im Material und PCI (Pellet clad interaction)		durch Brennstabauslegung und/oder Begrenzung Stableistungsänderungen, Abbrand
BE-Kühlung (Lagerbecken)	K	
• Einzuhaltende Beckenwassertemperatur gemäß Auslegung für Integrität des Beckens und Begehbarkeit der Räume		≤ 45°C

C2 Sicherheitsebene 2 (anomaler Betrieb)/Ereignisklasse 2

Nachweiskriterien	Schutz-ziele	Typische Werte, Vorgehens-weisen, Methoden
Inhärente Eigenschaften des Kerns zur Begrenzung von Reaktivitäts-/ Leis-tungsanstiegen • im Hinblick auf die Einhaltung zulässiger BE-Beanspruchungen	R (K,E)	im Zusammenwirken mit Begrenzungs-/Reaktor-schutzeinrichtungen
Schnellabschaltung: • $k_{eff} \leq 0{,}99$	R	
Dauerhafte Abschaltung: • $k_{eff} \leq 0{,}99$ + Überwachung Unterkritikalität	R	Kern im RDB (geschlossen oder offen) bei offenem RDB beim DWR ohne Berücksichtigung der Steuerelemente Berücksichtigung möglicher Deboriervorgänge
Dauerhafte Abschaltung: • $k_{eff} \leq 0{,}95$ + ohne Überwachung Unterkritikalität	R	Kern im RDB (geschlos-sen oder offen) bei offenem RDB beim DWR ohne Berücksichtigung der Steuerelemente
Kritikalitätssicherheit BE-Lagerbecken/Trockenlager: • $k_{eff} \leq 0{,}95$ (BE-Becken) $\leq 0{,}95$ (Trockenlager)	R	
Brennstäbe / Brennelemente Allgemeines Kriterium (Ziel): Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit und Sicherstellung der Hand-habbarkeit durch: • Einhaltung spezifizierter Beanspruchungen aus Lasten des anomalen Betriebes • Vermeidung kritischer Siedezustände/Wärmestromdichten alternativ: Einhaltung Temperatur-Zeit-Kriterium für Hüllrohre (werkstoff- und ferti-gungsabhängig) • Verhinderung von Schäden durch PCI (Pellet clad interaction) • Verhinderung zentrales Brennstoffschmelzen • Einhaltung zulässiger Werte der lokalen Leistungsdichte (Ausgangswerte für Störfallbeherrschung, Zustandsbegrenzung)	K (E)	z. B. aus Druck-, Druckdiffe-renzänderungen, Strömungs-kräften z. B. maximaler lokaler Wert: T_{max} = 600°C für t < 5 s durch BS-Auslegung und/oder durch Begrenzung maximaler Stableistung der-art, dass experimentell er-mittelte Belastungsgrenze für PCI nicht erreicht wird
BE-Kühlung (Lagerbecken) • Einzuhaltende Beckenwassertemperaturen gemäß Auslegung für Integri-tät des Beckens und Begehbarkeit der Räume	K	≤ 60°C
Primär- und sekundärseitige Druckbegrenzung	E	keine Überschreitung des 1,1fachen Auslegungsdru-ckes

C3 Sicherheitsebene 3 (Störfall)/Ereignisklasse 3

Nachweiskriterien	Schutz-ziele	Typische Werte, Vorgehens-weisen, Methoden
Inhärente Eigenschaften des Kerns zur Begrenzung von Reaktivitäts-/ Leis-tungsanstiegen • im Hinblick auf die Einhaltung zulässiger BE-/Systembeanspruchungen	R (K,E)	im Zusammenwirken mit Re-aktorschutzeinrichtungen
Schnellabschaltung: • k_{eff} ≤ 0,99 („stuck-rod“ als EZF)	R	
Langfristige Abschaltung: • k_{eff} ≤ 0,99 (EZF und ggf. Instandhaltung) + Überwachung Unterkritikalität	R	
Rekritikalität (Kern) • kurzzeitig zulässig, soweit die Kriterien SE 3 zu BS/BE eingehalten	R (K/E)	
Kritikalitätssicherheit BE-Lagerbecken/Trockenlager • k_{eff} ≤ 0,95 (BE-Becken) ≤ 0,95 (Trockenlager) • k_{eff} ≤ 0,98 (BE-Becken) ≤ 0,98 (Trockenlager)	R	 nur in begründeten Fällen, ereignisbedingt
Brennstäbe / Brennelemente (Kern): Allgemeines Kriterium (Ziel): Begrenzung Schadensumfang BS-Hüllrohre sowie Gewährleistung der Kühlfähigkeit und Abschaltbarkeit • Begrenzung auf lokale BS-Schäden bei Ereignisabläufen ohne direkte Freisetzung in die Umgebung [dazu Begrenzung der Stableistung auf E-benen 1+2 so, dass der zulässige Schadensumfang nicht überschritten wird] • Keine störfallbedingten BS-Schäden bei Störfallsequenzen mit direkter Freisetzung in die Umgebung - Vermeidung kritischer Siedezustände/Wärmestromdichten - alternativ: - Einhaltung Temperatur-Zeit-Kriterium für Hüllrohre (Werkstoffabhängig) - Vermeidung zentrales Brennstoffschmelzen • Einhaltung spezifizierter Beanspruchungen aus Störfalllasten für die BS, BE-Strukturteile und relevante Teile der RDB-Einbauten, so dass durch Verformungen oder Schäden Abschaltbarkeit und Kühlfähigkeit nicht un-zulässig beeinträchtigt und der zulässige Schadensumfang (siehe oben) eingehalten werden • Vermeidung - einer selbsterhaltenden exothermen Zirkon-Wasser-Reaktion - einer unzulässigen Beeinträchtigung der Kühlbarkeit des Reaktorkerns durch plastische Verformung der Hüllrohre - einer Brennstofffragmentierung durch zu hohe Enthalpiezufuhr im Brenn-stab	K (E)	 lokal begrenzte BS-Schäden (< 10 %) zulässig restriktive, vorgelagerte Kri-terien Bei Hüllrohrtemperaturen o-berhalb von 600 °C (Grenz-temperatur für Zircaloy) sind Nachweise zum Brennstab-verhalten durchzuführen. z. B. aus Druckwellen, Druck-differenzen (Strömungskräf-ten), Temperaturverteilungen Abgedeckt durch Nachweise für Ereignisse gemäß Anhang D
BE-Kühlung (Lagerbecken): • Einzuhaltende Beckenwassertemperatur gemäß Auslegung für Integrität des Beckens und Begehbarkeit der Räume	K	 ≤ 60°C bzw. ≤ 80°C
Primärseitige Druckbegrenzung	E	keine Überschreitung der für Störfälle zulässigen Span-nungen und Drücke im Pri-märsystem (1,3facher Ausle-gungsdruck)
Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter	E	lokale Wasserstoffkonzentra-tion kleiner als Zündgrenze

C4 Sicherheitsebene 4a (Spezielle, sehr seltene Ereignisse)/Ereignisklasse 4a

Nachweiskriterien	Schutz-ziele	Typische Werte, Vorgehens-weisen, Methoden
Dauerhafte Abschaltung: • k_{eff} ≤ 0,99 + Überwachung Unterkritikalität	R	
Kritikalitätssicherheit BE-Lagerbecken, Trockenlager: • k_{eff} ≤ 0,95 (BE-Becken) < 0,95 (Trockenlager) • k_{eff} ≤ 0,99 (BE-Becken) ≤ 0,99 (Trockenlager)	R	nur in besonders begründba-ren Fällen, ereignisbedingt
Brennstäbe / Brennelemente (Kern): • Erhaltung und Gewährleistung der Nachkühlfähigkeit • Erhaltung der mechanischen Abschaltbarkeit	K (E)	Gewährleistung Nachkühlfä-higkeit durch Kühlung ansonsten expliziter Nach-weis erforderlich, dass UK in Verbindung mit inhärenten Eigenschaften des Kerns al-leine durch Borierung sicher-gestellt ist
BE-Kühlung (Lagerbecken): • Einzuhaltende Beckenwassertemperatur gemäß Auslegung für Integrität des Beckens	K	≤ 80°C
Primärseitige Druckbegrenzung	E	keine Überschreitung der für spezielle, sehr seltene Ereig-nisse zulässigen Spannungen und Drücke (Service Level C, 1,3facher Auslegungsdruck)

C5 Sicherheitsebene 4b (Auslegungsüberschreitende Anlagenzustände)/Ereignisklasse 4b

Ziele	Schutz-ziele	typische Werte, Vorgehens-weisen, Methoden
Dauerhafte Abschaltung/Unterkritikalität • k_{eff} < 1	R	Langfristig ist höhere UK an-zustreben
Unterkritikalität Brennelement-Lagerbecken/Trockenlager: • k_{eff} < 1 (Brennelement-Lagerbecken) < 1 (Trockenlager)	R	Langfristig ist höhere UK im Brennelement-Lagerbecken anzustreben
Brennstäbe / Brennelemente (Kern): • Erhaltung und Gewährleistung der Nachkühlfähigkeit	K (E)	Gewährleistung Nachkühlfä-higkeit durch Kühlung
Brennelement-Kühlung (Lagerbecken): • Bedeckung der Brennelemente mit Wasser	K	
Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter	E	Integrität des Sicherheitsbe-hälters bei möglichen Was-serstoffverbrennugnen

H i n w e i s :
Die Kriterien zu den technischen Schutzzielen R und K sind hier sinnvollerweise nur für präventive Notfallmaßnahmen angegeben, da sie nur hierdurch beeinflussbar/einhaltbar sind.

Bei mitigativen Notfallmaßnahmen sind ggf. o. g. Kriterien bereits verletzt.

Anhang D

Ereignisse für Einzelnachweise

Ereignis	Postulate	Nachweisziele / Auslegungsziele
Großes Leck an der Hauptkühlmittelleitung (bei vorhandenem Bruchausschluss)	2 F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung an beliebiger Stelle. Anfangs- und Randbedingungen wie Sicherheitsebene 3	max. Hüllrohrtemperatur der Brennstäbe< 1200 °C, Oxidationstiefe des Hüllrohrs < 17%, Zirkon/Wasser-Reaktion des Hüllrohrs <1 %, Spaltproduktfreisetzung aus den Brennstäben (Schadensumfang) bei < 10% aller Brennstäbe gilt der Nachweis als erbracht. Auslegung der Not- und Nachkühlsysteme (Fördermenge, Förderhöhe, Kühlmittelinventar) Auslegung des Sicherheitsbehälters und seiner Einbauten gegen Überdruck Temperatur und Druckdifferenz, Auslegung des Pumpenschwungrades gegen Überdrehzahl, Standfestigkeit der Großkomponenten. (statischer Nachweis)
Auswurf des wirksamsten Steuerelements dabei Bruchausschluss im Stutzenbereich	Auswurf eines zuvor fehlerhaft eingefahrenen Steuerelements.	Nachweis des Entalpiekriteriums, dass die Reaktivitätstransiente zu der der Auswurf führt, keine Beschädigung des Reaktorkerns zur Folge hat.

Dokumentationsunterlage
zur Erstellung der
KTA-Basisregel 6 „Methodik der Nachweisführung“

Inhalt

1 Auftrag des KTA

2 Beteiligte Personen
2.1 Zusammensetzung des Arbeitsgremiums
2.2 Zugezogene Fachleute
2.3 Zusammensetzung des KTA-Unterausschusses PROGRAMM UND GRUNDSATZFRAGEN (UA-PG)
2.4 Zuständiger Mitarbeiter der KTA-Geschäftsstelle

3 Erarbeitung der Regel
3.1 Erstellung des Regelentwurfsvorschlages
3.2 Erstellung des Regelentwurfes
3.3 Erstellung der Regelvorlage

4 Ausführung zur Regelerstellung

1 Auftrag des KTA

Das KTA-Präsidium hat auf seiner 63. Sitzung am 5. Mai 1998 über das Arbeitsprogramm KTA 2000 beraten und vorgeschlagen, es zu verwirklichen.

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) hat auf seiner 52. Sitzung am 16. Juni 1998 in Salzgitter den Unterschuss PROGRAMM UND GRUNDSATZ (UA-PG) beauftragt, federführend den Entwurf zur

Basisregel 6 „Methodik der Nachweisführung“

mit Dokumentationsunterlage durch ein Arbeitsgremium erarbeiten zu lassen und diesen Entwurf sowie eine Beschlussvorlage dem KTA vorzulegen (Beschluss-Nr. 52/10.1/2).

2 Beteiligte Personen

2.1 Zusammensetzung des Arbeitsgremiums

An der Erarbeitung der Basisregel 6 mit Dokumentationsunterlage waren im Arbeitsgremium folgende Mitglieder beteiligt:

DirProf. Dr. H.-P. Berg	Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter
Dr. H. Fabian	Framatome ANP, Erlangen
Dipl.-Phys. L. Hahn (bis 12/2001)	Öko-Institut, Darmstadt
Dr. H. Hermanns	TÜV Energie und Systemtechnik, Filderstadt
Dr. M. Mertins (Obmann)	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
Dr. H. Pamme (ab 01/2001)	RWE Power AG, Essen
BDir Dipl.-Ing. Scholz (bis 01/2001)	Bayrisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen, München
Dipl.-Ing. W. Schwarz	Gemeinschaftskernkraftwerke Neckar GmbH, Neckarwestheim
Dr. F. Sommer (ab 2/2002)	E.ON Kernkraft GmbH, Hannover
RDir Dr. W. D. Thinnes (ab 9/2000)	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bonn
GDir T. Wildermann	Ministerium für Umwelt und Verkehr Baden-Württemberg, Stuttgart

2.2 Zugezogene Fachleute

Dr. D. Oberschachtsiek	E.ON Kernkraft GmbH, Hannover
K.-W. Weidemann	E.ON Kernkraft GmbH, Hannover

Dipl.-Ing. R. Wohlstein E.ON Kernkraft GmbH, Hannover

2.3 Zusammensetzung des KTA-Unterausschusses Programm und Grundsatzfragen (UA-PG)

Vertreter der Hersteller und Ersteller von Atomanlagen:

Dr. B. Hubert (Framatome Advanced Nuclear Power (FANP) GmbH)
Stellvertreter: Dr. U. Krugmann (Framatome Advanced Nuclear Power (FANP) GmbH)

Vertreter der Betreiber von Atomanlagen:

Prof. Dr.-Ing. D. Brosche (Obmann, E.ON Energie AG)

Dipl.-Ing. W. Schwarz (Gemeinschaftskernkraftwerke Neckar GmbH)
Stellvertreter: Dr. K. Schmidt (EnBW Kraftwerke AG)

Dr. M. Micklinghoff (E.ON Kernkraft GmbH)
Stellvertreter: Dr. H. Pamme (RWE Power AG)

Vertreter des Bundes und der Länder:

MinR D. Majer (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit)
Stellvertreter: OAR H. Gawor (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz u. Reaktorsicherheit) (bis 06/2002)
RDir Dr. W.D. Thinnes (Bundesmin. für Umwelt, Naturschutz u. Reaktorsicherheit) (ab 06/2002)

MinDirig Dr. D. Keil (Ministerium für Umwelt und Verkehr Baden-Württemberg)
Stellvertreter: GDir T. Wildermann (Ministerium für Umwelt und Verkehr Baden-Württemberg) und
MinR B. Wihlfahrt (Innenministerium Mecklenburg-Vorpommern)

MinR P. Heß (Ministerium für Finanzen und Energie Schleswig-Holstein) (bis 06/2002)

Dr. H. Nagel (Ministerium für Finanzen und Energie Schleswig-Holstein) (ab 06/2002)
Stellvertreter: RDir L. Frischholz (Hessisches Ministerium für Umwelt, Landwirtschaft und Forsten) und
Ltd. MinR W. Sieber (Niedersächsisches Umweltministerium)

Vertreter der Gutachter und Beratungsorganisationen:

Dr. G. Straub (TÜV Süddeutschland Bau und Betrieb GmbH)
Stellvertreter: Dipl.-Ing. H. Staudt (Verband d. Technischen Überwachungs-Vereine e. V.)

Dipl.-Ing. K.-D. Bandholz (für RSK, Energiesysteme Nord (ESN) GmbH

Vertreter sonst. Behörden, Organisationen und Stellen:

Dr.-Ing. J. Steuer (DIN Deutsches Institut für Normung e. V.)
Stellvertreter: Dr. M. Seidel (DIN Deutsches Institut für Normung e. V.)

Dipl.-Ing. K. D. Nieuwenhuizen (Berufsgenossenschaft für Feinmechanik und Elektrotechnik)
Stellvertreter: Dr. G. Seitz (Berufsgenossenschaft für Feinmechanik und Elektrotechnik)

H. Schneeweiß (für DGB, Kernkraftwerk Obrigheim GmbH)
Stellvertreter: G. Reppien (für DGB, Kernkraftwerke Lippe-Ems GmbH, Kernkraftwerk Emsland)

2.4 Zuständiger Mitarbeiter der KTA-Geschäftsstelle

Dr. I. Kalinowski

Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter

3 Erarbeitung der Regel

3.1 Erstellung des Regelentwurfsvorschlages

(1) Der KTA-Unterausschuss UA-PG hat auf seiner 7. Sitzung am 3. September 1998 in Köln beschlossen, die KTA-Sicherheitsgrundlagen und 7 KTA Basisregeln durch Arbeitsgremien erarbeiten zu lassen.

(2) Für das Arbeitsgremium Basisregel 6 „Methodik der Nachweisführung“ wird als Obmann Dr. M. Mertins, GRS mbH, benannt.

(3) Das Arbeitsgremium hat in den folgenden Sitzungen den vorliegenden Regelentwurfsvorschlag erarbeitet:

1. Sitzung am 02.12.1998 in Köln
2. Sitzung am 21.01.1999 in Darmstadt
3. Sitzung am 11.03.1999 in Stuttgart
4. Sitzung am 28.07.1999 in München
5. Sitzung am 09.11.1999 in Köln
6. Sitzung am 15.02.2000 in Stuttgart
7. Sitzung am 04.04.2000 in Köln
8. Sitzung am 11.07.2000 in München
9. Sitzung am 05.09.2000 in Stuttgart
10. Sitzung am 14.11.2000 in Neckarwestheim
11. Sitzung am 30.01.2001 in Köln
12. Sitzung am 27.02.2001 in Neckarwestheim
13. Sitzung am 16.03.2001 in Offenbach
14. Sitzung am 18.04.2001 in Stuttgart
15. Sitzung am 29.06.2001 in Erlangen
16. Sitzung am 14.08.2001 in Neckarwestheim
17. Sitzung am 11.12.2001 in Köln
18. Sitzung am 26.02.2002 in Köln
19. Sitzung am 29.04.2002 in Köln
20. Sitzung am 20.06.2002 in Hannover
21. Sitzung am 13.09.2002 in Köln
22. Sitzung am 22.11.2002 in Stuttgart

(4) Auf seiner 16. Sitzung am 24. September 2002 hat der Unterausschuss Programm und Grundsatzfragen (UA-PG) erneut über die KTA-Basisregeln beraten und beschlossen, Ende 2002 alle sieben Basisregeln in einen gemeinsam Fraktionsumlauf zu entsenden.

(5) Das Arbeitsgremium der Basisregel 6 hat auf seiner 22. Sitzung am 22. November 2002 beschlossen, den auf dieser Sitzung überarbeiteten Entwurf dem Unterausschuss PROGRAMM UND GRUNDSATZFRAGEN (UA-PG) vorzulegen.

(6) Auf dem 20. „Fachgespräch der Obleute“ am 2. bis 4. Dezember 2002 wurde eine erneute Abstimmung zwischen den Basisregeln vorgenommen, und auch die Obleute verabschiedeten die BR 6 einstimmig an den UA-PG zur Freigabe zum Fraktionsumlauf.

(7) Auf seiner 17. Sitzung am 17. und 18. Dezember 2002 in München hat der Unterausschuss Programm und Grundsatzfragen (UA-PG) über den Regelentwurfsvorschlag beraten und einstimmig beschlossen, ihn als Regelentwurfsvorlage (KTA-Dok-Nr. BR6/02/1) für den Fraktionsumlauf (bis 15. März 2003) freizugeben. Das Arbeitsgremium wurde gleichzeitig beauftragt, die während des Fraktionsumlaufes eingehenden Kommentare und Änderungswünsche zu bearbeiten und dem UA-PG für seine nächste Sitzung eine überarbeitete Fassung der Regelentwurfsvorlage vorzulegen.

3.2 Erstellung des Regelentwurfes

4 Ausführungen zur Regelerstellung

Zur Erstellung der Basisregel Nr. 6 „Methodik der Nacheisführung“ wurden relevante übergeordneten Anforderungen aus den KTA-Fachregeln zusammengestellt und Sinne der Schutzzielorientierung neu formuliert.

Zur Erstellung der Basisregel wurden u. a. folgende Dokumente herangezogen:

- Beratungsunterlage zu TOP 10, 52. KTA-Sitzung am 16.06.1998, KTA-Dok.-Nr. GS/98/4
- Arbeitsprogramm KTA 2000, Auszug aus dem KTA-Jahresbericht 1997/1998, S. 14
- Niederschrift über die 7. Sitzung des KTA-Unterausschusse PROGRAMM UND GRUNDSATZFRAGEN (UA-PG)
- BMI-Sicherheitskriterien (10/77 ff)

- Störfall-Leitlinien (10/83)
- RSK-Leitlinien für DWR (10/81) und verschiedene RSK-Empfehlungen
- „Statusbericht zum Konzept: Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von Kernkraftwerken; KTA-GS-47, Juni 1985
- Bericht: „Sicherheitstechnische Grundbegriffe“; KTA-GS-58, Dezember 1989
- „Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“, Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-KT-16/97, Dezember 1996 (derzeit in Überarbeitung)
- „Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen“, Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-KT-18/97, April 1997 (derzeit in Überarbeitung)
- Status of the IAEA Safety Standards Programme, September 2000
- IAEA-Safety Guide NS-G-1.2 „Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants“, November 2001

Anlage 2

Stellungnahmen zu Basisregel Nr. 6
im Rahmen des Fraktionsumlaufes

1 Liste der Einwender

Nr.	Einwender	Schreiben vom
1	Bayrisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen	24.03.2003
2	Framatome ANP GmbH inkl. Stellungnahmen Fabian und Krugmann	14.03.2003
3	KTA-Unterausschuss REAKTORKERN UND SYSTEMAUSLEGUNG (UA-RS)	14.03.2003
4	Ministerium für Soziales, Gesundheit und Verbraucherschutz Schleswig-Holstein	14.03.2003
5	Ministerium für Umwelt, Landwirtschaft und Forsten	13.03.2003
6	Ministerium für Umwelt und Verkehr Baden-Würtemberg	12.03.2003
7	Verband der Technischen Überwachungs-Vereine e.V.	14.03.2003
8	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit	12.03.2003
9	Vereinigung Großkraftwerksbetreiber (VGB PowerTech e.V.)	14.03.2003
10	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit	14.03.2003
11	Reaktor-Sicherheitskommission	14.03.2003 und 22.01.2003
12	Berufsgenossenschaft der Feinmechanik und Elektrotechnik	14.03.2003

2 Stellungnahmen

Im Folgenden sind die eingegangen Stellungnahmen in der obigen Reihenfolge im Wortlaut aufgelistet.

2.1 Bayrisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen

Sehr geehrte Damen und Herren,
das Bayrische Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen (StMLU) nimmt zu den Regelentwurfsvorlagen KTA BR1 - KTA BR7 wie folgt Stellung:

1. Basisregel 6
Eine verstärkte und nicht eingeschränkte Anwendung der Probabilistik wäre notwendig.

2.2 Framatome ANP GmbH

2.2.1 Regeltext

Grundlagen

Zielsetzung und Aufbau des Vorhabens KTA 2000 sind im Abschnitt 1 der KTA-Sicherheitsgrundlagen enthalten.

1 Anwendungsbereich

(1) Diese Regel ist bei der Erstellung von Nachweisen im Rahmen der Durchführung von Sicherheitsbewertungen bei Kernkraftwerken sowie ~~anzuwenden. Sie ist auch~~ bei der Prüfung der Einhaltung von Anforderungen an die Zuverlässigkeit technischer Ausführungen von Sicherheits- und Barrierefunktionen anzuwenden. Sie kann sinngemäß auch für thermische Versuchs- und Forschungsreaktoren angewendet werden. ~~zugrunde zu legen.~~

Vereinfachung, Gleichstellung der Anwendungen;
Ergänzung analog anderer BR eventuell als grundsätzliche Definition in SG.

Sicherheitsbewertungen können erforderlich werden

a) bei technischen Veränderungen (z.B. Um- oder Nachrüstungen) oder Maßnahmen (z.B. Änderungen von Prüfzyklen oder Prozeduren), die nennenswerte Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben (im folgenden Änderungen genannt).

b) bei Einzelbewertungen aufgrund von Anlässen (anlassbezogene Bewertung) mit sicherheitstechnischer Bedeutung (im folgenden Einzelbewertungen genannt) und

c) bei umfassenden Sicherheitsüberprüfungen.

(2) Sicherheitsbewertungen entsprechend dieser Regel werden vorgenommen, um das Erreichen von Schutzzielen auf allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes, d.h. für den bestimmungsgemäßen Betrieb, für Störfälle und für den auslegungsüberschreitenden Bereich nachzuweisen. Durch das Erreichen der Schutzziele werden die sicherheitstechnischen Zielsetzungen für die jeweilige Sicherheitsebene erfüllt. Die nachzuweisenden Sicherheitsanforderungen betreffen die Barriere- und Sicherheitsfunktionen mit den Maßnahmen und Einrichtungen zur Sicherstellung ihrer Funktion~~n und die zu deren Schutz~~ auf den jeweiligen Sicherheitsebenen. ~~erforderlichen Sicherheitsfunktionen (im Folgenden als~~ (Schutzmaßnahmen) ~~bezeichnet).~~

Klarstellung und konsistent zu 4.1 (1) und BR5

(3) Soweit sicherheitstechnisch erforderlich, sind bei Sicherheitsbewertungen die relevanten Zustände des Leistungs- und auch Zustände des Nichtleistungsbetriebs zu analysieren.

(4) Grundsätzlich haben die in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren verwendeten Analysen Gültigkeit. Neue Analysen sind in der Regel nur dann notwendig, wenn begründete Zweifel an der Aussagensicherheit vorhandener Nachweise bestehen oder wenn Anlagenänderungen durch die vorhandenen Analysen nicht abgedeckt sind.

Ergänzung zur Klarstellung

(5) In dieser Regel nicht betrachtet werden die Verfahren zur Ermittlung der Strahlenexposition bei Abgaben und Ableitungen oder Freisetzungen. Entsprechende Festlegungen sind in der Strahlenschutzverordnung und den zugehörenden Verwaltungsvorschriften enthalten.

2 Begriffe

s. grundsätzliche Anmerkungen

3 Anforderungen an Sicherheitsbewertungen

3.1 **Einleitung**

(1) Anforderungen an Inhalt und Umfang von Sicherheitsbewertungen sind durch die nachzuweisenden sicherheitstechnischen Anforderungen zur Einhaltung der Schutzziele ~~Zielsetzungen und Schutzzielkriterien~~ bestimmt, die den jeweiligen Sicherheitsebenen zugeordnet sind. Diese sicherheitstechnischen Zielsetzungen sind in Abschnitt 3.2 erläutert.

Schutzzielkriterien nicht definiert.
Anpassung an Titel: 3.2

Die Sicherheitsebenen sind durch ~~gestaffelte~~ Anforderungen ~~resultierend~~ aus Ereignissen, Ereignisabläufen oder Anlagenz ~~und Z~~ustänen, die repräsentativ für die einzelnen Ebenen sind, charakterisiert. Im Einzelnen sind dies:

Bessere Lesbarkeit

a) Ereignisse und Anlagenzustände des Normalbetriebs einschließlich Instandhaltungen,~~bestimmungsgemäßen Betriebs~~, die im Betrieb der Anlage vorgesehen sind und regelmäßig auftreten oder Ereignisse und Anlagenzustände, die ~~oder die repräsentativ sind für~~ Betriebsstörungen (anomaler Betrieb) sind und, ~~die~~ nach allgemeiner technischer Erfahrung während der Betriebsdauer einer Anlage einmal oder mehrmals eintreten können (Sicherheitsebenen 1 und 2, siehe Anhang B).

Anpassung an SG

b) ~~Repräsentative~~ Ereignisse und Anlagenzustände, die aufgrund der bisherigen Praxis und Erfahrung bei der sicherheitstechnischen ~~Analyse der Begutachtung und dem Betrieb für die~~ Auslegung von Kernkraftwerken bestimmend sind (Auslegungsstörfälle) und der Begutachtung zugrunde gelegt wurden.. Die Häufigkeit solcher Ereignisse ist so gering, dass ihr Eintreten in der Lebensdauer einer Anlage nicht erwartet wird (Sicherheitsebene 3, siehe Anhang B), die jedoch nicht als sehr selten einzustufen sind oder praktisch ausgeschlossen werden können.~~.~~

Anpassungen an SG

c) Spezielle sehr seltene Ereignisse, ~~die aufgrund ihrer Eintrittshäufigkeit nicht den Auslegungsstörfällen zugerechnet werden~~ (Sicherheitsebene 4a, siehe Anhang B~~1~~) und auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (Sicherheitsebene 4b, siehe Anhang B) die jedoch nicht als sehr selten einzustufen sind oder praktisch ausgeschlossen werden können.

Anpassungen an SG und Begrenzung der Häufigkeiten nach unten

~~(2) In Kapitel 4 werden die Randbedingungen und der erforderliche Detaillierungsgrad der Sicherheitsbewertungen in Abhängigkeit vom Nachweisanlass angegeben. Die für die jeweiligen Nachweisanlässe nach Stand von Wissenschaft und Technik anzuwendende Methode sowie die dabei einzuhaltende Anforderungen werden in Kapitel 5 beschrieben.~~

Streichung, da kein Regelungsinhalt und Dopplung mit Inhaltsverzeichnis

(3) Mit der Sicherheitsbewertung wird der Zustand der Anlagentechnik~~Anlagenzustand~~ zu einem festgelegten Zeitpunkt analysiert. Nicht realisierte Nachrüstmaßnahmen können dann einbezogen werden, wenn sie genehmigt oder prüffähig beantragt sind.

Präzisierung: Anlagenzustand feststehender Begriff wie: "kritisch heiß"

(4) Grundlage für die Sicherheitsbewertung bilden deterministische Anforderungen und Methoden. Dabei wird überprüft und bewertet, ob deterministische Sicherheitskriterien (ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen) für die verschiedenen Anlagenzustände unter festgelegten Voraussetzungen eingehalten werden. Dabei eingesetzte analytische Verfahren können auch auf best-estimate-Betrachtungen aufbauen. Den Unsicherheiten der~~ieser~~ Methodik wird durch ausreichende Sicherheitsmargen Rechnung getragen. ~~Deterministische Analysen können auch auf best-estimate Betrachtungen aufbauen.~~ Weitere Angaben hierzu enthält Kapitel 5.4.3.

Bessere Verständlichkeit

(5) Zusätzlich sind probabilistische Methoden nach Stand von Wissenschaft und Technik heranzuziehen. Ziel der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) ist es, ergänzend zur deterministischen Nachweisführung die für die Anlagensicherheit bestimmenden Einflüsse aus System- und Anlagentechnik, Betriebsführung und organisatorische Maßnahmen~~Betriebserfahrung~~ in einem systematischen und auf wahrscheinlichkeitstheoretischen Grundlagen beruhenden zusammenführenden Ansatz ~~zusammenfassend~~ zu bewerten unter Abstützung auf die Erfahrungen aus dem Betrieb der Anlagen.~~. Dabei handelt es sich insbesondere um die technische Ausführung der System- und Anlagentechnik bzw. Umsetzung der organisatorischen Maßnahmen und die Betriebsbewährung der Barrieren sowie die zu deren Schutz auf den jeweiligen Sicherheitsebenen erforderlichen Schutzmaßnahmen. Weiterhin werden d~~Die Unsicherheiten der Ergebnisse werden quantitativ ermittelt. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.2.

Präzisierung, Vereinfachung zum besseren Verständnis

(6) Die Ergebnisse aus der Betriebserfahrung sind wichtiger Bestandteil für eine Sicherheitsbewertung, insbesondere mit zunehmender Betriebszeit. Die Betriebserfahrung ist ~~wird~~ deshalb grundsätzlich in die ~~bei der~~ sicherheitstechnischen Bewertung einzubeziehen ~~berücksichtigt~~.

Präzisierung

(7) Ergebnisse aus ingenieurtechnischen Bewertungen, z.B. aus ingenieurtechnischen Einschätzungen, Plausibilitätsbewertungen oder aus Anlagenbegehungen können fallbezogen in die sicherheitstechnische Bewertung einbezogen werden. Weitere Angaben hierzu enthält Kapitel 5.3.

(8) Werden Ergebnisse einer bereits vorliegenden Sicherheitsanalyse ~~der PSA zu einem späteren Zeitpunkt~~ zur Sicherheitsbewertung verwendet, ~~so~~ ist nachzuweisen, dass ~~sich~~ die für die Analyse ~~PSA~~ relevanten Sachverhalte gegenüber dem bewerteten Zustand nach wie vor zutreffend sind., ~~der der PSA zugrundegelegt wurde, nicht wesentlich verändert haben.~~ Hat sich der Anlagenzustand wesentlich verändert oder liegen wesentliche neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung oder aus Sicherheitsanalysen vor (z.B. zur Zuverlässigkeit von Komponenten oder zur Wirksamkeit von Komponenten und Systemen), so ist der Einfluss der Änderungen bzw. der neuen Erkenntnisse auf die ~~quantitativen (und qualitativen)~~ Ergebnisse der Analyse ~~PSA~~ abzuschätzen. Ist eine verlässliche Abschätzung nicht möglich, so ist eine Aktualisierung der Analyse~~PSA~~ zumindest in den von den Änderungen oder den neuen Erkenntnissen betroffenen Teilen erforderlich.

Absatz komplex und schwer verständlich, Aussage verallgemeinert, nicht nur auf die PSA bezogen.

(9) Im Ergebnis von Sicherheitsbewertungen ist nachzuweisen, dass die jeweiligen ausführungsunabhängigen Sicherheitsanforderungen erfüllt sind. Weiterhin ist zu zeigen, dass Barrieren und erforderliche Schutzmaßnahmen so zuverlässig ausgebildet sind und zu probabilistischen Kenngrößen für Kernschadenszustände und große, frühe ~~- und~~ Freisetzungen~~zustände~~ führen, die mit den im Kap. 5.2.5.1 aufgeführten Referenzwerten kompatibel sind.~~dass es äußerst unwahrscheinlich ist, dass diese auftreten und massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von Kernschmelzunfällen praktisch ausgeschlossen sind.~~

Hier haben wir Referenzwerte definiert, Freisetzungszustand anpassen an konkrete kompatible Begriffe.

(10) Notwendigkeit oder ~~und~~ Dringlichkeit von sicherheitstechnischen Verbesserungen sind immer dann zu bewerten, wenn ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen nicht erfüllt sind und wenn die o.g. probabilistischen Kenngrößen ~~für Kernschadens- und Freisetzungszustände~~ auf eine unzureichende Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen hinweisen.

s. (9):Ist das hier gemeint? Oder: Wenn Sicherheitsanforderungen nicht erfüllt, dann Notwendigkeit und Dringlichkeit für Verbesserungen über probabilistische Werte zu bescheiden!

3.2 **Sicherheitstechnische Zielsetzungen**

(1) Das Gestaffelte Sicherheitskonzept ist vorrangig~~grundsätzlich~~ präventiv ausgerichtet. Dazu müssen die Schutzmaßnahmen auf der jeweiligen Sicherheitsebene so ausgebildet sein, dass die Notwendigkeit einer Inanspruchnahme der nächsten Sicherheitsebene zum Abfangen und Überführen von~~nichtbeherrschter~~ Ereignisabläufen in sichere Zustände mit der Zahl der Sicherheitsebenen immer unwahrscheinlicher wird. Auf das jeweilige Kernkraftwerk bezogen müssen die Schutzmaßnahmen der ersten beiden Sicherheitsebenen (Sicherheitsebenen 1 und 2) deshalb so beschaffen sein, dass Auslegungsstörfälle (Sicherheitsebene 3) in der Lebensdauer nicht zu erwarten ~~sind~~ und auslegungsüberschreitende Zustände (Sicherheitsebene 4) äußerst unwahrscheinlich sind.

SG 3.1.1! Sicherheitskonzept hat präventive und mitigative Elemente

(2) Technische und radiologische Zielsetzungen, bezogen auf die Sicherheitsebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept sind:

a) Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)

   aa) technisch: Vermeidung von Betriebsstörungen,

   ab) radiologisch: Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung (§ 6 StrSchV) sowie Einhaltung von Richtwerten für Ableitung rad. Stoffe (§ 47(1)(2) StrSchV)

b) Sicherheitsebene 2 (anomaler Betrieb)

   ba) technisch: Beherrschung von Betriebsstörungen und Vermeidung von Störfällen~~,~~

   bb) radiologisch: Begrenzung von Ableitungen (Begrenzung der Strahlenexposition nach § 47 StrlSchV), Minimierung nach § 6(2) StrlSchV

Konsistenz zu SG, Bild 1 und aa)

c) Sicherheitsebene 3 (Störfälle)

ca) technisch: Beherrschung von auslegungsbestimmenden Störfällen,

cb) radiologisch: Einhaltung der Störfallplanungswerte nach StrlSchV § 49(1)

d) Sicherheitsebene 4 (spezielle sehr seltene Ereignisse~~, die aufgrund ihrer Eintrittshäufigkeit nicht den Auslegungsstörfällen zugerechnet werden~~ (Sicherheitsebene 4a) und auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (Sicherheitsebene 4b)).

Bereits in 3.1(1) definiert

da) technisch: Reduzierung der Gefährdungszustände,~~die Kontrolle von Auswirkungen die durch spezielle sehr seltene Ereignisse verursacht werden, Überführung in sichere Zustände und die~~ Vermeidung schwerer Kernschäden, Minderung ihrer Auswirkungen.

Anpassung an SG, Bild 1
keine formalen, rechtlichen verbindlichen radiologischen Anforderungen, allenfalls Risikominderung bei SE4

db) ~~radiologisch: Minderung des~~ Risikos~~r radiologischen Auswirkungen in der Umgebung~~

~~(3) Die Nachweise über das Erreichen der Sicherheitsziele sind grundsätzlich auf der Grundlage deterministischer Sicherheitsbewertungsmethoden zu führen. Probabilistische Methoden sind zusätzlich zur Deterministik heranzuziehen.~~

Streichen, da redundant in 3.1 (4) und (5)

4 Systematik der Sicherheitsbewertungen

4.1 Allgemeine Anforderungen

(1) Aufgabe der Nachweisführung ist es die angemessene Implementierung der für das Erreichen der Schutzziele erforderlichen Barriere- und Sicherheitsfunktionen auf den jeweiligen Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts zu zeigen. Dazu müssen die den Schutzzielen zugeordneten deterministischen Sicherheitsanforderungen der Basisregeln 1 –bis 4, die entsprechenden zusätzlichen Sicherheitsanforderungen der Basisregeln 5 –bis 7 sowie die deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanforderungen aus Basisregel 6 erfüllt werden. Der Detaillierungsgrad der Sicherheitsbewertungen richten sich nach den Nachweisanlässen.

Präzisierung BR6 für deterministische und probabilistische Analysen

(2) Die Schutzziele gelten als erreicht, wenn die Einhaltung der in den Basisregeln festgelegten Schutzzielanforderungen auf den jeweiligen Sicherheitsebenen nachgewiesen ist. ~~Bei Nachweis der Einhaltung der zugeordneten KTA-Fachregeln kann grundsätzlich davon ausgegangen werden, dass das jeweilige Schutzziel erreicht ist. Bei Heranziehung anderer als den zugeordneten KTA-Fachregeln ist der Nachweis entweder durch das Erreichen der Schutzziele nach KTA-Basisregeln zu führen oder es ist nachzuweisen, dass die gewählte technische Ausführung den Anforderungen der zugeordneten KTA-Fachregel entspricht. Weiteres zur sicherheitstechnischen Gesamtbewertung enthält Kapitel 5.5.~~

Nicht für alle Aspekte Fachregeln (z.B. Ebene 4, probabil. redundant zu SG 1.4 (3) (4) (6)

Kap. 5.5 nicht vorhanden.

(3) ~~Die Einhaltung von Anforderungen auf einer Sicherheitsebene darf nur durch Kreditnahme von Schutzmaßnahmen anderer Sicherheitsebenen erfolgen, wenn hierfür mindestens die Anforderungen der betreffenden Sicherheitsebene erfüllt werden. Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebene 4b dürfen nicht zur Kompensation von Abweichungen der vorgelagerten Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.~~

Aussage identisch mit der SG 3.3.1 (4) und auch Gegenstand der BR5
s. Bemerkungen unter Grundsätzliches

4.2 Systematik der Sicherheitsebenenzuordnung

(1) Mit der folgenden Systematik sind alle Ereignisse, die bei Auslegung und Betrieb zu betrachten sind, einheitlich in die richtige Sicherheitsebene einzuordnen.

(2) Die Zuordnung von Ereignissen zu Sicherheitsebenen beruht generell auf der abgeschätzten Eintrittshäufigkeit der jeweiligen Ereignisse. Sie erfolgt in der Praxis auf zwei Wegen:

a) durch Verwendung des festgelegten Ereignisspektrums gemäß Anhang B

b) durch Zuordnung entsprechend der spezifisch abgeschätzten Eintrittshäufigkeit

(3) Die Festlegung der Eintrittshäufigkeit erfolgt ohne Anrechnung der nach 4.3.1 anzunehmenden Ausfallannahmen~~. werden dabei nicht~~

~~probabilistisch bewertet.~~ Weitergehende Annahmen ~~fließen~~sind jedoch in die probabilistische Abschätzung der Häufigkeit des Ereignisablaufes einzubeziehen und ~~sind~~ bei der Sicherheitsebenenzuordnung zu berücksichtigen.

Präzisierung

(4) Weitergehende Annahmen können z.B. zusätzliche Ausfälle bei den Gegenmaßnahmen oder ~~weitere~~zusätzlich angenommene Störungen während des Ereignisablaufes ~~betreffen oder~~sowie weitere Konservativitäten bei der Festlegung des Ausgangszustandes sein. ~~Dabei ist es auch möglich, dass~~ Die zusätzlichen konservativen Annahmen bei der Nachweisführung können die Wahrscheinlichkeit eines Ereignisablaufs so weit verringern ~~können~~, dass eine Zuordnung zu einer anderen Sicherheitsebene folgert.

(5) ~~Als~~Das abdeckende~~s (festgelegtes)~~ Ereignisspektrum für eine umfassende Sicherheitsbewertung ist ~~eine~~mit der Liste repräsentativer Ereignisse ~~für alle~~gegliedert nach den Sicherheitsebenen ~~anzuwenden. Diese Ereignisse sind in ihren~~festgelegt (Anhang B) und auch abdeckend für die Anforderungen an Sicherheits- und Systemfunktionen~~. abdeckend für alle bisher betrachteten Ereignisse.~~ Im Rahmen der Anforderungen an Ereignisanalysen werden diesen Ereignissen anzusetzende Ausfallannahmen ~~für die Analyse~~ zugeordnet (siehe 4.3). Mit diesen Festlegungen sind die ebenenbezogenen Nachweise durchzuführen und die zugehörigen Schutzziel~~kriterien~~ einzuhalten.

Straffung

(6) Zusätzliche Ereignisse~~, die nicht der Liste der repräsentativen Ereignisse zugeordnet sind~~ oder Ereignispfade, bei denen zusätzliche Ausfälle oder weitere konservative Annahmen bzw. erschwerende Randbedingungen über die festgelegten hinaus angenommen werden, werden nach 4.2 (2), (3) unter Zuhilfenahme probabilistischer Abschätzungen der jeweiligen Sicherheitsebene zugeordnet.

Als Orientierungswerte [1/a] für die Zuordnung zu den Sicherheitsebenen werden herangezogen:

a) SE 1, 2 Eintrittshäufigkeit $h_{1,2}$ ~~>~~≥ 10^{-2} ~~1/a~~

b) SE 3 Eintrittshäufigkeit 10^{-2} ~~>~~≧ h_3 ≥ 10^{-5} ~~1/a~~

c) SE 4 Eintrittshäufigkeit ~~$h_4 < 10^{-5}$ 1/a~~ $10^{-5} > h_4 \geq 10^{-7}$

Einführung einer unteren Grenze für SE4 erlaubt eine Abgrenzung zu VO-Fällen und für praktischen Anschlus. Damit (7) u. (8) erst praktikabel

Ereignisse mit einer Eintrittshäufigkeit $h < 10^{-7}$/a sind praktisch auszuschließen.

B e i s p i e l :
Der Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung eines DWR hat eine geschätzte Eintrittshäufigkeit von 5 x 10^{-2}/a, d.h. es handelt sich hier um ein Ereignis der Sicherheitsebene 2. Zur Beherrschung dieses Ereignisses sind Einrichtungen der Sicherheitsebene 2 heran zu ziehen. In diesem Fall sind das die Speise-RELEB für die Lastabsenkung und der Start der An- und Abfahrpumpen für die DE Bespeisung durch eine vorrangige Ansteuerung. Wird zusätzlich unterstellt, dass die Bespeisung mit den An- und Abfahrpumpen versagt~~, ist für diesen (~~Ausfall~~- eine~~ Wahrscheinlichkeit ~~von~~ 1 x 10^{-2} ~~geschätzt~~angenommen)~~. Mit der Eintrittshäufigkeit der~~ resultierendent für die Ereigniskombination ~~ergibt sich nun~~ eine Häufigkeit ~~für diese Ereigniskombination~~ von 5 x 10^{-4}/a ~~, dies~~und ist dann der Sicherheitsebene 3 zuzuordnen.~~ Damit können zur Beherrschung dieser Ereigniskombination Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 herangezogen werden, hier z. B. das Notspeisesystem.~~

Bemerkung: Beispiel überdenken! S. 4.1 (3)

- Fall suggeriert, dass Ereignis h < 10^{-2}/a sein muss, damit Einrichtungen der Ebene 3 herangezogen werden können. Dann RESA und Notstromdiesel nicht bei anomalem Betrieb und Nachkühlpumpen und -kühler des kombinierten Not- und Nachkühlsystem nicht bei Normalbetrieb anzusetzen.
- Mindestens letzten Satz streichen.

(7) ~~Eine weitere Kategorie~~Für eine Gruppe von Ereignissen ~~sind Lastfälle~~, die ~~zwar der Auslegung von Komponenten und Systemen zugrunde liegen,~~ aufgrund ihrer Eintrittshäufigkeit ~~aber~~ nicht den Sicherheitsebenen zugeordnet werden, sind Einzelnachweise auch für die resultierenden Anforderungen mit dem Ziel zu erbringen~~. Diese Fälle sind jedoch als Lastfälle für~~ die Auslegung sicherheitsrelevanter Schutzmaßnahmen ~~weiterhin zu berücksichtigen.~~nachzuweisen. Diese ~~Lastfälle~~Ereignisse sind zusammen mit der jeweils zu erreichenden sicherheitstechnischen Zielsetzung in Anhang D aufgeführt.

Lastfälle werden im allgemeinen für festigkeitsmäßige Nachweise von Komponenten verwendet. Anpassung an Titel des Anhang D.

(8) Vorsorgemaßnahmen sind Maßnahmen, die der Verhinderung eines Störfalles dienen bzw. zur Reduzierung dessen Eintrittshäufigkeit beitragen. Hierzu zählen sicherheitstechnisch bewertbare Maßnahmen wie physikalische ~~Phänomene~~ Effekte, Materialwahl, konstruktive Lösungen sowie administrative Regelungen oder Kombinationen dieser Maßnahmen. Anzuwendende Vorsorgemaßnahmen sind für neuere DWR-Anlagen in der Störfall-Leitlinie angegeben. Grundsätzlich können sicherheitstechnisch bewertbare Vor-

Störfallleitlinien gelten nur für neuere DWR, spez. Konvoi. Dieses Papier musste zur allgemeinen Belastung sinngemäß umgesetzt und angehängt werden.

sorgemaßnahmen, gegebenenfalls in Ergänzung zu den zu unterstellenden Anfangs- und Randbedingungen, in die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von auslösenden Ereignissen einbezogen werden, s. z.B. Bruchausschluss. Durch diese Maßnahmen kann die Eintrittshäufigkeit eines Ereignisses ~~so gering~~ reduziert werden, dass eine Zuordnung in die nächst höhere Sicherheitsebene möglich ist oder das Ereignis praktisch ausgeschlossen werden kann.

4.3 Anfangs- und Randbedingungen in den Sicherheitsebenen

4.3.1 System- und Ereignisablaufanalysen

a) Allgemeines

aa) Die Nominalwerte der jeweiligen Anlagen sollen den Analysen zugrundegelegt werden. Für die wesentlichen Betriebsparameter sind als Ausgangszustand für die Ereignisablaufanalyse Messtoleranzen und -unsicherheiten sowie das Regeltotband konservativ zu berücksichtigen.

Notwendige Ergänzung, da hierbei Nominalwerte nicht zum Ansatz kommen

ab) Reaktivitätsrückwirkungen sollen für Auslegungsrechnungen abdeckend angesetzt werden. ~~Die angesetzten Reaktivitätsrückwirkungen~~ Diese sollen den zulässigen Werten des Reaktorkernes entsprechen (z.B. Zyklusbeginn oder Zyklusende). ~~.~~ Ebenso sind die Leistungsverteilung im Kenn- und die Kühlmittelvermischung (z:b. Downcomer) abdeckend anzusetzen.

. Für anlassbezogene Einzelb ~~Be~~wertungen können realistische ~~Reaktivitätsrückwirkungen~~Werte entsprechend dem zu betrachtenden Anlagenzustand angesetzt werden.

b) Sicherheitsebene 1 und 2

ba) Für die Analysen können alle betrieblichen Systeme, bis auf diejenigen, die durch die unterstellte Störung ausgefallen sind, als verfügbar angenommen werden.

bb) Ein Einzelfehler ist in den Begrenzungen zu unterstellen.

bc) ~~Es ist keine~~ Instandhaltung ~~zu unterstellen.~~ist entspr. Betriebsvorschriften zu berücksichtigen.

Instandhaltung mindestens bei abgeschalteter Anlage (s. 1 (3)) zu berücksichtigen. S. Anmerkung zu Instandhaltung zu übergeordneten Teil der Stellungnahme.

bd) Eine Überlagerung des Notstromfalls erfolgt nicht.

be) Die Nachzerfallsleistung wird mit konservativen Zuschlägen (1σ) angesetzt.

bf) Die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung ~~(RESA)~~ erfolgt über das erste anstehende Auslösekriterium für RESA.

bg) Von Hand auszulösende Schutzmaßnahmen sollen nicht vor ~~Ablauf einer angemessenen Zeit erforderlich sein. Als Richtzeit gilt hier~~ eines Zeitraumes von 30 Minuten als wirksam angenommen werden.

Anpassung der Formatierung an Analyserandbedingungen

c) Sicherheitsebene 3

ca) Der Nachweis der Störfallbeherrschung erfolgt für die Anlagenauslegung ausschließlich mit den Sicherheitsfunktionen. Im Falle der Verwendung von Systemfunktionen vor ~~oder nach~~gelagerter Sicherheitsebenen sind ~~immer~~ die Anforderungen an Sicherheitsfunktionen zu erfüllen; Systemfunktionen der nachgelagerten Ebene dürfen hier nicht kreditiert werden.

Bei SE 3 keine Maßnahmen der SE 4

cb) Bezüglich des Ausgangszustandes für die Ereignisablaufanalyse ist stets ein Zufallsausfall innerhalb des betrieblichen Mess-, Steuer- und Regelsystems zu unterstellen und bei den Gegenmaßnahmen sind Sicherheitsfunktionen unter Annahme von Einzelfehler sowie Instandhaltung zu berücksichtigen, soweit diese für den betrachteten Betriebszustand zulässig ist.

cc) Beim Notstromfall oder bei dessen Überlagerung ist ~~D~~das Zuschalten von notstromgesicherten Aggregaten ~~erfolgt~~ entsprechend dem Zuschaltprogramm beginnend nach der Auslösung der Turbinenschnellabschaltung ~~(TUSA)~~ anzusetzen.

Formulierung suggeriert die Überlagerung des Notstromfalles in allen Fällen der SE3

cd) Die Nachzerfallsleistung wird mit ~~ausreichend~~ konservativen Zuschlägen (2σ) angesetzt.

Der Grad der Konservativität ist angegeben. Ausreichend ist 2σ und 1σ (s. be)) jeweils.

ce) Für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung ~~(RESA) sind~~ ist grundsätzlich ~~die beiden~~ in der zeitlichen Reihenfolge

Missverständlich und unklare Randbedingungen. Zwei Analysen mit 1. u. .2 RESA?? nein

erstendas zweite anstehenden Auslösekriterien für RESA anzusetzen.

cf) Von Hand auszulösende Schutzmaßnahmen sollen nicht vor Ablauf einer angemessenen Zeit erforderlich sein. Als Richtzeit gilt hier eines Zeitraums von 30 Minuten als wirksam angenommen werden.

s. bg)

d) Sicherheitsebene 4

da) Für die Analysen können alle Systeme, bis auf diejenigen, die durch die unterstellte Störung ausgefallen sind, als verfügbar angenommen werden.

db) Es ist kein Einzelfehler zu unterstellen.

dc) Es ist kein Ausfall von Komponenten oder Systemen/ Teilsystemen durch Instandhaltung zu unterstellen.

de) Eine Überlagerung des Notstromfalls erfolgt nicht.

df) Die Nachzerfallsleistung wird ohne Zuschläge angesetzt.

dg) Die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) erfolgt über das erste anstehende Auslösekriterium für RESA.

dh) Handmaßnahmen können während des gesamten Analysezeitraums in realistischen Zeiträumen angesetzt werden.

4.3.2 **Weitere Analysen**

Analysen zur Radiologie werden hier nicht behandelt, dazu wurde vorne auf das StrlSchV verwiesen

(1) Anfangs- und Randbedingungen für radiologische Nachweise werden entsprechend den Vorgaben der StrlSchV festgelegt.

(2) Für Festigkeitsberechnungen sind statische und gegebenenfalls transiente Betriebslasten einzelfallabhängigfallbezogen so anzusetzen bzw. zu überlagern, dass der zu betrachtende Lastfall abdeckend analysiert wird.

(3) Die Festlegung der Anfangs- und Randbedingungen in anderen Analysenbereichen (z.B. Druckstoßanalysen, Containmentanalysen,...)für Analysen zur Ermittlung von Belastungen von Baustrukturen oder Komponenten (z.B. Druckstoßlasten, Druck- oder Differenzdruckbelastungen) erfolgt in der Weise, dass die ermittelten Ergebnisse ausreichend konservativ im Hinblick auf das zu untersuchende Nachweisziel sind. Entsprechende Festlegungen enthalten die jeweiligen Basisregeln.

Spezifische Formulierung des Analysebereiches.

Keine Festlegung in anderen Basisregeln.

4.3.3 **Folgeereignisse**

Kap. 4.3.3 sollte entfallen, da in BR5 unter Schutz gegen interne und äußere übergreifende Ereignisse die zu berücksichtigenden Überlegungen zu Folgeereignissen enthalten. (BR5: 5.2.3 bis 5 u. 6.3)

Als Folgeereignisse von Erdbeben, Bränden und meteorologisch bedingten äußeren Einwirkungen sind gegebenenfalls je nach anlagenspezifischen Randbedingungen zu betrachten:

a) Belastungen aus der Berstdruckwelle infolge Versagens hochenergetischer Behälter im Maschinenhaus

b) Mechanische Folgeschäden aus dem Versagen von Anlagenteilen

c) Überflutungen infolge Versagens von Anlagenteilen

d) Brände

e) Fehlsignale aus nicht gesicherten Anlagenbereichen.

5 Analysen und Methoden

5.1 **Deterministische Ansätze**

5.1.1 **Einzuhaltende Sicherheitsanforderungen**

(1) Die im gestaffelten Sicherheitskonzept einzuhaltenden Sicherheitsanforderungen für die Barrieren und die zu deren Schutz erforderlichen Schutzmaßnahmen sind in den jeweiligen Basisregeln festgelegt.

(2) Die bei einer Sicherheitsbewertung heranzuziehenden Ereignisse und Zustände sind den Sicherheitsebenen zugeordnet und gegliedert nach DWR und SWR in dem Anhang B enthalten. Anhang D enthält auch die für repräsentative Annahmen bei die Ereignisse für Einzelnachweisen heranzuziehenden Ereignisse und Ereigniskombinationen. mit zugehörigen Postulaten und Nachweiszielen. Für Sicherheitsbewertungen sind die in den Anhängen zusammengestellten

D enthält keine repräsentativen Annahmen

Ereignisse und Zustände gegebenenfalls anlagenspezifisch zu ergänzen.

(3) ~~Auf vorhandene Nachweise kann zurückgegriffen werden.~~ Für neu durchzuführende Analysen sollten fortschrittliche validierte Rechenprogramme ~~mit realistischen~~ zum Einsatz kommen. Unsicherheiten in Anfangs- und Randbedingungen ~~angewandt~~sollten entweder im Hinblick auf das Nachweisziel konservativ abgedeckt werden oder es sollten realistische Anfangs- und Randbedingungen verwendet und gegebenenfalls erforderliche Unsicherheitsanalysen durchgeführt werden. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.4.

best-estimate-Analysen mit Unsicherheitsanalysen noch nicht durchgängig Stand der Technik, wohl aber in einzelnen Anwendungen, z.B. bei der BE-Auslegung.

~~(4) Sofern für die Sicherheitsbewertung Daten erforderlich sind, die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens nicht vorgelegt worden sind oder deren Ermittlung nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht, sind neue Rechnungen über den Nachweis von Auslegungsannahmen oder neue Auslegungsrechnungen selbst durchzuführen.~~

Vorne schon gesagt! Unklar: Nachweis von Auslegungsannahmen? Neue Auslegungsrechnungen? Lücken im Genehmigungsverfahren?

5.1.2 Vorgehen in den einzelnen Sicherheitsebenen bei der Sicherheitsbewertung

5.1.2.1 Sicherheitsebenen 1 und 2

(1) Sicherheitsbewertung aufgrund eines aufgetretenen Ereignisses oder einer umfassenden Sicherheitsüberprüfung

a) Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 haben bei in Betrieb befindlichen Anlagen in Bezug auf die Bewertung von Komponenten- und Systemzuständen die vorhandenen Kenntnisse aus dem Anlagenbetrieb und deren Auswertung Vorrang vor der analytischen Ermittlung der vergleichbaren Größen. Dieser Gewichtung der Betriebserfahrung kommt mit fortschreitender Betriebsdauer eine wachsende Bedeutung zu. Die zur Auswertung der Betriebsdaten verwendeten Berechnungsverfahren müssen dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

   Für den Fall, dass keine belastbaren und aussagekräftigen Anlagendaten aus der Betriebserfahrung vorliegen, sind analytische Nachweise durchzuführen. Die Vorgehensweise bei analytischen Nachweisen für Sicherheitsebene 2 ist analog zur Vorgehensweise bei Sicherheitsebene 3 (Abschnitt 5.1.2.2)

   Anhang B enthält viele Ereignisse der SE 2, die nur analytisch und in analoger Weise wie Auslegungsstörfälle behandelt werden können.

b) Bei der Auswertung der Betriebserfahrung ist zu unterscheiden nach

   ba) technischen Erfahrungen

   bb) personell-organisatorischen Erfahrungen

   In beiden Kategorien ist die Entwicklung über die Betriebszeit zu beobachten. Aus der Art des Trends geeigneter Indikatoren sind Schlüsse auf sich abzeichnende Schwächen abzuleiten. Dabei muss die Bewertung immer auch eine Ursachenanalyse für festgestellte Trends umfassen.

   Zur Bewertung der Qualität der Einrichtungen und der Wirksamkeit von Maßnahmen sind folgende Indikatoren maßgeblich:

   ba~~c~~) Anzahl von Betriebstransienten.

   bb~~d~~) Anzahl außerplanmäßiger Stillstände.

   ba) und bb) nur einmal vergeben, Nummerierung fortlaufend!

   bc) Anzahl und sicherheitstechnische Bedeutung meldepflichtiger Ereignisse.

   bd) Anzahl der Befunde mit sicherheitstechnischer Relevanz bei wiederkehrenden Prüfungen.

   be) Anzahl der Befunde mit sicherheitstechnische Relevanz bei Instandhaltung.

   bf) Ausnutzungsgrade ermüdungsintensiver Bereiche.

   bg) Dosisbelastung des Personals.

   bh) Abgaben/Ableitung radioaktiver Stoffe

c) Werden in Auswertung der Trends bedeutsame ~~Abweichungen~~ Veränderungen festgestellt, ist zu überprüfen, ob Grenzen der Auslegung erreicht oder festgelegte Sicherheitsabstände abgebaut werden. ~~Im~~Als Ergebnis der Bewertung können zusätzliche analytische Nachweise zu Auslegungs~~annahmen~~ nötig sein.

   Nachweise nicht für Auslegungsannahmen??

(2) Sicherheitsbewertungen bei Änderungen an der Anlage oder bei Änderungen des Betriebes der Anlage

a) Bei Änderungen ist unter Einbeziehung der Betriebserfahrung der Nachweis zu führen, dass bei den von der Änderung betroffenen Komponenten und Systemen die schutzzielorientierten Anforderungen der relevanten KTA-Basisregeln erfüllt sind. Dies ist auch bei der Erstellung der zugehörigen Betriebsvorschriften zu beachten. Bei diesbezüglichen Sicherheitsbewertungen sind grundsätzlich die der ursprünglichen Auslegung zugrunde liegenden Anforderungen in die sicherheitstechnische Bewertung einzubeziehen, die aber durch vorhandene Betriebserfahrungen zu ergänzen sind.
b) Bei der Nachweisführung können auch fallbezogen ingenieurmäßige Bewertungen einbezogen werden (siehe 5.3). Bei Anwendung von Methoden der ingenieurmäßigen Übertragbarkeit ist jedoch immer zu prüfen, ob durch Unsicherheiten Grenzen der Auslegung erreicht oder Sicherheitsabstände unzulässig abgebaut werden könnten.

5.1.2.2 Sicherheitsebene 3

(1) Auf der Sicherheitsebene 3 ist die Beherrschung von Störfällen nach Maßgabe der in den KTA Basisregeln festgelegten Anforderungen nachzuweisen (Anhang C).

(2) Zusätzlich sind Annahmen für Einzelnachweise für ausgewählte abdeckende Ereignisabläufe, Ereignisse oder Ereigniskombinationen zu betrachten . Angaben zu den Einzelnachweisen sind in Anhang D zusammengestellt.

(3) System- und Störfallanalysen sind grundsätzlich für alle Anlässe nach Kapitel ~~2~~1 erforderlich. Der Nachweis der Störfallbeherrschung erfolgt durch die Analyse der für das Erreichen der Schutzziele erforderlichen Barriere- und Sicherheitsfunktionen ~~und der inhärenten Sicherheitseigenschaften~~ für die jeweiligen Störfälle. Ergänzend kann zur Bewertung der Zuverlässigkeit technischer Ausführungen von Barriere- und Sicherheitsfunktionen die Betriebserfahrung in Form von Trendanalysen geeigneter Indikatoren herangezogen werden.

Richtigstellung

Bei den Nachweisen der zul. BE- und System-Beanspruchungen wird das inhärende Verhalten ebenso wie die Regelung und Begrenzung mit berücksichtigt. Nachweisziel hier BE-Integrität oder Systemfunktion und nicht inhärente Sicherheit.

(4) Analysen für Ereignisse oder Ereigniskombinationen sind dann nicht notwendig, wenn die erforderlichen Vorsorgemaßnahmen (VO) als getroffen nachgewiesen sind. Dies gilt insbesondere für die in der Störfall-Leitlinie genannten VO-Maßnahmen.

(5) Bezogen auf die in Kapitel ~~2~~1 angegebenen Anlässe sind durch deterministische Sicherheitsanalysen die Auslegungsstörfälle in folgendem Umfang zu analysieren:

a) Bei umfassenden Sicherheitsüberprüfungen sind die Auslegungsstörfälle vollständig in den erforderlichen Analysen zu behandeln. Die zugrunde zu legenden Auslegungs-Störfälle sind in (generischen) Musterlisten für DWR und SWR aufgelistet (Anhang B). Die in den Anhängen zusammengestellten Störfälle sind bei Erfordernis den jeweiligen anlagenspezifischen Gegebenheiten anzupassen.
b) bei Änderungen und anlassbezogenen Bewertungen sind die Störfälle in dem Umfange, wie sie für diese Anlässe von sicherheitstechnischer Bedeutung sind, in den entsprechenden Analysen zu behandeln.

Weiterhin ist die Einhaltung der Anforderungen an die technische Ausführung von Barriere- und Sicherheitsfunktionen nachzuweisen.

~~a~~c) Dabei ist der Umfang der zu betrachtenden Barriere- und Sicherheitsfunktionen bestimmt durch die jeweils der Sicherheitsbewertung zugrundezulegenden – anlagenspezifischen – Störfälle.
~~b~~d) Zur Bewertung der Zuverlässigkeit der technischen Ausführungen von Barriere- und Sicherheitsfunktionen kann - soweit repräsentativ - auch die Betriebserfahrung herangezogen werden.

5.1.2.3 Sicherheitsebene 4

(1) Auf der Sicherheitsebene 4 sind die im Anhang B aufgezählten auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände zu betrachten.

(2) Die sicherheitstechnischen Zielsetzungen sind durch Schutzmaßnahmen unter Nutzung der technischen Reserven der Anlagenauslegung zu erreichen. Die erforderlichen Schutzmaßnahmen umfassen

a) Maßnahmen ~~für die Kontrolle von ATWS und Notstandsfällen~~ zur Reduzierung der Gefährdungszustände bei speziellen postulierten Ereignissen, wie z.B. FLAB oder ATWS (Sicherheitsebene 4a)

Anpassung an Definition in den SG 3.3.6, Bild 1

ba) präventive Notfallmaßnahmen ~~für die Überführung der Zustände infolge unzureichender Verfügbarkeit angeforderter Sicherheitsfunktionen in kontrollierbare Zustände und~~ zur Vermeidung schwerer Kernschäden

bc~~b~~) schadensmindernde Notfallmaßnahmen zur ~~Vermeidung eines Versagens der druckführenden Kühlmittelumschließung sowie zur Vermeidung eines globalen Sicherheitsbehälterversagens bei den Zuständen infolge Kernschaden~~ Begrenzung der Auswirkungen schwerer Kernschäden(Sicherheitsebene 4b)

(3) Der Nachweis, dass die Sicherheits- und Schutzziele erreicht werden, erfolgt durch die deterministische Sicherheitsbewertung. Er kann auch durch die Einhaltung probabilistischer Kenngrößen gemäß Kapitel 5.2 erbracht werden. Die Angemessenheit weiterer Notfallmaßnahmen ergibt sich durch die probabilistische Sicherheitsanalyse.

(4) Die Eignung und Wirksamkeit der Schutzmaßnahmen zur Beherrschung bzw. Minderung der Auswirkungen auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe und Zustände kann repräsentativ typspezifisch oder nach Anlagengruppen ermittelt werden. Die Ergebnisse können unter Zugrundelegung der anlagenspezifischen Gegebenheiten mittels ingenieurtechnischer Methoden auf die jeweilige Anlage übertragen werden.

(5) ~~Der Nachweis über den Schutz von Gebäuden und Komponenten bei Notstandsfällen erfolgt grundsätzlich auf Basis spezifizierter Lastannahmen. Dabei sind auch Schutzmaßnahmen gegen die induzierten Erschütterungen von Einbauten und Komponenten zu berücksichtigen. Der Nachweis der Abtragbarkeit von Belastungen kann aber auch in Verbindung mit probabilistischen Untersuchungen erfolgen. Dabei ist ein ausreichend geringes Risiko nachzuweisen.~~ Zum Nachweis von Gebäuden und Komponenten, s. BR5. Der anlagenbezogene Nachweis der Einhaltung von Schutzzielen bei den Anlagenzuständen der Sicherheitseben 4b kann durch ingenieurtechnische Einschätzungen der relevanten Zustände und der dafür vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen erfolgen. Grundlage ingenieurtechnischer Einschätzungen sind repräsentative Analysen ~~der für diese Sicherheitsebene~~ relevanten Zustände.

Aussage redundant zu BR5

5.2 Probabilistische Bewertungen

5.2.1 ~~Anforderung an die~~ Anwendungen der PSA

Anpassung an den Inhalt des Kapitels

(1) In Ergänzung zu deterministischen Methoden (Kap. 5.1) werden auch probabilistische Analysen zur Sicherheitsbewertung einer Anlage herangezogen.

(2) Mittels einer PSA im Rahmen umfassender Sicherheitsüberprüfungen (integrale PSA) ~~kann~~ist das Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerkes in einem systematischen Ansatz zu bewerten~~t werden~~. Quantitative Informationen über das Sicherheitsniveau ~~können~~ sind zu ermittelt ~~werden~~. Die Ausgewogenheit der sicherheitstechnische Auslegung ist aufzuzeigen.

Forderung

(3) Des weiteren können probabilistische Ansätze eingesetzt werden zur Beurteilung der sicherheitstechnischen Relevanz von

a) wesentlichen Änderungen in der Anlage und des Betriebes und

b) Ereignissen bzw. Anlässen aus dem Betrieb der Anlage

(4) Die Analysen sollen auf der Grundlage ~~entsprechender Anforderungen an~~ belastbarer Daten und verifizierter Methoden durchgeführt werden. Kapitel 5.2.4 gibt einen Überblick über die generellen Anforderungen an die Durchführung einer PSA.

Präzisierung

5.2.2 **Umfang einer PSA**

H i n w e i s :
Die PSA erfasst Maßnahmen zur Vermeidung, Beherrschung und Begrenzung der Auswirkungen von Ereignissen in der Anlage. Sie wird in zwei Stufen mit unterschiedlicher Reichweite durchgeführt.

Wenn hier "Hinweis" angebracht ist, dann auch weitere Kapitel unter 5.2.2. Hinweis: Formulierung in Endredaktion.

5.2.2.1 PSA Stufe 1

(1) In der Stufe 1 der PSA werden die Häufigkeiten für Ereignisabläufe bestimmt, ~~bei denen Kernschmelzen nur noch~~die zu einem Gefährdungszustand führen und bei denen durch den Einsatz von präventiven Notfallmaßnahmen ~~zu verhindern ist. Die durch solche Ereignisabläufe verursachten Anlagenzustände werden als Systemschadenszustände bezeichnet. Unter Berücksichtigung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und Reparaturmaßnahmen werden die Häufigkeiten von Zuständen ermittelt, die mit einem Kernschmelzen verbunden sind. Solche Zustände werden als Kernschadenszustände bezeichnet.~~ und auch Reparaturmaßnahmen bei Erfolg ein Kernschadenszustand verhindert werden kann. Es sind Gefährdungs- und Kernschadenshäufigkeit als Ziel der Stufe 1 zu ermitteln.

Präzisierung, s. auch SG 2 (2a).

(2) In die PSA sind alle Zustände des Leistungs- sowie des Nichtleistungsbetriebs (NLB) der Anlage einzubeziehen; letzterer beinhaltet ~~die Anlagenzustände~~:

~~a)~~ das Ab- und Anfahren der Anlage - im allgemeinen mit Erreichen/Verlassen des Zustandes unterkritisch heiß - und die verschiedenen Zustände des Stillstandes

~~b) abgefahrene Anlage.~~

Präzisierung und Richtigstellung, Zustand b) in a) unter Stillstand bereits benannt.

Weiterhin ist die Zuverlässigkeit der Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken zu untersuchen.

5.2.2.2 PSA Stufe 2

Die in der PSA Stufe 2 zu betrachtenden Ereignisse ergeben sich aus den ~~relevanten Ereignissen~~ Kernschadenszuständen der Stufe 1.

Präzisierung, Konsistenz in Definitionen.

~~Darüber hinausgehend analysiert d~~Die PSA Stufe 2 ~~das~~analysiert die Kernschadensabläufe unter Einbezug des Verhaltens der Rückhaltebarrieren und Maßnahmen inkl. der des mitigativen Notfallschutzes zur Begrenzung der ~~Folgen von Kernschadensfällen~~ Aktivitätsfreisetzungen aus der Anlage und bewertet die Häufigkeit von Freisetzungen ~~Anlagen-Schadenszustände~~.

5.2.3 **Anwendung**

(1) Bei wesentlichen Änderungen in der Anlage und des Betriebes sind die betroffenen Ereignisse und Sicherheitsfunktionen in der vorliegenden PSA neu zu bewerten.

Als Basis für die Bewertung kann auf ~~die integrale PSA~~ eine umfassende PSA, wie z.B. für eine PSÜ durchgeführt, zurückgegriffen werden.

Analog zu umfassender Sicherheitsbewertung in 1 (1c).

(2) Bei Anwendungen probabilistischer Analysen für ereignis-/anlassbezogene Bewertungen sind Vorgehen, Umfang und Detaillierungsgrad fallbezogen. Der Einfluss eines Ereignisses oder Anlasses, z.B. Komponentenausfälle, auf die Verfügbarkeit der Sicherheitsfunktion(en) und ggf. das Sicherheitsniveau ~~wird~~ist anhand der PSA der Stufe 1 auf~~ge~~zuzeig~~t~~en und damit die Bedeutung des Ereignisses zu beurteil~~t~~en.
~~Die~~Eine vorhandene umfassende ~~vorhandene integrale~~ PSA kann als Basisinformation zu einer Ereignisbewertung und deren Beurteilung herangezogen werden.
Fallbezogen kann eine vereinfachte probabilistische Abschätzung zur Beurteilung des Anlasses ausreichend sein.

5.2.4 **Methodik**

(1) In der umfassenden PSA ~~wird~~ist die Fehler- und Ereignisbaumtechnik zu verwende~~t~~n; die nachfolgenden Betrachtungen orientieren sich daran.

Präzisierung

(2) In spezifischen Anwendungsfällen der probabilistischen Bewertung von Änderungen in der Anlage oder anlass-/ereignisbezogenen

Bewertungen sind im Bedarfsfall auch andere angemessene Ansätze zu verwenden.

5.2.4.1 Probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 1

(1) Als Eingangsinformation sind die Unterlagen zum Betrieb der Anlage und zur Systemauslegung heranzuziehen. Die Betriebserfahrungen inkl. Vorkommnisse sind auszuwerten und zu berücksichtigen. Der betrachteteie zugrunde gelegte Anlagenzustandtechnik ist geeignet zu dokumentieren soweit PSA relevant.

Zielorientiert

(2) Als auslösende Ereignisse sind alle Ereignisse in Betracht zu ziehen, bei denen Systeme des bestimmungsgemäßen Betriebs (Normalbetrieb und anomaler Betrieb Instandhaltung) zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern ausfallen oder nicht ausreichend wirksam sind und deshalb eine (Schnell-)Abschaltung des Reaktors und der Einsatz weiterer betrieblicher oder sicherheitstechnischer Systeme erforderlich wird, um den Reaktor in einen sicheren Zustand zu bringen.

Anomaler Betrieb kein Ausgangszustand für die PSA, allerdings Instandhaltung.

Eine Schnellabschaltung nicht immer zwingend, es sind auch Ereignisse zu untersuchen, bei denen die Anlage abgefahren wird ohne Schnellabschaltung. Im NLB ist gänzlich ohne diese auszukommen.

Auslösende Ereignisse können verursacht werden durch das spontane Versagen einzelner oder mehrerer Komponenten oder durch fehlerhafte Ausführung vorgeplanter Personalhandlungen sowie durch anlageninterne oder anlagenexterne übergreifende Einwirkungen.

(3) Als Grundlage für die Auswahl der auslösenden Ereignisse dient die Zusammenstellung repräsentativer Ereignisse für DWR/SWR (Anhang B). Hieraus sind die anlagenspezifisch zu betrachtenden auslösenden Ereignisse abzuleiten.

(4) Bei den Analysen zum Nicht-Leistungsbetrieb sind dessen Besonderheiten wie

a) Fehlen von automatischen Maßnahmen

b) Freischalt- und Instandhaltungsmaßnahmen,

c) Einschränkungen in der Betriebsweise der Sicherheitssysteme

durch spezifische Vorgehensweisen bei der Durchführung einer PSA Rechnung zu tragen.

Den verschiedenen Phasen des Nicht-Leistungsbetriebes sollte durch eine entsprechende Unterteilung Rechnung getragen werden.

(5) Ein auslösendes Ereignis bzw. ein Ereignisablaufpfad braucht dann nicht weiter verfolgt werden, wenn die daraus resultierende Häufigkeit des Systemschadenseines Gefährdungszustandes kleiner als 10^{-7} pro Jahr ist. Ereignisse oder Ereignisablaufpfade mit Häufigkeiten kleiner als 10^{-6} pro Jahr können mittels ingenieurmäßigen Bewertungsverfahren weiterbehandelt werden.abgeschätzt werden kann.

Vorausschätzung ermöglicht eine Eingrenzung der Detailanalyse.

Der Gesamtbeitrag aller vernachlässigten Ereignisse und Ereignisgruppen soll weniger als 20 % der jeweiligen Gesamthäufigkeiten betragen.

Nicht praktikabel, da diese Entscheidung erst nach Vorlage des Ergebnisses möglich ist.

(6) Für relevante Ereignisse die als repräsentativ für eine Ereignisgruppe (vergleichbare verfahrenstechnische Abläufe) identifiziert wurden, sind die verfahrenstechnischen Abläufe zu entwickeln, wobei die wirksam werdenden Betriebs- und Sicherheitssysteme bzw. weitere Maßnahmen (z.B. Reparaturmaßnahmen) zur Erfüllung einer Sicherheitsfunktion einbezogen werden.

Ergänzende Information

Die AbläufeAnalysen und die Ergebnisse sind in den Ereignisablaufdiagrammenbäumen darzustellen.

Präzisierung, Konsistenz

Die Ermittlung von Systemwirksamkeiten (Funktion und Einsatzzeit) sollte vorzugsweise auf der Grundlage von Rechnungen mit realistischen Randbedingungen erfolgen.

(7) Im Rahmen der Systemanalyse sind mittels Fehlerbäumen die Unverfügbarkeiten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten der angeforderten Systemfunktion unter Berücksichtigung der Operatormaßnahmen und abhängiger sowie gemeinsam verursachter Ausfälle (GVA) zu bestimmen.

Für die Quantifizierung sind die Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten und auch der Operatormaßnahmen und auch für Operatormaßnahmen erforderlich.

(8) Grundsätzlich soll für die Häufigkeit der auslösenden Ereignisse sowie die Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten die anlagenspezifische Betriebserfahrung herangezogen werden.

Bei Verwendung generischer Daten ist die Übertragbarkeit auf die betrachtete Anlage darzustellen.

(9) Die Zuverlässigkeit der ereignisablaufbezogenen Personalhandlungen ist mittels geeigneter Verfahren zu bewerten, wobei die Diagnose der Situation, die Karenzzeit und die Durchführung explizit zu betrachten sind.

(10) Die quantitative Auswertung der Ereignisabläufe erfolgt durch Ermittlung der Unverfügbarkeiten der ereignisbezogenen Systemfunktionen inkl. der Operator-Maßnahmen entsprechend Fehlerbaummodellierung. ~~m~~Mit Einbezug der jeweiligen Eintrittshäufigkeit des betrachteten Ereignisses ist die Häufigkeit eines Ereignispfades und aller Ereignispfade, die als Gefährdungs- bzw. Kernschadenszustand definiert sind, zu ermitteln. — Präzisierung und Ergänzung

Die Auswertung erfolgt im Allgemeinen mittels eines geeigneten Rechenprogramms; in einfachen Fällen reichen auch Handrechnungen.

Die Berechnung soll ~~die~~als Ergebnis die

a) Unverfügbarkeit bzw. Zuverlässigkeit einer System- oder Sicherheitsfunktion
b) Häufigkeit der ~~Systemschadens~~Gefährdungs-/Kernschadenszustände pro Ereignis
c) Summenhäufigkeit der ~~Systemschadens~~Gefährdungs-/Kernschadenszu-stände

~~liefern~~ausweisen.

(11) Bei der Ergebnisdarstellung der ~~Systemschadens-/Kerns~~Schadenszustände und Häufigkeiten zum Nicht-Leistungsbetrieb sind die resultierenden Häufigkeitswerte ~~aus den~~ für die einzelnen Betriebsphasen und zusammenfassend darzustellen. — Präzisierung

(12) Die sicherheitstechnische Bedeutung der Komponenten oder Maßnahmen ist mit Hilfe von Importanz- und Sensitivitätsanalysen zu ermitteln.
Für die Summenhäufigkeit ist das Unsicherheitsband resultierend aus Streubreiten der Zuverlässigkeitskenngrößen abzuleiten.

5.2.4.2 Probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 2

(1) Die PSA der Stufe 2 hat in Fortsetzung der Stufe 1 die Bewertung ~~der anlagentechnischen Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von Kernschadensfällen mit Beschreibung des Anlagenschadenszustandes zum Ziel.~~ eines Kernschadensablaufes mit dem Ziel durchzuführen, Freisetzungen aus der Anlage zu ermitteln und ihre Häufigkeiten zu bestimmen. — Präzisierung, konsistente Definitionen

(2) Dazu sind ~~zu bewerten:~~

~~a) auf deterministischer Basis soweit für die probabilistische Bewertung erforderlich:~~
~~aa) Thermohydraulische und -dynamische Zustände in der DFU, im SHB und ggf. in angrenzenden Räumen~~
~~ab) Strukturverhalten der DFU und des SHB für repräsentative Lastfälle~~
~~ac) Identifikation möglicher Freisetzungspfade aus der Anlage mit zeitlichem Rahmen und einfacher Klassifizierung der Auswirkung~~
~~b) mit probabilistischen Bewertungen:~~
~~ba) Erstellung und Bewertung von Ereignisbäumen für repräsentative Kernschadensszenarien bis hin zu Freisetzungen aus der Anlage~~
~~bb) Wahrscheinlichkeit für die Ereignisablaufverzweigungen in Abhängigkeit vom Unfallablauf und den Freisetzungsmechanismen~~
~~bc) Importanz von Ereignisablaufszenarien sowie anlagentechnischen Maßnahmen zur Verhinderung und Begrenzung von Freisetzungen, inkl. von Kernschadensszenarien und deren Ursachen aus der PSA Stufe 1.~~ — Verbesserung der Verständlichkeit, konsitente Definitionen

a) Ereignisbäume für repräsentative Kernschadenszustande bis hin zu Freisetzungen aus der Anlage,
b) Wahrscheinlichkeiten von Ereignisablaufverzeigungen für die einzelnen Unfallabläufe und Freisetzungsmechanismen,
c) Importanzen von Ereignisablaufszenarien sowie anlagentechnische Maßnahmen zur Verhinderung und Begrenzung von Freisetzungen, einschließlich von Kernschadenszuständen und deren Ursachen aus der PSA Stufe 1

zu ermitteln und zu bewerten.

Für repräsentative Kernschadenszustände sind hierzu deterministische Analysen durchzuführen, auf deren Basis eine Identifikation und Bewertung
d) der thermohydraulischen Zustände in der druckführenden Umschließung, dem Sicherheitsbehälter und ggf. Angrenzenden Räumen,
e) des Strukturverhaltens der druckführenden Umschließung und des Sicherheitsbehälters,
f) der möglichen Freisetzungspfade aus der Anlage einschließlich ihres zeitlichen Verhaltens

zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten der Ereignisablaufverzweigungen und der Größe von Freisetzungskategorien erfolgen kann.

(3) Die Ereignisbaumanalyse (Containment-Ereignisbaum) zu repräsentativen Kernschadensszenarien hat die physikalischen Phänomene (z.B. Wasserstoffverbrennung), die Erkenntnisse aus der Strukturbewertung sowie systemtechnische Maßnahmen und zugehörige Wahrscheinlichkeiten zu integrieren und ~~Anlagenschadenszustände~~ die Häufigkeit von Freisetzungszustände zu ermitteln.

Konsistenz in Defintionen

(4) Vergleichbare ~~AnlagenschadenszZ~~ustände sind zu Freisetzungskategorien zusammen zu fassen. Kriterien für die Differenzierung sind zu erwartende Auswirkung und Zeitpunkte der Freisetzung. ~~Auch die kontrollierten Zustände sind auszuweisen.~~

(5) Zur Ergebnisbewertung sind Unsicherheitsanalysen sowie Importanz- und Sensitivitätsbetrachtungen durchzuführen und für die Freisetzungskategorien auszuweisen.

(6) Als Ergebnis der PSA Stufe 2 sind die ~~definierten~~ Freisetzungskategorien mit den errechneten Häufigkeiten und zugehörigen Importanz-, Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen zu diskutieren.

5.2.5 **Ergebnisbewertung**

5.2.5.1 Ergebnisbewertung bei Sicherheitsbewertungen

(1) Probabilistische Analysen im Rahmen von Sicherheitsbewertungen dienen dazu, das durch die Gesamtheit sicherheitstechnischer Einrichtungen und Maßnahmen erreichte integrale Sicherheitsniveau quantitativ zu bewerten und Aussagen zur Ausgewogenheit der Sicherheitsauslegung zu machen. Dazu sind die Ergebnisse der PSA heranzuziehen.

(2) Für deutsche Anlagen vorliegende probabilistische Sicherheitsanalysen weisen für den Leistungsbetrieb als Summenhäufigkeiten Erwartungswerte von Kernschäden um ~~10^{-5}/JahrH~~ ~ 10^{-5} 1/a aus. Ergebnisse für den Nichtleistungsbetrieb liegen in der gleichen Größenordnung. Diese Ergebnisse dienen als Orientierungsgröße ausschließlich für die ~~Ergebnisb~~Bewertung ~~von~~ der Ergebnisse der probabilistischen Analysen. Summenhäufigkeit von ~~Systemschadens~~Gefährdungszuständen sollten maximal im Bereich um eine Größenordnung oberhalb dieses Wertes liegen.

Konsistenz in den Definition

Der ~~Referenzwert~~Orientierungswert für eine große, frühe Freisetzung soll um etwa eine Größenordnung unterhalb der Summenhäufigkeiten von Kernschäden liegen.

Zur Bewertung der Aussagesicherheit der Summenhäufigkeit ist die Unsicherheitsanalyse der ~~integralen~~umfassenden PSA heranzuziehen. Das~~ie~~ aus der statistischen Unsicherheitsanalyse ~~resultierende 95%-Perzentil soll maximal in einer Bandbreite von etwa einer Größenordnung oberhalb des Erwartungswertes liegen.~~resultierende Verteilung ist zu diskutieren. Erwartungswert und 95% Perzentil und ihre Werte zueinander sowie die Einflussgrößen für die Streuung sind herauszustellen

Siehe Hinweis zu 5.2.5.1 (2) in den Vorbemerkungen

(3) Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts wird aus einem Vergleich ~~der summierten Ereignisablaufpfade~~ der Häufigkeiten einzelner einleitender Ereignisse mit den Summen~~werten~~häufigkeiten ~~von~~ von ~~System~~Gefährdungs- bzw. Kernschadenszuständen abgeleitet. Dabei ist anzustreben, dass eines oder wenige einleitende Ereignisse nicht numerisch dominant zur Summenhäufigkeit gemäß (2) beitragen. Als Referenzwert für vorliegende probabilistische Sicherheitsanalysen deutscher Anlagen wird praktiziert, dass

a) die ~~Summenh~~Häufigkeit eines Ereignisses~~ablaufes~~ weniger als 60% oder

b) die ~~Summenh~~Häufigkeit zweier Ereignisse~~abläufe~~ weniger als 80%

zur Summenhäufigkeit gemäß (2) beitragen sollten.

~~Der Beitrag des~~ Die Summenhäufigkeit des Nichtleistungsbetriebes ~~zu Summenhäufigkeiten~~ von ~~System~~Gefährdungs- bzw. Kernschadenszuständen sollte ~~den Beitrag~~die Werte des Leistungsbetriebs nicht übersteigen.

~~Ein weiteres Kriterium der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts ist, dass~~Des weiteren soll bei den Kernschadenszuständen der Beitrag von Szenarien mit ~~weiterem Ver~~ Ablauf im Niederdruckbereich (ND-Szenarien) den Beitrag von Szenarien im Hochdruckbereich (HD-Szenarien) überwiegten.

Entfall, da Aussage bereits in 5.2.3.2! und 1 (1)a

Diese beiden Kriterien verlieren an Bedeutung, wenn probabilistische Sicherheitsanalysen Summenhäufigkeiten ausweisen, die ~~um mehr als~~ eine Größenordnung oder mehr unterhalb des Orientierungswertes aus (2) liegen.

~~5.2.5.2~~ ~~Ergebnisbewertung bei wesentlichen Änderungen~~

~~(1) Probabilistische Analysen können bei der sicherheitstechnischen Bewertung geplanter wesentlicher Änderungen hinzugezogen werden. Unter wesentlichen Änderungen werden hier insbesondere technische Veränderungen (z. B. Um- oder Nachrüstungen) oder Maßnahmen (z. B. Änderung von Prüfzyklen oder Prozeduren) verstanden, die nennenswerte Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben.~~

(2) Bei Anwendung probabilistischer Analysen zur Bewertung ~~wesentlicher~~ Änderungen sind insbesondere die für die Änderungen relevanten ~~die~~ Ereignisablauf- und Fehlerbaummodelle der ~~integralen~~umfassenden PSA~~, Level 1,~~ heranzuziehen.

Auch die PSA Stufe 2 kann tangiert sein

(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier auf die Bewertung der ~~statistischen~~ Unverfügbarkeit und der~~numerischen~~ relativen Bedeutung der von einer ~~wesentlichen~~ Änderung betroffenen Sicherheitsfunktionen ab. Die Bewertung der relativen~~numerischen~~ Bedeutung von Sicherheitsfunktionen soll sich in der Regel an der Häufigkeit von ~~Systemschadens~~Gefährdungszuständen orientieren.

Präzisierung: Statistische Unverfügbarkeit (UV) ist nicht belegt, gemeint ist die UV = Wahrscheinlichkeit für die Funktion eines System- und Anforderungsfalls

Es ist zu analysieren,

a) welche Sicherheitsfunktionen von der Änderung betroffen sind,

b) wie sich die jeweilige ~~statistische~~ Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch die Änderung numerisch verändert.

~~Dazu sind die betroffenen Ereignis- und Fehlerbaummodelle so zu überarbeiten und neu zu quantifizieren, dass ein Ergebnisvergleich der Sicherheitsfunktionen vor und nach der Änderung möglich wird.~~Die Veränderung der Unverfügbarkeit der Sicherheitsfunktion und ihre Bedeutung für das Sicherheitsniveau ist aufzuzeigen.

Präzisierung

(4) Durch ~~wesentliche~~ Änderungen sollten sich die ~~statistischen~~ Unverfügbarkeiten der betroffenen Sicherheitsfunktionen grundsätzlich nicht erhöhen. Folgende Ausnahmen sind in gestaffelter Form zulässig:

a) Eine sich durch eine wesentliche Änderung ergebende erhöhte Unverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen kann durch die ~~probabilistisch nachweisbare~~ Verbesserung der Unverfügbarkeit anderer Sicherheitsfunktionen so kompensiert werden, dass die Summenhäufigkeit von ~~System~~Gefährdungs~~schadens~~zuständen nicht erhöht wird.

Bessere Verständnis und Klarstellung

b) Wenn die ~~probabilistische~~ Kompensation gemäß a) nicht nachweisbar ist, sind erhöhte Unverfügbarkeiten von Sicherheitsfunkti-

onen dann zulässig, wenn die Summenhäufigkeit von Gefährdungs~~Systemschadens~~zuständen nur so erhöht wird, dass der vor der Änderung vorliegende Häufigkeitsbereich des Sicherheitsniveaus quasi ~~nicht verlassen wird~~erhalten bleibt. ~~Der~~ Die maximal zulässige ~~Betrag einer Häufigkeitse~~Erhöhung orientiert sich damit an der Summenhäufigkeit von Gefährdungs~~Systemschadens~~zuständen, die vor der ~~wesentlichen~~ Änderung vorlag. Orientierungswerte für maximal zulässige Erhöhungen zeigt die folgende Abbildung:

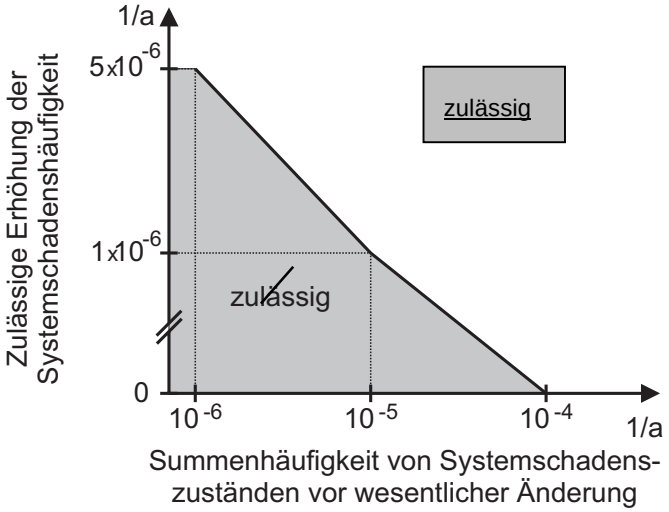


Abb. Umstellen auf Gefährdungs...statt System..

Gerade im Verlauf nicht knicken, sondern unterbrechen wie Ordinate.

Zulässigkeitsbereich deutlich machen, Herausstellen der relevanten Flächenbereiche.

(5) ~~Sich durch wesentliche Änderungen ergebende~~ Eine erhöhte ~~statistische~~ Unverfügbarkeiten der betroffenen Sicherheitsfunktionen sind weiterhin zulässig, wenn einer anderen qualitativen sicherheitstechnischen Argumentation Vorrang zu geben ist, die sich der gängigen probabilistischen Modellbildung in der PSA entzieht, wie z.B. auch die Strahlenbelastung bei Inspektionen~~.~~

Ergänzung zum Verständnis

5.2.5.3 Ergebnisbewertung bei Einzelbewertungen ~~(anlassbezogene Bewertungen)~~

Definition in 1 (1b)

(1) Probabilistische Analysen sind bei der Einordnung der Sicherheitsrelevanz bestimmter ~~Ereignisse/~~Anlässe (z. B. Komponentenausfälle, Verschiebung von Prüfungen) sowie der Bewertung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen aufgrund derartiger ~~Ereignisse/~~Anlässe heranzuziehen. Es ist zu analysieren, ob die ~~Ereignisse/~~Anlässe potentielle Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben können.

(2) Für probabilistische Analysen zur Bewertung der ~~Ereignisse/~~Anlässe sind die Ereignisablauf- und Fehlerbaummodelle der ~~integralen~~umfassenden PSA~~, Level 1,~~ heranzuziehen.

(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier im ersten Schritt auf die ~~ereignis-/~~anlassbezogene Neubewertung (i.d.R. Erhöhung) der ~~statistischen~~ Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion bzw. -funktionen ab. Es ist zu analysieren,

a) welche Sicherheitsfunktionen vom ~~Ereignis/~~Anlass betroffen sind,
b) wie sich die jeweilige ~~statistische~~ Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion

durch ~~das Ereignis/~~den Anlass ~~numerisch~~ verändert.

Dazu sind die betroffenen Ereignis- und Fehlerbaummodelle der ~~integralen~~ umfassenden PSA so zu überarbeiten und neu zu quantifizieren, dass ein Ergebnisvergleich der betroffenen Sicherheitsfunktionen vor und nach Ereignis- bzw. Anlasseintritt möglich wird.

(4) Ergibt sich aus (3) eine nicht unwesentliche ~~ereignis- bzw.~~ anlassbezogene Erhöhung der Unverfügbarkeit einer Sicherheitsfunktion, ist im zweiten Schritt zu berechnen, wie sich diese Erhöhung auf die Summenhäufigkeit von ~~Systemschadens~~Gefährdungszuständen auswirkt. Anschließend ist eine Differenzbildung der ~~Systemschadenszdieser~~ Zustände nach/vor ~~Ereignis/~~Anlass vorzunehmen.

Die so ermittelte Differenz ist ein Indikator für den ~~ereignis- bzw.~~ anlassbezogenen Risikozuwachs. Durch Multiplikation mit einem Zeitraum (z. B. für die Tolerierung eines Schadensbefundes) ergibt sich ein kumulativer Risikozuwachs im Vergleich zum ~~Anlagenr~~Risiko vor ~~Ereignis-~~/Anlasseintritt. Ein Orientierungswert für einen tolerierbaren Zeitraum T_{tol} (in 1/a~~Jahren~~), in dem ein Anlass oder Ereignis das ~~Anlagenr~~Risiko befristet erhöhen darf, ist aus folgender Beziehung ableitbar:

$$T_{tol} < 10^{-5} / (\text{SSG}H_{\text{bei Anlass/Ereignis}} - \text{SSG}H_{\text{vor Anlass/Ereignis}})$$

wobei $\text{SSG}H_{\text{vor/bei Anlass/Ereignis}}$ die Summenhäufigkeit von ~~Systemschadens~~Gefährdungszuständen vor/bei Eintritt eines Anlasses~~/Ereignisses~~ (in 1/a) ~~und $SSH_{\text{bei Anlass/Ereignis}}$ die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen bei bzw. nach Eintritt eines Anlasses/Ereignisses (in 1/a)~~ bedeutet.

Konsistenz in Bezeichnungen, Verkürzung

Der Risikozuwachs durch einen Anlass bzw. Ereignis soll mit o.a. Beziehung also in der Regel kleiner als 10^{-5} 1/a für die Dauer eines Jahres sein. Nach Ablauf des tolerierbaren Zeitraums T_{tol} soll in der Regel wieder das probabilistische Sicherheitsniveau $\text{SSG}H_{\text{vor Anlass/Ereignis}}$ erreicht werden.

Notwendige Ergänzung

5.3 **Ingenieurmäßige Bewertung**

5.3.1 **Einleitung**

(1) Neben den analytischen Nachweismethoden auf deterministischen~~r~~ und probabilistischen~~r Basis Nachweismethoden~~ sind auch ~~die~~ Verfahren ~~der~~mit ingenieurmäßigen Bewertung ~~als~~auf deterministischer Basis als Nachweismethode in vielen Fällen hinreichend belastbar, so dass nicht bei jedem Nachweis ein analytisches Verfahren anzuwenden ist.

Verdeutlichung

(2) Die Nutzung der “Ingenieurmäßigen Bewertung” bei der Beurteilung von technischen Einrichtungen findet zunehmend Anwendung. Dem liegt die Erfahrung aus dem Betrieb kerntechnischer Anlagen, aus systematischen Ereignisbewertungen in kerntechnischen und vergleichbaren industriellen Anlagen, aus Großversuchen, aus erweiterten Labor- und Testerkenntnissen zu Komponentenverhalten sowie aus der vielfachen Anwendung auch ~~verbesserter~~ analytischer Nachweise und Methoden zu Grunde.

5.3.2 **Verfahren**

Die Verfahren der ingenieurmäßigen Bewertung ~~beruhen auf vorangegangenen analytischen (detaillierten) deterministischen Untersuchungen und~~ sind charakterisiert durch

Im Absatz vorher bereits ausgeführt.

a) ~~Übertragungen vorhandener detaillierter Untersuchungen~~die Übertragung der generischen Erkenntnisse aus Detailanalysen zu verschiedensten Bewertungen und aus Versuchen sowie insbesondere aus den Erfahrungen aus dem Anlagenbetrieb.

Präzisierung und Anpassung an den Satzwortlaut

b) ~~Übertragung von Betriebserfahrungen~~die Anwendung von vereinfachten technischen Bewertungen zu relevanten Auslegungsparametern

c) ~~Ermittlung technischer Zusammenhänge, ggf. mit Hilfe einfacher Hilfsmittel und Methoden.~~die Anwendung von erfahrungsbasierten Bewertungsvorschriften

d) ~~Festlegungen der räumlichen Anordnung von technischen Einrichtungen~~

e) ~~Festlegungen, bei denen keine hohe Genauigkeit erforderlich ist.~~

Die Verfahren der ingenieurmäßigen Bewertung können in folgende Gruppen eingeteilt werden:

5.3.2.1 Standardisierte Verfahren

Grundlage ~~für diese~~der standardisierten Verfahren bilden vorausgegangene detaillierte Untersuchungen zu häufig auftretenden Fragestellungen. Diese Untersuchungen umfassen bekannte und üblicher~~weise~~ angewandte deterministische Nachweismethoden~~. Bei in der Vergangenheit durchgeführten Untersuchungen wurden in diesen Verfahren bei~~für vergleichbaren~~, immer wieder auftretenden~~ Problem-

Straffung

stellungen und Randbedingungen. ~~naturgemäß stets ähnliche Ergebnisse erzielt.~~ Zur Vereinfachung des Nachweisverfahrens wurden ~~deshalb~~ die technischen Zusammenhänge und die Ergebnisse mit den zugehörigen Randbedingungen ~~derart~~ aufgearbeitet und zu generischen Ergebnisgruppen zusammengefasst und katalogisiert. ~~, dass daraus ein einfach zu interpretierender Katalog oder eine einfach anzuwendende Richtlinie stand.~~ Bei der Anwendung derartiger entwickelter Kataloge und Richtlinien sind keine weiteren Nachweise erforderlich.

~~Zu diesen~~ Katalogen ~~gehören~~ dieser Art sind beispielsweise

a) Verlegerichtlinie
b) Spezifikationen
c) Halterungskatalog
d) Brandschutzkatalog
e) Komponentenkatalog
f) ~~anerkannte~~ Konstruktionsgrundsätze und Auslegungsannahmen

5.3.2.2 Erfahrungsbasierte Betrachtungen

~~Voraussetzung für diese Verfahrensweise~~ Grundlage für diese Betrachtungen sind ~~ebenfalls~~ auch hier Kenntnisse aus vorausgegangenen analytischen (detaillierten) Be~~trachtungen~~wertungen. Aufgrund dieser ~~schon~~ vorliegenden Ausarbeitungen können Ergebnisse unter definierten Randbedingungen übertragen werden oder es kann eine vergleichbare Betrachtung modellhafter konservativer Annahmen zugrunde gelegt werden.

Präzisierung, Verständnis

Darunter fallen

a) Grenzbetrachtungen
b) Ähnlichkeitsverfahren
c) Worst-case-Betrachtungen
d) Plausibilitätsbetrachtungen
e) Übertragbarkeitsverfahren
f) Anlagenbegehungen
g) Trendverfolgung
h) Näherungsverfahren

Die Grundlagen der Betrachtung und deren Ergebnisse sind nachvollziehbar zu dokumentieren.

5.3.2.3 Experimentelle Verfahren

~~Eine weitere ingenieurmäßige Betrachtungsweise ist die Untersuchung und Nachweisführung anhand von Einzeleffektanalysen, von phänomenologischen Untersuchungen oder die empirische Übertragung.~~ Experimentelle Verfahren nutzen die Erkenntnisse aus:

Präzisierung, Verständnis

~~Dazu gehören~~

a) Modell- oder Laborversuchen zu spezifischen Phänomenen
b) Versuchsaufbauten mit Originalteilen

um mit Berücksichtigung der realen Randbedingungen das Verhalten einer Komponente, eines Bauteils oder Systemes zu bewerten.

5.3.3 **Anwendbarkeit/Zulässigkeit von ingenieurmäßigen Bewertungen**

(1) Der Anwendungsbereich für die ~~Verfahrensweise der~~ ingenieurmäßigen Bewertung erstreckt sich über alle Sicherheitsebenen, allerdings mit unterschiedlichem Umfang. Der grundsätzliche Einsatzumfang ist im folgenden charakterisiert.

(2) Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sind die gewonnenen Erfahrungen bei laufenden Anlagen aussagekräftiger als die im Vorfeld der Errichtung durchgeführten Untersuchungen und Analysen. Daher bieten sich hier Auswertungen der Betriebserfahrungen als Mittel zur Sicherheitsbewertung an.

(3) ~~Der ingenieurmäßigen Bewertung kommt a~~Auf der Sicherheitsebene 3 gewinnt das Verfahren mit zunehmender Erfahrung wach-

Präzisierung und Ergänzung

sender Bedeutung ~~zu~~, auch wenn hier analytische ~~deterministische~~ Nachweise vorrangig sind. ~~Ergänzend können aus dem Bereich der ingenieurmäßigen Ansätze~~ Insbesondere sollte die Anlagenbegehungen ~~als alternatives Mittel~~ als ergänzendes Instrumentarium bei einer Sicherheitsbewertung ~~angemessen~~ eingesetzt werden, z.B. um eine Vorauswahl für detaillierte zu untersuchende Komponenten zu treffen.

(4) Auf der Sicherheitsebene 4 besonders 4b werden ingenieurmäßige Bewertungen verstärkt eingesetzt. ~~Insbesondere auf der Sicherheitsebene 4b handelt es sich bei den~~ Die hier durchzuführenden Maßnahmen ~~um die Nutzung der Reserven einer Anlage.~~können die Reserven bestehender Einrichtungen nutzen bei begrenzter Nachweistiefe und -umfang. Dabei ist es ausreichend, ~~auf~~mit einer repräsentativen detaillierten Untersuchung ~~zurückzugreifen. Mit den o. g. Methoden der~~durch Übertragung eine ingenieurmäßigen Bewertung ~~ist es angemessen, die vorliegenden Ergebnisse auf~~ für die konkrete Anlage ~~zu~~ durchzuführen ~~übertragen~~. Für Aussagen zur Wirksamkeit der betreffenden Maßnahme sind Plausibilitätsbetrachtungen ausreichend. Diese sind nachvollziehbar zu dokumentieren.

Präzisierung, Klarstellung

5.3.4 **Voraussetzung**

(1) Voraussetzung für die Durchführung der ingenieurtechnischen Bewertung sind einschlägige Erfahrungen und Kenntnisse der anwendenden Personen in dem betrachteten Sachgebiet. Konkrete Tätigkeiten und Detailbearbeitungen an vergleichbaren Einrichtungen, Systemen und Maßnahmen sind Voraussetzung für die Eignung., ~~eine ingenieurtechnische Bewertung durchführen zu können.~~

Wiederholung

(2) Bei Anwendung auf interdisziplinäre und komplexe Fragestellungen ist eine Bearbeitung durch ein Team durchzuführen, wobei die relevanten Aspekte durch einschlägige Experten zu beurteilen sind. Die Gesamtaussage ist im Expertenkreis gemeinsam zu diskutieren und abzustimmen.

(3) Die ingenieurtechnische Bewertung muss sich auf konkrete Referenzen bzw. eindeutige Kriterien abstützen. Für diese müssen Nachweise bzw. Erfahrungen in hinreichender Tiefe vorliegen und die Übertragbarkeit muss nachgewiesen werden. Dabei sind die wichtigsten und sensitiven Parameter zu identifizieren, zu begründen und zu bewerten.

(4) Beispielhaft wird das Verfahren bei Begehungen dargestellt. Hierfür sind vorbereitend konkrete Beurteilungskriterien zu schaffen, die neben konstruktiven Randbedingungen (Geometrie, Lastabtrag, Kraftfluss) auch konzeptionelle Dinge (Umfeld, Redundanztrennung) und Fehlerauswirkungen hinterfragen. ~~Hierzu sind v~~Vorab sind Checklisten mit den wesentlichen Überprüfungsparametern auszuarbeiten. Die Beobachtungen sind im Rahmen von Befundprotokollen zu dokumentieren und auszuwerten.

(5) Grenzen der Anwendung ingenieurtechnischer Bewertungen sind dann gegeben, wenn aufgrund zu hoher Komplexität der zu beurteilenden Einrichtungen oder der Anforderungen keine eindeutigen Beurteilungskriterien existieren oder abgeleitet werden können. Auch für den Fall, dass die technische Aussage nicht mit hinreichender Sicherheit und Eindeutigkeit formuliert werden kann, sind ergänzende analytische Bewertungen durchzuführen.

5.4 **Anforderungen an die Aussagesicherheit von Analyseverfahren.**

5.4.1 **Anforderungen an Analyse-Rechenprogramme und Modelle.**

Die zugrundeliegenden physikalischen Modelle, Korrelationen und vereinfachenden Annahmen müssen gerechtfertigt sein. Ihre Anwendungsgrenzen müssen identifiziert und eingehalten werden.

Notwendige Ergänzung

(1) Der Detaillierungsgrad der eingesetzten Rechenprogramme sowie der verwendeten Modellierung orientiert sich an der Komplexität der Aufgabenstellung.

~~(2) Die eingesetzten Analyse-Rechenprogramme müssen validiert und verifiziert sein. Das Verfahren zur Validierung und Verifizierung ist abhängig von der Genauigkeitsanforderung an die Ergebnisse.~~

Erster Satz durch (3), (4) u. (5) relativiert und teilweise aufgehoben. Zweiter Satz enthält keine Anforderung, wird durch 5.4.1.1 und 2 ausgeführt.

(3) Analyseverfahren, die zur Nachweisführung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 erforderlich sind, müssen verifiziert und grundsätzlich für den Anwendungsfall validiert sein. Dies ist möglichst realitätsnah an Hand tatsächlich auftretender Ereignisse oder Lasten vorzunehmen.

Ergänzung; es gibt keine generelle Validierung für SE1 und 2

(4) Analyseverfahren zur Nachweisführung auf Sicherheitsebene 3 und 4 sind zu verifizieren und ~~möglichst~~grundsätzlich für den Anwendungsfall zu validieren. Für die Validierung sind Ergebnisse von Enzeleffekt- und integralen Experimenten heranzuziehen.

~~(5) Auf der Sicherheitsebene 4 sind möglichst Modelle anzuwenden, die auch für Nachweise auf Sicherheitsebene 3 eingesetzt werden. Ist dies nicht möglich, sind die Modelle entsprechend dem aktuellen Kenntnisstand aufzubauen und zu verifizieren.~~

Validierungsangebot gilt auch für SE4, siehe Begründung zu 5.4.1 (3)

Abdeckt durch Formulierung 5.4.1 (4)

(6) Die Konservativität der Ergebnisse auf Sicherheitsebene 1 bis 3 ist durch die Wahl der Anfangs- und Randbedingungen angemessen ~~festzulegen~~.sicherzustellen. Maßgeblich für die Summe der Konservativitäten ist das Nachweisziel.

Gebot der Konservativität gilt nicht für SE4. Verbesserung der Darstellung.

5.4.1.1 Verifikation

H i n w e i s :
~~Durch Verifikation wird sichergestellt, dass das verwendete Analyse-Rechenprogramm geeignet ist, die zu untersuchende Problemstellung zuverlässig zu beschreiben.~~ Verifikation ist der ~~Prozess~~ zum Nachweis, dass die numerische Umsetzung im Analyserechenprogramm das implementierte Modell ~~die mit der konzeptionellen Beschreibung des Modells durch den Entwickler verbundene Absicht~~ zur Berechnung eines physikalischen Sachverhalts ~~angemessen~~ repräsentiert.

Verbesserung der Verständlichkeit

(1) Die verwendeten Rechenmethoden müssen in der Lage sein, die sicherheitstechnischen Kenngrößen sowie die zur Verifizierung der Rechenmethoden erforderliche Messgrößen zu bestimmen.

(2) Berechnungssysteme, die für sicherheitstechnische Nachweise eingesetzt werden, müssen für den jeweiligen Anwendungsbereich verifiziert sein.

(3) Bei der Verifikation des Berechnungssystems sind die systematischen und unsystematischen Fehler zu ermitteln. Nachgewiesene systematische Abweichungen der Ergebnisse von Referenzwerten dürfen durch entsprechende Anpassungskorrekturen am Ergebnis korrigiert werden.

(4) Das zu verifizierende Berechnungssystem ist auf Referenzprobleme anzuwenden, für die entweder theoretische oder qualifizierte Referenz-Messergebnisse vorliegen. Teile eines Berechnungssystems dürfen für sich allein verifiziert werden.

(5) Als Referenzlösungen sind Ergebnisse von Berechnungssystemen, die entweder

a) bereits verifiziert sind, oder

b) die zu berechnenden physikalischen Sachverhalte durch realistischere Modelle darstellen,

zu verwenden.

(6) Liegen keine Referenzmessergebnisse vor und ist eine Extrapolierbarkeit auf nicht verifizierte Anwendungsbereiche erforderlich, so sind vorzugsweise theoretische Referenzlösungen, sog. Benchmark-Probleme, heranzuziehen.

(7) Bei der Anwendung von Korrelationen und Tabellen sind die durch die Experimente vorgegebenen Parametergrenzen einzuhalten. Falls in Ausnahmefällen Extrapolationen erforderlich werden, muss ihre Zulässigkeit begründet werden.

Die systematischen und statistischen Fehler von Korrelationen und Tabellen physikalischer Zusammenhänge sind zu ermitteln. Sie gehen entweder unmittelbar oder durch Zuschläge in die Analyse ein.

5.4.1.2 Validation:

H i n w e i s :
Durch Validation wird die Eignung der in einem Rechenprogramm verwendeten Modelle bestimmte Problemstellungen bzw. Phänomene in den relevanten Parameterbereichen beschreiben zu können, nachgewiesen.

(1) Die Ergebnisse der Rechenprogramme müssen nachvollziehbar sein und möglichst mit den Ergebnissen von Experimenten, Anlagentransienten, Standardproblemen oder den Ergebnissen anderer Rechenprogramme verglichen worden sein. Bei dem Vergleich von mit realistischen oder „best estimate"-Rechenprogrammen erhaltenen Ergebnissen mit Experimenten sollen die Messwerte nicht abdeckend wiedergegeben werden, sondern möglichst mit deren Mittelwerten übereinstimmen.

(2) Experimente sollen den Betriebsbereich der Reaktoranlage hinsichtlich der wesentlichen Parameter überdecken. In Fällen, wo eine Nachbildung der originalen Reaktorbedingungen nicht erfolgt ist, muss die Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse auf Reaktorverhältnisse begründet werden.

5.4.2 **Anforderungen an Daten**

Bei der Erstellung von Modellierungen und Datensätzen für bestehende Einrichtungen und Anlagen sollten die Ist-Daten herangezogen werden. Die Datenunsicherheit ist möglichst gering zu halten. ~~Die Unsicherheiten der Analyseergebnisse aufgrund der verbleibenden Datenunsicherheiten soll durch die Vorgehensweise bei der Auswahl der Ausgangs- und Randbedingungen abgedeckt werden.~~

Ist zu präzisieren: Wie kann die Unsicherheit in den Datensätzen durch die Auswahl der Ausgangs- und Randbedingungen abgedeckt werden? Dann doch eher konservative Daten! Streichen, Aussage auch in 5.4.3 (1).

Bei den Daten, bei denen ein Toleranzband vorliegt, wird entweder der für die jeweilige Analyse konservative Wert angenommen oder, falls eine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wird, das Toleranzband verwendet.

5.4.3 **Unsicherheiten**

(1) Die verbleibende Unsicherheit der Analyseergebnisse ist insbesondere für die realitätsnahen Rechnungen möglichst zu bestimmen. Für konservative Analysen sind ~~die Unsicherheiten einschließlich der Modellunsicherheiten durch die Wahl~~ ausreichend begründet~~er~~ konservativ~~er~~ Anfangs- und Randbedingungen anzusetzen die auch Daten- und Modellunsicherheiten ab~~zu~~decken.

Umstellung, bessere Lesbarkeit

(2) Mittels Sensitivitätsanalysen ist der ungünstigste ~~Einzelf~~Fehler, der ungünstigste Ausfall aufgrund von Instandhaltung, bei der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen zusätzlich die ungünstigste Bruchgröße und Bruchlage sowie der ungünstigste Kernzustand im Hinblick auf die gespeicherte Energie und die Leistungsverteilung zu identifizieren.

Hier geht es nicht so sehr um Unsicherheiten, da nach den ungünstigsten Randbedingungen gesucht wird - Konservativität!

(3) Durch Vergleich der Ergebnisse aus Nachrechnungen von relevanten Experimenten oder Anlagentransienten kann die Unsicherheit der Analyseergebnisse aufgrund von Modell- und Datenunsicherheit bestimmt werden.

(4) Alternativ kann die Unsicherheit der Ergebnisse über eine Unsicherheitsanalyse bestimmt werden. Diese ist konsequent von den Eingangsdaten, Randbedingungen ~~und Modellen~~ bis hin zu den Ergebnissen durchzuführen. Dazu wird für einen Eingangsparameter kein Einzelwert, sondern eine Verteilung verwendet, die den Kenntnisstand zu dem jeweiligen Parameter ausdrückt. Abhängig von der Verteilung der Eingangsparameter ergibt sich eine entsprechende Ergebnisdarstellung, mit der die Auswirkung sämtlicher einbezogener Eingangsparameter auf die Verteilung~~Unschärfe~~ des Rechenergebnisses quantifiziert wird.

Modelle können schlecht mit einer Unsicherheitsverteilung belegt werden!

Klarstellung: Errechnet wird die Ergebnisverteilung; "Unschärfe" unpassend.

(5) Für die Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren sind statistische Verfahren anzuwenden. Damit ist zu zeigen, dass die Nachweiskriterien mit mindestens 95% Wahrscheinlichkeit bei einem Vertrauensgrad von 95% nicht überschritten werden.

Anmerkung:
Das ist nicht verständlich und nicht praktikabel. Nur durchführbar, wenn das Ergebnis mit der konkreten Verteilung vorliegt. Was nutzt das dann nachträglich auf die Unsicherheitsanalyse zu verzichten?
Absatz streichen!! (oder Alternativtext)
Siehe auch vorangestellte Bemerkung unter B5!

(6) ~~Auf eine Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren bei realistischen Analysen kann verzichtet werden, wenn das Ergebnis unter-~~

~~halb des Nachweiskriteriums, vermindert um den oberen Teil des 95%-Toleranzbandes des ungünstigsten Falles der betreffenden Ereignisklasse, liegt.~~Alternativ: ....werden, wenn zum Nachweis der Einhaltung der 95%-Wahrscheinlichkeit das 95% Toleranzband des ungünstigsten Falles der betreffenden Ereignisklasse herangezogen wird.

6 Anforderungen an die Zuverlässigkeit technischer Ausführungen von Barrieren- und Sicherheitsfunktionen

6.1 Allgemeines

~~Zuverlässigkeitsanforderungen sind grundsätzlich deterministisch orientiert. Zum Nachweis einer vorhandenen Zuverlässigkeit können auch probabilistische Analysen oder Abschätzungen sowie Ergebnisse aus der Auswertung der Betriebserfahrung herangezogen werden.~~

(1) An verschiedneen Stellen der Basisregeln wird für sicherheitstechnische Maßnahmen gefordert, dass sie ihre Funktion "ausreichend zuverlässig" erbringen sollen. Abhängig von der jeweiligen Sicherheitsebene ist diese Anforderung gestaffelt zu sehen. Durch die Auslegung der ebenenzugeordneter Maßnahmen ist sicherzustellen, dass es hinreichend unwahrscheinlich ist Maßnahmen einer höheren Sicherheitsebene heranziehen zu müssen, um den Anlagenzustand zu beherrschen. (Mit Maßnahmen der Sicherheitsebene 2 soll ein Ereignis der Ebene 3 verhindert werden).

(2) Die Zuverlässigkeit ist - auch laut KTA-Begriffesammlung - als eine Wahrscheinlichkeit definiert. In diesem Sinne wird sie auch in der PSA explizit verwendet und nachgewiesen.

(3) Bei der Konzeption eines Systemes werden Auselgungsanforderungen zur Erzeugung und zum Erhalt von Zuverlässigkeit auf deterministischer Basis gestellt.

6.2 Sicherheitsebenenbezogene Anforderungen

~~(1) Durch Auslegung, Herstellung, Errichtung und Inbetriebsetzung ist höchste Qualität der technischen Einrichtungen sicherzustellen. Mit den betriebsbegleitenden Maßnahmen, beschrieben in Kapitel 6.5, ist dafür zu sorgen, dass diese Qualität erhalten bleibt.~~

Vorschlag für Neuformulierung und Erklärung der Zuverlässigkeit im deterministischen und probabilistischen Ansatz

~~Die Anforderungen an die Zuverlässigkeit von technischen Einrichtungen und Maßnahmen ist abhängig von den jeweils zu betrachtenden Sicherheitsebenen.~~

6.2.1 Sicherheitsebene 1

(1) Folgende ~~Zuverlässigkeitsanforderungen~~Maßnahmen sind charakteristisch:

a) ausreichende Sicherheitszuschläge bei der Auslegung von Systemen und Komponenten
b) sorgfältige Auswahl der Werkstoffe, angemessene Werkstoffprüfungen
c) umfassende Qualitätssicherung bei Fertigung, Errichtung und Betrieb
d) unabhängige Prüfung der erreichten Qualität
e) Überwachung der Qualität entsprechend der betrieblichen Belastung durch wiederkehrende Prüfungen
f) Instandhaltungsfreundlichkeit der Systeme unter Berücksichtigung möglicher Strahlenexposition des Personals
g) sichere Überwachung der Betriebszustände
h) Berücksichtigung von Betriebserfahrungen
i) umfassende Schulung des Betriebspersonals
j) Verhinderung von Fehlbedi~~ngungen~~enungen, z.B. durch Verriegelungen

Die Prüfung der Einhaltung der Zuverlässigkeit~~sanforderungen~~ erfolgt durch die Erfassung und Auswertung repräsentativer Merkmale der Qualität in der Betriebserfahrung. Dabei ist zu prüfen, ob im Betrieb

Präzisierung

Grenzen der Auslegung erreicht oder festgelegte Sicherheitszuständeschläge unzulässig abgebaut werden. Weitere Ausführungen hierzu enthält Kapitel 6.1.2.1.

6.2.2 **Sicherheitsebene 2**

(1) Auf der zweiten Sicherheitsebene sind Betriebsstörungen sind durch inhärente Sicherheitseigenschaften der Anlage und mit Hilfe von Einrichtungen und Maßnahmen so zu begrenzen, dass die Anlage innerhalb der Auslegungsgrenzen für den bestimmungsgemäßenanomalen Betrieb gehalten wird. Solche Vorkehrungen auf der zweiten Ebene sind:

Richtigstellung

a) die Auslegung des Reaktorkerns mit dem Ziel, dass auch bei Ausfall von Regeleinrichtungen der Kern ohne aktiven Eingriff stabile Temperatur- und Druckzustände einnimmt
b) Zustands- und Störungsmeldungen auf der Warte zur Information des Betriebspersonals und um manuelle Gegenmaßnahmen zu ermöglichen
c) Begrenzungs- und Aggregateschutzeinrichtungen, die die Anlage innerhalb zulässiger Auslegungsgrenzen halten.

(2) Durch diese Vorkehrungen ist zu verhindern, dass Betriebsstörungen sich zu Störfällen ausweiten. Die Einrichtungen und Maßnahmen sind den Einrichtungen des Normalbetriebs der Sicherheitsebene 1 überlagert, besitzen eine höhere Qualität gegenüber Sicherheitsebene 1 und haben Vorrang vor Maßnahmen der Sicherheitsebene 1. Funktionen der Sicherheitsebene 2 können im Einzelfall auch von Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 wahrgenommen werden. Die Vorrangigkeit der Funktionen der Sicherheitsebene 3 muss jedoch gewährleistet sein.

6.2.3 **Sicherheitsebene 3**

Auf dieser Sicherheitsebene gelten die in Kapitel 6.4 angegebenen Zzuverlässigkeitsorientierten aAnforderungen. Dabei müssen Sicherheitsfunktionen, die zur Einhaltung der Schutzziele notwendig sind, müssen grundsätzlich durch Sicherheitssysteme bzw. Komponenten davonbzw. Komponenten der SE 3 erfüllt werden.. Sicherheitsfunktionen können aber auch durch Betriebssysteme mit entsprechender Wirksamkeit und Zuverlässigkeit wahrgenommen werden. Dabei können Systeme oder Komponentenkönnen auch für mehrere Sicherheitsfunktionen herangezogengenutzt werden. Die Komponenten und Systeme sind ihrer Bedeutung bei der Erfüllung der Sicherheitsfunktion entsprechend auszulegen und zu betreiben. Für die Durchführung von Sicherheitsfunktionen erforderliche Hilfs- und Versorgungsfunktionen sind als Teil der Sicherheitsfunktionen selbst zu betrachten.

Klarstellung

Problematik weiter oben in BR 5 abgehandelt.

Unverständlich

Hier nicht relevant

6.2.4 **Sicherheitsebene 4**

(1) Für die Beherrschung der sehr seltenen Ereignisse der Sicherheitsebene 4a können speziell ausgerüstete und geschützte Einrichtungen zum Betrieb und zur Störfallbeherrschung eingesetzt kreditiert werden. Darüber hinaus können auch zusätzlicheverfügbare Einrichtungen und Maßnahmen vorgesehenmit bewertet werden.

(2) Als AM-Maßnahmen aAuf der Sicherheitsebene 4b können Notfallmaßnahmen mit den am jeweiligen Anlagenzustand ausgerichtete Einrichtungen und Maßnahmen des Betriebes zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen als Maßnahme des anlageninternen Notfallschutzes unter Nutzung der Auslegungsreserven sowie die Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von ATWS und der Notstandsfälleder Sicherheitssysteme und, ggf. hierfür in Verbindung mit eigens für AM-Maßnahmen vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen zur Verhinderung eines Kernschadensfalles und derssen Begrenzung seiner Auswirkungen genutzt werden.

Richtig und Klarstellung ATWS ist Ereignis der SE 4a

(3) Für diese Maßnahmen und Einrichtungen werden keine erhöhten geringere Zuverlässigkeits- und Qualitätsanforderungen alswie für Maßnahmen der Sicherheitsebene 3 gestellt. Es wird ein Vorgehen auf best-estimate Basis unter Nutzung der dabei können auch die Auslegungsreserven angewendet.kreditiert werden. Die Maßnahmen

Klarstellung

und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 müssen rückwirkungsfrei bezüglich ~~der Maßnahmen und Einrichtungen~~ der Sicherheitsebene 3 sein.

6.3 ~~Probabilistische Anforderungen~~Quantitative Aussagen

~~(1)~~ Die ~~vorhandene~~ Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen und ihrer Systeme sowie die Gesamtheit der sicherheitstechnischen Schutzmaßnahmen wird quantitativ durch probabilistische ~~Zahlenwerte für das vorhandene~~Analysen ermittelt. Damit wird auch das Sicherheitsniveau einer Anlage bestimmt.

Klarstellung

Diese quantitativen Zuverlässigkeitswerte drücken die Qualität und Effizienz der installierten Maßnahmen zur Erzielung und Erhaltung zuverlässiger Systeme aus. Die anlagenbezogenen Werte können an einem ggf. vorhandenen Zielwert gemessen werden.

Ergänzung zum besseren Verständnis

~~Die zu erreichenden~~ Zielwerte für ~~ein~~das Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerkes~~, das die deterministischen Zuverlässigkeitsanforderungen erfüllt,~~ sind in Kapitel 5.2.5 erläutert.

Besseres Verständnis

6.4 ~~Zuverlässigkeitsa~~Anforderungen ~~für~~an die Auslegung der Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebene 3

Präzisierung

6.4.1 Einzelfehler

Die Anforderungen bezüglich Einzelfehler sind in den „Interpretationen zu den Sicherheitstiskriterien – Einzelfehlerkonzept – Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums“ erläutert. Die Anwendung des Einzelfehlers führt zu einer redundanten Ausführung der Systeme mit mehreren Teilsystemen und bewirkt eine erhöhte Fehlertoleranz und damit Zuverlässigkeit.

Ergänzen in 6.4: Redundanzprinzip!

6.4.2 Diversität

(1) Zur Vermeidung gleichzeitig auftretender Fehler gemeinsamer Ursache in Sicherheitssystemen sind möglichst diversitär wirksame Maßnahmen und Einrichtungen vorzusehen. Als diversitär gelten sowohl physikalisch unterschiedliche Wirkprinzipien, unterschiedliche Verfahren als auch Produkte unterschiedlicher Hersteller. Ersatzweise kann durch zeitlich versetzte wiederkehrende Prüfungen oder verkürzte Prüfzyklen derartigen Fehlern begegnet werden.

Die Anregung von Schutzaktionen soll grundsätzlich durch verschiedenartige Prozessvariable erfolgen, ansonsten sollen gleichwertige Lösungen herangezogen werden.

6.4.3 Schutz bei übergreifenden Einwirkungen

Sicherheitsfunktionen sind gegen Ausfall durch systemübergreifende Einwirkungen zu schützen. Das kann beispielsweise durch räumliche Trennung, entsprechend große Abstände zueinander oder andere Maßnahmen erfolgen. An unvermeidbaren Verbindungsstellen ist die Unabhängigkeit redundanter Ausführungen von Sicherheitsfunktionen durch Entkopplung sicherzustellen. Die Entkopplung muss rückwirkungsfrei ausgebildet sein.

6.4.4 Fehlertoleranz, fail-safe Eigenschaften

Die Anforderungen an die Fehlertoleranz ~~erfordern einen fehlertoleranten~~ kann durch redundante Teilsysteme, u.U. sogar diversitär ausgeführt, erfüllt werden~~Aufbau~~ (Redundanz, Diversität).

Konkretisierung der Aussage, Formulierung unklar

Fail-safe Eigenschaften können durch ein ~~fehlersicheres Verhalten des~~ Systemsverhalten~~, durch~~ das beim Auftreten oder Erkennen von Fehlern den Prozess in einen sicheren Zustand überführt ~~wird~~, erfüllt werden.

6.4.5 Automatisierungsgrad

Schutzmaßnahmen sollen grundsätzlich automatisch ausgelöst werden. Handmaßnahmen sind nur in begründeten Ausnahmefällen zu-

lässig. Maßnahmen und Einrichtungen zur Störfallbeherrschung sollen so ausgelegt sein, dass notwendige von Hand auszulösende Schutzaktionen zur Störfallbeherrschung nicht vor Ablauf einer angemessenen Zeit erforderlich werden. Als Richtzeit gilt ein Zeitraum von 30 Minuten.

6.4.6 **Sichere Ansteuerung und Überwachung der Sicherheitssysteme**

(1) Eine sichere Ansteuerung von kurzfristig erforderlichen Sicherheitsfunktionen ist durch das Reaktorschutzsystem zu gewährleisten. Die Ansteuerung muss so zuverlässig sein, dass sie die Nichtverfügbarkeit der entsprechenden Sicherheitsfunktion nicht bestimmt und Fehlauslösungen mit hoher Zuverlässigkeit vermieden werden.

(2) Überwachungssysteme wie z.B. der Aggregateschutz müssen entsprechend ihrer Rangigkeit ausgelegt werden. Im Fall, dass Signale von Überwachungssystemen Vorrang vor Reaktorschutzsignalen haben, sind diese Systeme nach den Zuverlässigkeitsanforderungen der Ebene 3 auszulegen.

Verständnis klarstellen, z.B. Notstromdiesel? Welche Zuverlässigkeitsanforderungen der Ebene 3 hier relevant?

6.4.7 **Trennung Sicherheitsleitsystem von Betriebssystemen**

Bei Verwendung gemeinsamer Komponenten oder Systemfunktionen ~~hat~~muss die Sicherheitsfunktion immer Vorrang vor den Aufgaben des Betriebssystems haben. Dabei ist die Rückwirkungsfreiheit sicherzustellen.

6.4.8 **Berücksichtigung von Umgebungseinflüssen**

Die Zuverlässigkeit erforderlicher Funktionen muss bei den sich einstellenden Umgebungseinflüssen gewährleistet sein. Einrichtungen, die im Anforderungsfall geänderten Umgebungsbedingungen ausgesetzt sind, sind für diese Bedingungen zu qualifizieren.

6.4.9 **Prüfbarkeit**

Die Prüfung des~~r~~ Funktion eines Sicherheitssystems während des Betriebes muss ohne eine unzulässige Minderung der Sicherheit der Anlage möglich sein.

6.4.10 **Qualität von Komponenten, Baugruppen und Systemteilen**

Der Nachweis der Qualität erfolgt entweder durch die Betriebsbewährung oder den Eignungsnachweis bei Neuentwicklungen oder Modifizierungen.

6.4.11 **Funktionsbereitschaftsüberwachung**

Der Zustand der Komponenten der Sicherheitseinrichtungen, einschließlich Hilfs- und Versorgungssystemen, muss ~~kontinuierlich~~durch Funktionstests erfassbar und darstellbar sein.

Kontinuierliche Überwachung geht nicht

6.4.12 **Softwarezuverlässigkeit**

Die Software ist aus klar abgegrenzten und mit geringen Funktionsumfang versehenen Einheiten aufzubauen. Die Software ist vollständig zu verifizieren und das Hardware- und Softwaresystem ist bezüglich eines anforderungsgerechten Verhaltens zu validieren.

6.4.13 **Zuverlässigkeit von Handmaßnahmen**

Die Einleitung von Handmaßnahmen muss sich auf eindeutige und nachvollziehbare Signale abstützen. Hierzu sind geeignete Meldesysteme (z.B. Gefahrenmeldungen) vorzusehen. Für die Durchführung ist ein ausreichendes Zeitbuget vorzugeben. Die Maßnahmen zur

Durchführung sind eindeutig zu beschreiben,damit Verwechslungen ausgeschlossen werden können.

6.4.14 **Zuverlässige Versorgung der Sicherheitssysteme**

Die Versorgung der Sicherheitssysteme mit elektrischer Energie, Kühl- und Schmiermittel und sonstigen zur Gewährleistung der Funktion benötigten Medien ist zuverlässig sicherzustellen. Die Versorgungsfunktionen dürfen nicht bestimmend sein für die Zuverlässigkeit der jeweiligen Sicherheitsfunktion.

6.5 **Anforderungen für die Erhaltung der Zuverlässigkeit**

6.5.1 **Qualität**

Bei der Auslegung und Herstellung von Komponenten der~~s~~ Sicherheitssystem~~e~~s ist eine dem Einsatz der Komponente angemessene Qualität vorzusehen.

6.5.2 **Wiederkehrende Prüfungen**

Durch regelmäßig wiederkehrende Prüfungen an Komponenten des Sicherheitssystems ist die bei der Herstellung erzeugte Qualität während des Betriebs zu überwachen. Die Prüfungen sind an den einzelnen Redundanzen zeitversetzt durchzuführen. Die Prüfergebnisse sind zu dokumentieren, auszuwerten und der Trend der Ergebnisse zu beobachten.

6.5.3 **Betriebsüberwachung**

Zur Gewährleistung der Integrität aller Sicherheitseinrichtungen sind diese auf mögliche Schädigungsmechanismen zu überwachen. Dazu gehören beispielsweise Umgebungsbedingungen, Temperaturbeanspruchungen oder chemische Angriffe.

6.5.4 **Alterung**

Die Alterung von Sicherheitseinrichtungen ist über eine sorgfältige Dokumentation der Befunde und deren Trendverfolgung zu überwachen. Bekannte Alterungsphänomene sind zu überwachen und die tatsächliche Entwicklung mit der erwarteten zu vergleichen. Wesentliche Einflussgrößen sind den Alterungseinflüssen vorlaufend zu unterziehen, um so eine ausreichende Absicherung der Zuverlässigkeit zu erhalten.

6.5.5 **Vorbeugende Instandhaltung**

Komponenten des~~r~~ Sicherheitssystem~~s~~e sind erforderlichenfalls vorbeugend instandzuhalten, um beginnenden Verschleiß rechtzeitig zu entdecken und zu beseitigen und so einem Ausfall im Anforderungsfall zuvorzukommen.

Das Sicherheitssystem ist schwer zu definieren daher Plural

VIB nur, wenn keine andere Erkennungsmöglichkeit

6.5.6 **Erfahrungsrückfluss**

Die Erfahrung anderer Betreiber ist in die Auswertung der eigenen Betriebserfahrung mit einzubeziehen.

2.2.2 Anhang A

Anhang A

Bestimmungen, auf die in dieser Regel verwiesen wird

(Die Verweise beziehen sich nur auf die in diesem Anhang angegebene Fassung. Darin enthaltene Zitate von Bestimmungen beziehen sich jeweils auf die Fassung, die vorlag, als die verweisende Bestimmung aufgestellt oder ausgegeben wurde)

Atomgesetz		Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I S. 814), in der Fassung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), zuletzt geändert durch Gesetz vom 9. September 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 47)
StrlSchV		Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl I S. 1714)
Sicherheitskriterien	(10/77)	Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21.10.1977 (BAnz. 1977, Nr. 206)
Störfall-Leitlinien	(10/83)	„Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV (Störfall-Leitlinien)“ vom 18.10.1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a)
Interpretationene zum Einzelfehlerkonzept 5/84		Interpretationen zu den Sicherhetiskriterien – Einzelfehlerkonzept – Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums
KTA-GL	RE (06/01)	KTA-Sicherheitsgrundlagen*, mit Ergänzungen der AG (12/02).*
KTA-BR1		Basisregel 1 „Kontrolle der Reaktivität“ Regelentwurfsvorschlag
KTA-BR2		Basisregel 2 „Kühlung der Brennelemente“ Regelentwurfsvorschlag
KTA-BR3		Basisregel 3 „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ Regelentwurfsvorschlag
KTA-BR4		Basisregel 4 „Begrenzung der Strahlenexposition“ Regelentwurfsvorschlag
KTA-BR5		Basisregel 5 „Allgemeine technische Anforderungen“ Regelentwurfsvorschlag
KTA-BR7		Basisregel 7 „Personell-organisatorische Maßnahmen“ Regelentwurfsvorschlag

2.2.3 Anhang B

Anhang B

Repräsentative Ereignisse für DWR / SWR

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
0	**Normalbetrieb** (Leistungsbetrieb, Lastwechsel, An-/Abfahren, Stillstandskühlen, BE-Wechsel, BE-Lagerkühlung, Instandhaltungssituationen, Druckprüfungen)	D / S	R	K	x	x	x	x	1	Der Normalbetrieb als Ebene 1 wurde aufgenommen, da hier Ausgangszustände für alle Ereignisse festgelegt werden und daher auch Anforderungen an die Betriebssicherheit (auch SZ-orientiert) zu erfüllen sind, hier insbesondere spezielle Anforderungen für R, K (siehe dort)
1.	**Erhöhte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem**									SWR: nur Systembereiche außerhalb DFU (nach äußerer Absperrung SHB)
1.1	Bruch / Leck in einer Frischdampfleitung hinter der äußeren Absperrarmatur mit gleichzeitigem Auftreten von Dampferzeugerheizrohrschäden	D	x	x	x	S		x	3	repräsentatives Ereignis (S)
1.2	Bruch / Leck in einer Frischdampfleitung hinter der äußeren Absperrarmatur (ohne Heizrohrschaden)	D	x	x	E			x	3	repräsentatives Ereignis (E)
1.3	Leck/Bruch in der Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters	D	x	x	E		x	x	3	Anforderung für Primärabblaseventil, bei getroffener Vorsorge: 0,1 F-Leck, sonst 2F-Bruch, repräsentatives Ereignis, hinsichtlich R: siehe 4.7
1.4	Leck/Bruch FDL im RG / MH	S	x	K	x	S	x	x	3	bei getroffener Vorsorge im RG: 0,1 F-Leck, sonst 2F-Leck; repräsent. Ereignisse
2.	**Verringerte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem**									SWR: nur Systembereiche außerhalb DFU (äußere Absperrung SHB)
2.1	Lastabwurf auf Eigenbedarf	D/S	R	x				x	2	repräsent. Ereignis (Anforderung an Begrenzungseinrichtung)

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
2.2	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation (z.B. bei Verlust des Kondensatorvakuums)	D	x	K	x			x	2	wenn FDU sofort unverfügbar (auslegungsbestimmende Transiente), d.h.: repräsent. Ereignis
		S	R	K	x			x	2	
2.3	Unbeabsichtigtes Schließen einzelner oder aller Frischdampf-Absperrarmaturen (D), DD-Armaturen (S)	D (1 Armat.)		x	E			x	2	repräsent. Ereignisse
		S(alle Armat.)	x	K	E			x	3	
		D (alle Arm.)		x	x				3	keine repräsentativen Ereignisse (abgedeckt siehe vorher)
		S (1 Armat.)	x	x	x				2	
2.4	Notstromfall, kurzzeitig (≤ 30 min)	D/S		K			x	x	2	repräsent. Ereignis, anforderungsbestimmend für SZ-übergreifende Systemfunktionen und Nachladungen
2.5	Ausfall ~~(einer) aller~~ Hauptspeisepumpen - Ausfall einer Hauptspeisepumpe - Ausfall aller Hauptspeisepumpen - Ausfall aller Hauptspeisepumpen	D/S D S	X x x	X x K	 x				2	relevant für Leistungsbegrenzungen, abgedeckt durch LAW 2.1 D: An-/Abfahrpumpen, betriebliche Notspeisepumpen S: HD-Einspeisungen aus KOKA
	Ausfall aller betrieblicher Speisewasserversorgungen	D~~/S~~		K				x	3	repräsent. Ereignis (D: Anforderung Notbespeisung ~~S: Druckentlastung, ND-Einspeisung)~~
2.6	Lecks von Rohrleitungen im Speisewasserleitungssystem, bei DWR auch in Abschlämmleitung und Notspeiseleitung zwischen DE und Rückschlagarmatur	D		x	x				3	DWR: außerhalb RG, innerhalb RSB hinsichtlich Bespeisung abgedeckt durch 2.5
		~~S~~		~~K~~	~~x~~	~~S~~		~~x~~	~~3~~	~~SWR: RG und MH~~ repräsent. Ereignis
3.	**Verringerung des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem**									

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
3.1	Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen / Zwangsumwälzpumpen	D		x					2	abgedeckt durch 2.4
		S	R	K				x	2	repräsentatives Ereignis
	Ausfall einzelner HKP/ZKP	D	x	x					2	abgedeckt durch Vorkehrungen (Stabeinwurf oder bei dessen Ausfall Resa)
		S	R	K				x	2	repräsentatives Ereignis (Stabilität, siehe auch vorher)
4.	**Fehlerhafte Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung**									
4.1	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerelementen/-stäben /SES-Bänken bei Leistungsbetrieb	D/S	R	X	x			x	2 (3)	bei zusätzlichem Versagen von Schutzanregungen 3 repräsentatives Ereignis
4.2	Unbeabsichtigte Reaktivitätszufuhr im unterkritischen Zustand oder Nulllast	D/S	R	x	x			x	3	repräsentatives Ereignis
4.3	Auswurf des wirksamsten Steuerelementes	D	R	x	x			x	3	bei getroffener Vorsorge gegen Stutzenbruch (BR3)
		S	x	x	x					Sonderbetrachtung gemäß BR6, abgedeckt durch 4.4
4.4	Herausfallen des wirksamsten Steuerstabselement	S	R	x	x			x	3	repräsentatives Ereignis
4.5	Fehlfunktion der Regelung, die zu einem Anstieg des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem führt	S	R	x	x			x	2	repräsentatives Ereignis (für Begrenzung der Leistungsdichte)
4.6	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus anschließenden Systemen (z.B. Umgehung der Rekuperativ-Wärmetauscher des Volumenregelsystems beim DWR bzw. Fehleinspeisung von Nachspeisesystemen oder Ausfall von HD-Vorwärmern bei SWR)	D	x						2	abgedeckt durch 4.1
		S	R	x						Ausfall HD-Vorwärmer oder fehlerhafte Notkühleinspeisung, repräsentativ für SWR
4.7	Kernunterkühlung durch FD-Leck	D	R	x	x			x	3	Leitungsleck-/Bruch: siehe Nr. 1.2 und 1.3 Hinsichtlich Rekritikalität: repräsentatives Ereignis

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
5.	**Leckagen von Primärkühlmittel /Abnahme des KM-Inventars**									
5.1	Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Rohrleitungen der DFU, kleine Rissöffnungen, offene Abblasestränge beim DWR)	D/S D	x R	K	x	x		x	3	repräsentatives Ereignis Deionatbildung
5.2	Mittleres/großes Leck in den Kühlmittelleitungen der DFU (je nach Bruchausschlussqualität ≤ 0,1 F, 2F) • 2F (~~wenn~~bei vorhandenem Bruchausschluss)	D/S	R x	K K	E E	S S	x x	x x	3 Dimensionierungsbestimmend 4a	repräsentatives Ereignis, Anforderungen an Bruchausschluß siehe BR 3 Sonderbetrachtung gemäß BR6, Kernkühlung, RSB, Standsicherheiten Störfallfestigkeit und Redundanztrennung wegen Überflutung im Ringraum: Siehe BR5
5.3	Betriebliche Leckagen an Dampferzeugerheizrohren	D			x	x			2	Anstieg Sekundärkreisaktivität auf festgelegte Sekundärkreisgrenzwerte
5.4	Dampferzeuger-Heizrohrversagen (kurzzeitig, ≤ 2 F) mit Dampfabgabe über Dach	D	x	K	E	x		x	3	repräsentatives Ereignis, hinsichtlich S abgedeckt durch 1.1, hinsichtlich R abgedeckt durch 5.1
5.5	Leck in einer primärkühlmittelführenden Messleitung im Ringraum (DWR) bzw. RG (SWR)	D/S		x	x	S	x	x	3	repräsentatives Ereignis hinsichtlich S
5.6	Leck im Nachkühlsystem an beliebigen Stellen außerhalb des Sicherheitsbehälters im Ringraum(DWR)/im RG (SWR) während des Nachwärmeabfuhrbetriebes	D S		K K	x x	x S	x x	x x	3 3	repräsentative Ereignisse Störfallfestigkeit und Redundanztrennung wegen Überflutung im Ringraum: Siehe BR5
5.7	Leck aus der Kondensationskammer	S	x	K	x	S	x	x	3	repräsentatives Ereignis
6.	**Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus Hilfssystemen oder Komponenten**									

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
6.1	Leck in einer Rohrleitung im Abgassystem / Gasaufbereitungssystem	D/S			x	S		x	3	repräsentatives Ereignis
6.2	Leck eines Behälters mit radioaktiv kontaminiertem Wasser (größte radiologische Auswirkungen, Abwasserverdampfer)	D/S			x	S		x	3	repräsentatives Ereignis
7.	**Einwirkungen von außen**									
7.1	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	D/S	x	x	x	S	x	x	3	bei R, K, E: bei getroffenen Vorkehrungen keine Analyse bei S: repräsentatives Ereignis
7.2	Flugzeugabsturz	D/S	x	x	x		x	x	4a	Nachweisziel ist die Autarkie des benötigten Systemumfanges
7.3	Explosionsdruckwelle	D/S	x	x	x		x	x	4a	Nachweisziel ist die Autarkie des benötigten Systemumfanges
7.4	Giftige/explosionsgefährliche Gase	D/S	x	x	x		x		4a	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.5	Äußerer Brand	D/S	x	x	x		x		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.6	Hochwasser	D/S	x	x	x		x		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.7	Blitzschlag	D/S	x	x			x		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.8	Sonstige extreme naturbedingte Einwirkungen (Extremtemperaturen, Eisgang, Wind, ...)	D/S	x	x			x		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.9	Einwirkungen von Nachbaranlagen	D/S	x	x	x		x		4a	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
8	**Verschiedenes**									

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
8.1	Folge des Turbinenversagens	D/S	x	x	x		x		4a	bei entsprechender Anordnung keine Betrachtung, ansonsten setzt Einstufung nach 4a wirksame Maßnahmen gegen Turbinenversagen voraus
8.2	Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)	D/S	R	x	E			x	~~Dimensionierungsbestimmend~~ 4a	hinsichtlich R: Reaktivitätsrückwirkung, bei SWR: SS-Einfahren hinsichtlich E: Druckbegrenzung repräsentatives Ereignis
9	**Brennelementlagerung und -handhabung**									
9.1	Brennelementbeschädigung bei der Handhabung • - Kern - BE-Becken	D/S	x R		x x	S S		x x	3	im Gegensatz zu BE-Handhabungsstörfall hier: nur Beschädigung bzgl. S repräsentatives Ereignis Kern: abgedeckt durch Sicherstellung der Unterkritikalität beim Beladen BE:Becken: repräsentatives Ereignis
9.2	Wasserverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken	D/S D/S		x K	x x	 x	 x		2 3	Kleine Betriebsleckagen bei getroffenen Vorkehrungen (Füllstandsüberwachung, Anordnung Leitungen) keine weiteren Betrachtungen
9.3	Langandauernder Ausfall der betrieblichen Beckenkühlung	D/S	x	K				x	2-3	repräsentatives Ereignis bzgl. K (Sonderkühlfahrweisen); bei untermoderierter Auslegung bzgl. Reaktivitätskontrolle nicht relevant.
9.4	Borverdünnung im BE-Lagerbecken	D D	x R					 x	3 3	durch Auslegung für unboriertes Wasser im Normalbetrieb abgedeckt. bei Inanspruchnahme von ″Borkredit″: repräsentatives Ereignis
9.5	Fehlbelegung des BE-Lagerbeckens	D	R					x	3	relevant bei Mehrzonen-Lagerung repräsentatives Ereignis

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si-Ebene Ereignisklasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
9.6	BE-Trockenlager Wasser-/Dampfeinbruch Verwendung wasserstoffhaltiger Löschmittel bei Brand	D/S	R					x	3	Kritikalität durch Auslegung auszuschließen (relevant bei reaktivitätswirksamen Änderungen an BE)
10.	**Auslegungsüberschreitende Anlagenzustände**									
10.1	Ausfall der gesamten DE-Bespeisung mit der Tendenz zur völligen Ausdampfung der Sekundärseiten	D	x	x				x	4b	Dimensionierungsbestimmend hinsichtlich Notfallbespeisung DE
10.2	Anhaltend hoher Primärkreisdruck im Bereich der Öffnungsdrücke der Primärsicherheitsventile	D		x	x			x	4b	Dimensionierungsbestimmend hinsichtlich primärseitiger Druckentlastung
10.3	Unkontrollierter Verlust des Kühlmittelinventars außerhalb DDA/Sekundärabschluß	D/S		x	x			x	4b	Maßnahmen zum Abschalten der Sicherheitseinspeisepumpen
10.4	Transienten mit der Tendenz des Abfallens des RDB-Füllstandes bis Kernunterkante	S	x	x				x	4b	Anforderung an Notfallschutzmaßnahmen zur Kühlung (Borierung/Einspeisung) und Unterkritikalitätshaltung
10.5	Ausfall der gesamten Drehstromversorgung	D/S		x	x			x	4b	Anforderung an Batteriekapazität
10.6	Globaler langfristiger Druckanstieg im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Anstieg über den Auslegungsdruck	D/S			x			x	4b	Druckentlastung SHB, Anforderung an Abblaseventil
10.7	Anstieg der H2-Konzentration im RSB mit der Tendenz zum Erreichen der Zündphase	D/S			x			x	4b	Anforderung an Rekombinatoren

2.2.4 Kommentare Fabian

FANP/NGPS

H. Fabian

Stellungnahme zur KTA 2000 Basisregel 6: Methodik der Nachweisführung"

Der Stellungnahme sind einige grundsätzliche Bemerkungen, auch zu einzelnen Kapiteln und den Tabellen vorangestellt. Änderungen zu Details der einzelnen Textpassagen sind direkt im Text durch Roteintrag vermerkt.

A: Grundsätzliche und übergreifende Anmerkungen

1. Die BR6 ist eingeordnet in das Gesamtwerk KTA 2000 mit den BR1 - 7 und der vorangestellten übergeordneten Regeln zu Sicherheitsgrundlagen (SG): mit den grundlegenden Festlegungen und zur Einordnung des Vorhabens.

   Dieser Hinweis ist der Regel vorangestellt und macht die Einbindung der BR6 in das Gesamtvorhaben deutlich. Die in den SG vorangestellten Definitionen und Festlegungen sollten die Basis für die nachrangigen Einzelregeln, auch die BR6, darstellen und verbindlich angewendet und zitiert werden. Wiederholungen auch von anderen BRen sollten eingeschränkt und unterschiedliche Bezeichnungen in den Einzelregeln vermieden werden. Hierauf wäre in einem redaktionellen Gesamtdurchgang nochmals zu achten.

2. Zu den sicherheitstechnischen Anforderungen auf den einzelnen Sicherheitsebenen finden sich Definitionen in der SG, BR5 und BR6 mit jeweils etwas unterschiedlichen Zungenschlag. In der BR5 sind hierzu etwas weitergehende Ausführungen gemacht, die nochmals einer Präzisierung erfahren soll. Diese Definition sollte dann als Basis zitiert werden.

3. Die Anforderungen einer PSA sind im PSA-Leitfaden der entsprechend aktuellem Atomgesetz verbindlich für eine PSÜ anzuwenden ist. Die dort verwendeten Begriffe sollten konsistent zu denen sein, die in den Regelwerken der KTA 2000 (auch SG) verwendet werden. Inhalt und Vorgehen einer PSÜ sind in den nachrangigen Methodenbänden im Detail geregelt.

   Für die in der PSA zu betrachtenden und zu bewertenden Zustände sind dies:

- Gefährdungszustand (PSA-Stufe 1)
  - Kernschadenszustand (PSA-Stufe 1)
  - Anlagenschadenszustand (PSA-Stufe 2)
  - Freisetzungszustand/-kategorie (PSA-Stufe 2)

4. Die Anwendung und Verweis auf die Störfallleitlinie ist nur begrenzt bei DWR-Neuanlagen (TEG > 1.7.82) spez. Konvoi direkt zielführend. Für die allgemeine Anwendung müsste eine sinngemäße Umsetzung erfolgen und diese dem Regelvorhaben angehängt werden.

5. Die Nachweismethoden sollten auch die Aspekte zum Abfahren und zur abgefahrenen Anlage einbeziehen, die sicherheitstechnische Bedeutung ist hinlänglich bekannt. Während dies bei der PSA erfolgte ist eine Ergänzung bei den deterministischen Methoden empfehlenswert.

6. Formulierungen zur Methodik fallen in vielen Teilen (spez. 5.2, 5.3 und 5.4) beschreibend aus, was sich bei einer Methodendiskussion wohl nicht ganz vermeiden lässt. Bei der Endredaktion sollten nach Hinweisen und Anforderungen differenziert werden und entsprechenden Formulierungen gewählt werden.

B: Anmerkungen zu einzelnen Kapiteln

1. Der unter Zeitdruck erstellte Entwurf der BR6 enthält mit Kap. 2 "Begriffe" ein in der Vorlage nicht integriertes Kapitel auf das im weiteren Text verwiesen wird. Dieses Kapitel ist zu ergänzen unter Abgleich mit den Abkürzungen die bereits in den SG und anderen BR, spez. BR5, enthaltenen Festlegungen. In diese Definitionen sind in den weiteren Text unmittelbar zu verwenden und dienen der Straffung und Konsistenz der Texte.

3. Abschnitt 4.3.1 b), c) und d): Instandhaltung

3.1 KTA 3301 gibt einige Randbedingungen zur Berücksichtigung der Wärmesenke bei der Ereignisablaufanalyse, die aufgenommen werden sollten.

3.2 Unter bc) wird festgelegt, dass keine Instandhaltung zu unterstellen ist. Diese Annahme ist m.E. nicht haltbar, wenn man Abschnitt 1 (3) berücksichtigt und Ereignisse bei abgeschalteter Anlage einbezieht.

M.E. sollte zwischen vorbeugender und korrigierender Instandhaltung unterschieden werden:

- Vorbeugende Instandhaltung ist deterministisch während bestimmter Betriebszustände vorgesehen und sollte auf Sicherheitsebene 1, 2 und 3 deterministisch bei dem diese Betriebszustände betreffenden Ereignisablaufanalysen berücksichtigt werden. Dies betrifft sehr weitgehend die abgeschaltete Anlage, aber auch z.T. den Leistungsbetrieb.
- Korrigierende Instandhaltung (Reparatur) ist ein stochastischer Vorgang und sollte deterministisch nur auf Sicherheitsebene 3 überlagert werden, soweit entsprechend Betriebshandbuch möglich.

4. Zu Abschnitt 5.2.5.1 (2): Die Anforderung, dass das 95%-Perzentil nach der Unsicherheitsanalyse maximal eine Bandbreite von einer Größenordnung oberhalb des Erwartungswertes liegen soll, lässt sich nicht umsetzen, auch gar nicht beeinflussen. Bleibt die Frage, was ist zu tun, wenn die Vorgabe nicht einhaltbar ist? Das 95% Perzentil ist Ergebnis der Unis-Analyse und resultiert aus der logischen Struktur der Ereignis- und Fehlerbäume sowie den UnsiVerteilungen für die probabilistischen Kenngrößen. Durch technische Maßnahmen ist dies nicht beeinflussbar.

Das Ergebnis ist zu diskutieren, die Breite der Verteilung ist ein Maß für die Belastbarkeit des Ergebnisses, die Ursachen sind herauszustellen und die Lage des Erwartungswertes ist innerhalb der Verteilung zu betrachten.

5. Zu Kap. 5 "Analysen und Methoden"

Bei neu durchzuführenden Analysen ist nach der Methodik zu differenzieren. Analog dem weiterentwickelten Stand von Wissenschaft und Technik sind neue Analysen entweder als

a) konventionelle Analysen mit konservativ abdeckenden Randbedingungen

oder als

b) fortschrittliche Analysen mit realistischen Anfangs- und Randbedingungen inkl. einer expliziten Unsicherheitsanalyse

möglich.

In einigen Anwendungsgebieten werden praktisch ausschließlich Analysen vom Typ b) durchgeführt, z.B. bei der mechanischen B-Stab- und B-Element-Auslegung. Umformulierung wurde im Regeltext 5.1.1 (3) vorgeschlagen.

6. Anforderungen an die in Abschnitt 6 der BR6: "Zuverlässigkeitstechnische Ausführungen"

Die in diesem Kapitel aufgeführten Betrachtungen zur Erzeugung und Erhaltung der Zuverlässigkeit bzw. zu den Zuverlässigkeitsmerkmalen hat vielfache Überlappungen und Parallelaussagen in der BR 5 "Allgemeine technische Anforderungen"; eine tabellarische Aufstellung wurde von Obmann der BR5, Dr. Krugmann als Stellungnahme zur BR6 erstellt und liegt an.

Da dieser Titel ohnehin nicht zwingend in die BR6 passt und zur Vermeidung von Dopplungen wird angeregt, den Aspekt Zuverlässigkeitsanforderungen an die BR5 zu verlagern und einzupassen, wo er auch vom Titel zu erwarten wäre.

Die in dieser Stellungnahme zu diesem Kapitel (Kap. 6) vorgeschlagenen Anregungen können übernommen werden. Weitere Anpassungen zum Inhalt und der Struktur der BR5 sind dann spezifisch zu behandeln.

C: Tabellen-Anhang

Anhang A:

1. Es werden die KTA-Grundlagen zitiert, Fassung (06/01) (Gründruck). Tatsächlich wurde die Fassung (12/02) vorgelegt, sie enthält zwischenzeitliche Forderungen durch die AG Ergänzen: "Mit Ergänzungen der AG (12/02)".

2. Das Atomgesetz wird in BR6 nicht zitiert.

Anhang B:

Erläuterungen zu den in den Tabellen de BR6 mit Anhanges B enthaltenen Bezeichnungen und Abkürzungen (R, K, E, S, 5, 6, x) und deren Bedeutung sind zu ergänzen; Erklärungen lagen bereits in früheren Versionen vor.

1. Angabe des Schutzzieles "R" überprüfen u.U. vervollständigen, z.B. bei 2.3, 2.4, 3.1!?

2. Ereignis 2.5: Ausfall betrieblicher Speisewasserversorgung

   Nur relevant für DWR.

   SWR: Bei Baulinie 72 gibt es außer dem Speisewassersystem kein weiteres betriebliches HD-Einspeisesystem, jedoch3x100% HD-Notkühlstränge. Ein Ereignis der Sicherheitsebene 3 führt somit nicht zur Anforderung der Druckentlastung.

   Das TM-System bei Baulinie 69 ist ein Betriebssystem. Der Ausfall aller betrieblichen Speisewasser-systeme ist zwar als Ereignis der Sicherheitsebene 3 zuzuordnen, eine Druckentlastung wird jedoch erst dann erforderlich, wenn auch das TJ-System ausfällt.

3. Statt Steuerstab besser Steuerelement (SE) verwenden (4.4, 4.1)

4. Ereignis 4.3 und 5.2 (wenn Bruchausschluss) ist zusätzlich in Anhang D aufgeführt. Eindeutigkeit-schaften und wenn notwendig, sollte man die Doppelnennung erklären und entsprechenden Hinweis anbringen.

5. 2F-Bruch (5.2) und ATWS (8.2): der SE4a ergänzen; Test in nächste Spalte.

6. Ereignis 7.2 und 7.3: Nachweisziel (Schutzziel) ist Vermeidung eines schweren Kernschadens bzw. Freisetzungen in die Umgebung.

7. Auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (10) stellen eine Mischung aus Szenarien und mögliche Folgen von Szenarien dar

   Szenarien: 10.1/10.3/10.5/

   Folgen: 10.2/10.4/10.6/10.7/

   Die Ereignisliste sollte sich auf Szenarien beschränken.

   Wichtige Szenarien sind noch zu ergänzen, z.B.

   - Kleines Primär/DH-Leck und Ausfällen in der HD/ND-Einspeisung
   - DE-Heizrohrleck mit Ausfall der Isolation bzw. NWA
   - u.U. auch wichtige Szenarien für den SWR.

Anhang C:

1. C5-Brennstäbe/Vorgehen: muss wohl heißen Gewährleistung der Kühlung durch Nachkühlfähigkeit nicht umgekehrt.

2.2.5 Kommentare Krugmann

Abschnitt 6:

Vorschlag: streichen
Begründung: siehe nachfolgende Tabelle

BR6, Kapitel 6	entsprechende Anforderung
6.1	Redundant zu BR6, 3.1 (4), (5), (6)
6.2 (1)	Weitgehende Wiederholung von KTA-GL 3.3.2
6.2.1 (1)	Aufzählung der Zuverlässigkeitsmerkmale entspricht BR5, 4.1.5 und KTA-GL 3.3.2
6.2.2 (1)	Entspricht KTA-GL 3.3.4, Beispiele entsprechen KTA-GL Bild 1
6.2.2 (2)	Entspricht BR5, 4.1.2, 4.1.3 und 4.5.1 (7) Die Möglichkeit des Einsatzes von Sicherheitssystemen auf Sicherheitsebene 2 war in BR 5, 4.1.2 enthalten, wurde von den Obleuten gestrichen und sollte wieder eingeführt werden.
6.2.3	Redundant zu BR5, 4.1.2
6.2.4	Redundant zu BR5, 4.1.4
6.3	Redundant zu BR6, 5.2.5.3
6.4.1	Redundant zu BR5, 4.1.2 (3)
6.4.2	Redundant zu BR5, 4.4.3 (4), 4.5.4.3 (3) a), BR6, 4.3.1 ce) (dort wird die spezifische Umsetzung der allg. Anforderung gebracht)
6.4.3	Redundant zu BR5, 4.1.2 (4)
6.4.4	Redundant zu BR5, 4.1.2 (3), 4.5.4.3 (3) a)
6.4.5	Redundant zu BR5, 4.5.4.2 (2) Die Richtzeit von 30 min ist bereits in BR6, 4.3.1 cf) enthalten
6.4.6	Redundant zu BR5, 4.1.2 (2), 4.5.4, 4.5.1 (7), 4.5.2 (4), 4.5.4.2 (3)
6.4.7	Redundant zu BR5, 4.5.1 (7) Ein Passus über Rückwirkungsfreiheit zwischen Betriebs- und Sicherheitssystemen war in 4.1.2 enthalten, wurde von den Obleuten gestrichen und sollte wieder eingefügt werden.
6.4.8	Abgedeckt durch BR5, 4.1.5 e), f), g), i)
6.4.9	Redundant zu BR5, 4.1.5 j) „ohne Minderung der Sicherheit“ sollte dort ergänzt werden
6.4.10	Redundant zu BR5, 4.1.5 i)
6.4.11	Fehlt bisher → zu ergänzen in BR5, 4.1.2
6.4.12	Detaillierter im BR5, 4.5.4.3 enthalten
6.4.13	Redundant zu BR5, 4.5.4.2 (2), BR7, 5.2.2 (1), (7), (8)
6.4.14	Redundant zu BR5, 4.1.2 (2)
6.5.1	Redundant zu BR5, 7
6.5.2	Redundant zu BR5, 4.1.5 j), 4.1.2 (5)
6.5.3	Redundant zu BR5, 4.1.3 (5)
6.5.4	Alterung Ein entsprechendes Kapitel war ursprünglich in BR5 enthalten, das von den Obleuten gekürzt auf BR6, 6.5.4 und BR7, 5.8.4 übertragen wurde. Dieses Kapitel sollte dort wieder eingefügt werden.
6.5.5	Redundant zu BR7, 5.2.2 (5)
6.5.6	Redundant zu BR7, 5.4

2.3 KTA-Unterausschuss REAKTORKERN UND SYSTEMAUSLEGUNG (UA-RS)

Erlangen, den
22.01.2003
Revision
14.03.2003

Regelentwurfsvorlagen KTA Basisregeln

Sehr geehrte Kollegen,

Mit Schreiben vom 19.12.2002 hat die KTA-Geschäftsstelle mir (als Obmann des UA-RS) den kompletten Satz der KTA Basisregeln als Fraktionsumlauf zugesandt mit der Bitte Stellungnahmen bis zum 15.März 2003 abzugeben.

Ich beabsichtige rechtzeitig die nachfolgend aufgeführten Stellungnahmen abzugeben, wenn ich von Ihnen keine zusätzlichen oder anders lautenden Stellungnahmen erhalte.

Generelle Bemerkung zu KTA-BR 1-7

Die Texte sind zum Teil ein Gemisch aus Zustandsbeschreibung und Anforderung. Die Basisregeln sollen aber Anforderungen definieren. Also darf es nicht wie z.B. in KTA-BR 6 Kap.3.2(1) heißen: „Das Gestaffelte Sicherheitskonzept ist grundsätzlich präventiv ausgerichtet.“, sondern es muss heißen: „ ... **ist** grundsätzlich präventiv aus**zu**richten.“ Oder KTA-BR 6 Kap.6.4.7: Bei Verwendung gemeinsamer Komponenten oder Systemfunktionen ~~hat~~ **muss** die Sicherheitsfunktion immer Vorrang **haben** vor den Aufgaben des Betriebssystems.“ Die Geschäftsstelle sollte die gesamten Texte auf diesen Aspekt nochmals durchsehen.

KTA-BR 6 Methodik der Nachweisführung

Kap.1 (1) Text von BR 1 übernehmen, da Einschränkung auf LWR und mögliche Anwendung auf Forschungsreaktoren fehlt.

Kap.4.1 (3) Ersatzlos entfallen lassen oder Widerspruch zu KTA-GL 3.3.1 (4) ausräumen.

Begründung: Die übergeordneten KTA-Grundlagen gehen vor und lassen eine Kreditnahme von Schutzmaßnahmen anderer Ebenen nicht zu. Die Formulierung von KTA-GL sollte nicht doppelt aufgeführt werden.

Kap.4.3.1 be) und cd) In cd) sollte es lauten: Die Nachzerfallsleistung wird mit ~~**ausreichend**~~ konservativen Zuschlägen (2σ) angesetzt.

Begründung: Die Höhe der Konservativität ist in be) und cd) quantifiziert. Ansonsten müßte es statt ausreichend besser stärker heißen. Wenn 2σ nur ausreichend konservativ ist, dann ist 1σ nicht ausreichend.

Kap.4.3.1 ce) Es sollte lauten: Für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) **ist** grundsätzlich **das zweite** in der zeitlichen Reihenfolge **anstehende Auslösekriterium** für RESA anzusetzen.

Begründung: Missverständliche Formulierung, die als Forderung nach zwei Analysen mit erstem und zweiten RESA verstanden werden könnte.

Kap.5.1.1 (4) Es sollte lauten: ...sind neue Rechnungen **bzw. Abschätzungen der Konservativität** über den Nachweis ...

Begründung: Der Weg zur Erfüllung des Schutzziels sollte nicht vorgeschrieben werden.

Kap.5.1.2.3 (2) a) Es sollte lauten: Maßnahmen für die Kontrolle von **Ereignissen der Sicherheitsebene 4a**

Begründung: Einheitliche Nomenklatur, Notstandsfälle sind nur vereinzelt (Biblis A) definiert.

Kap.5.2.4.1 (5) Der letzte Satz sollte lauten: Der Gesamtbeitrag aller ~~vernachlässigten~~ **nicht weiter verfolgten** Ereignisse ...

Begründung: Einheitliche Nomenklatur mit Satz davor und Klarstellung, dass ingenieurmäßige Bewertung nicht darunter fällt.

Kap.5.2.4.2 (2) Der Punkt a) sollte lauten: **die realistischen Ereignisabläufe berechnet mit best-estimate Methoden und Programmen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik** soweit für die probabilistische Bewertung erforderlich:

Begründung: Vermeidung von Missverständnissen, unter deterministischer Basis werden auch die Störfallpostulate verstanden.

Kap.5.2.5.1 (2) Der letzte Satz des ersten Absatzes sollte laufen: Summenhäufigkeit**en** von Systemschadenszuständen ...

Der letzte Absatz stellt eine Forderung auf, die in gewissen Fällen evtl. nicht erfüllt werden kann, sagt aber nicht was dann zu tun ist. Dies ist aber abhängig vom Absolutwert einer Summenhäufigkeit im Vergleich zum Gesamtwert und der berücksichtigten Konservativitäten. Das Arbeitsgremium wird um eine verbesserte Formulierung gebeten.

Kap.5.2.5.1 (3) Der Satz nach b) sollte lauten: Der Beitrag des Nichtleistungsbetriebes zur Summenhäufigkeit von System- bzw. Kernschadenszuständen sollte **in der gleichen Größenordnung wie der** Beitrag des Leistungsbetriebs **liegen.**

Begründung: Die Beiträge können bei modernen (nachgerüsteten) Anlagen sehr nahe beieinander liegen. Es ist nicht ersichtlich, dass eine harte 50% Grenze ein Schutzziel darstellt.

Kap.6.2.2 (2) Der letzte Satz sollte ersatzlos gestrichen werden.

Begründung: Widerspruch zu KTA-GL 3.3.1 (4), vgl. Stellungnahme zu Kap.4.1 (3).

Kap.6.5.5 Der Titel sollte lauten: Vorbeugende **und zustandsorientierte** Instandhaltung.

Der Text sollte lauten: Komponenten des Sicherheitssystems sind vorbeugend oder zustandsorientiert instandzuhalten, um ...

Zusätzlicher Satz: **Die Schutzzielgewährleistung erfolgt durch die Wiederkehrenden Prüfungen, die Optimierung zwischen vorbeugender und zustandsorientierter Instandhaltung hat überwiegend wirtschaftlichen Charakter.**

Begründung: Neben der vorbeugenden sollte auch die zustandsorientierte Instandhaltung angesprochen bzw. zugelassen werden.

Anhang A:

Im Text angesprochen sind: StrSchV, Interpretationen**e** zum Einzelfehlerkonzept, KTA-GL und KTA-BR 1-5+7

Anhang B:

Es sollte eine Legende ergänzt werden, die die Unterschiede in der Kennzeichnung mit R, K, E, S und x erläutert. Die Zeilen sind in den Spalten teilweise etwas verrutscht, gemeinsame Erläuterungen zu mehreren Zeilen sollten mit Klammern kenntlich gemacht werden.

4.1 Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerelementen / **SE-Bänken**

4.4 Herausfallen des wirksamsten Steuer**elementes**

5.2 2F (**auch** wenn Bruchausschluss)

Anhang C:

Sicherheitsebene 1

2. Zeile: In 1.Spalte: ~~**(Nettowirksamkeit)**~~ In 3.Spalte: **„Stuck-rod“ als EZF nur bei SE 3**

3. Zeile: In 3.Spalte ~~**bei offenem RDB beim DWR ohne Berücksichtigung der Steuerelemente**~~ da unklar woher dieses Schutzziel beim DWR abgeleitet wird, beim SWR ist wäre die Forderung prinzipiell nicht erfüllbar

Sicherheitsebene 2

2. Zeile: In 1. und 3. Spalte gleicher Text wie bei SE 1

3. und 4. Zeile: 3.Spalte gleiche Streichung wie bei SE1/3. Zeile/3. Spalte

Sicherheitsebene 3

2. Zeile: 1. Spalte ~~**Schnellabschaltung**~~ **Abschaltung mit Steuerelementen (Nettowirksamkeit)** Die Bemerkung „Stuck-rod“ als EZF in 3. Spalte verschieben.

3. Zeile: 1. Spalte ~~**Langfristige**~~ **Dauerhafte** Abschaltung

Sicherheitsebene 4

1.Zeile: 3. Spalte: **Kein „Stuck-rod“ als EZF**

Anhang D:

1.Spalte: (**auch** bei vorhandenem Bruchausschluss)

3.Spalte unten rechts: Ergänzung: ..., keine Beschädigung des Reaktorkerns zur Folge hat**, der die Abschaltbarkeit und/oder Nachkühlbarkeit beeinträchtigt**.

Begründung: Angabe der Schutzzielforderung

2.4 Ministerium für Soziales, Gesundheit und Verbraucherschutz Schleswig-Holstein

KTA 2000 - KTA-Sicherheitsgrundlagen (Gründruck)

Fraktionsumlauf der KTA Basisregeln Nr. 1, 2, 3, 4, 5, 6 und 7

Sehr geehrte Damen und Herren,

mit den Zielen des Arbeitsprogramm KTA 2000 sollen insbesondere, die Sicherheitsgrundlagen, die in verschiedenen Einzelvorschriften enthalten sind zusammenfassend dargestellt werden und darüber hinaus 7 KTA-Basisregeln erstellt werden, in denen alle ausführungsunabhängigen Anforderungen des untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerkes enthalten sind. Gemäß dem Arbeitsprogramm KTA 2000 soll damit die Anwendungssicherheit der vorhandenen KTA-Regeln erhöht werden.

Nach meiner bisherigen stichprobenweisen Prüfungen sind diese Ziele mit den vorliegenden Entwürfen der KTA-Basisregeln nicht erreicht worden. Die Basisregeln bedürfen daher einer grundlegenden Überarbeitung, bevor diese als Regelentwurf verabschiedet werden können. Hierzu einige Beispiele:

KTA-Basisregel 6: Methodik der Nachweisführung

Mit der KTA-Basisregel 6 soll die Methodik der Nachweisführung dargestellt werden zur Ermittlung, inwieweit die nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlagen getroffen ist. Gemäß dem untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerk ist die Methodik der Sicherheitsbeurteilung auf deterministischer Grundlage und hier insbesondere gemäß den Sicherheitskriterien durchzuführenden wobei wesentliche Grundlagen in dem Kriterium 1.1 „Grundsätze der Sicherheitsvorsorge“ sowie 2.1 „Qualitätsgewährung“ dargestellt sind.

Die in diesen Kriterien angegebenen Grundlagen zur Methodik der Nachweisführung sind in der Basisregel 6 nur bruchstückweise enthalten. Die Basisregel 6 muss daher entsprechend vervollständig werden, damit alle Einzelpunkte der Sicherheitskriterien zur Methodik der Nachweisführung enthalten sind oder die Sicherheitskriterien entsprechend in Bezug nehmen.

Die zur Abwicklung der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren erforderlichen Prüfungen sind in der Bekanntmachung des BMI von 20. Okt. 1982 „Zusammenstellung der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen“ zusammengestellt worden, die in der Regel zum Nachweis der erforderlichen Prüfung benötigt werden. In der KTA-Basisregel 6, ist das Ziel und die erforderlichen Anwendung dieser Bekanntmachung nicht enthalten. Die Basisregel 6 muss daher entsprechend vervollständig werden.

Probabilistische Analysen haben insbesondere das Ziel, die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes zu beurteilen. Die Basisregel 6 muss daher entsprechend ergänzt werden.

Ziel, Art und Umfang probabilistischen Analysen sind im „Leitfaden Probabilisitsche Sicherheitsanalyse“ es BMU vom Dez. 1996 enthalten. In der Basisregel 6 ist dieses in keiner Weise enthalten. Die Aufgabe der KTA ist es nicht, im Gegensatz zu diesem gültigen, und vom BMU im Bundesanzeiger veröffentlichen Leitfaden einen Leitfaden mit wesentlichen anderem Inhalt zu erstellen. Die Basisregel 6 muss daher entsprechend grundlegend überarbeitet werden und die wesentlichen Inhalte des vorhandenen Leitfadens enthalten oder den Leitfaden in Bezug nehmen. Dabei ist anzumerken, dass eine zulässige Häufigkeit von Gefährdungs- oder Schadenzuständen ganz bewusst nicht in dem Leitfaden aufgenommen wurde.

In der Basisregel 6 sind tabellarisch die bei einer Sicherheitsbewertung heranzuziehenden Ereignisse und Zustände angegeben. Diese können so nicht mit einer KTA-Regel festgeschrieben werden, da mit Genehmigungen auch andere Festlegungen getroffen wurden. Die Tabelle darf mit entsprechenden Hinweis daher nur eine Musterliste sein, die entsprechend der Genehmigung sowie den Anlagengegebenheiten jeweils zu revidieren bzw. zu ergänzen wäre. Die Basisregel 6 muss daher entsprechend korrigiert und ergänzt werden.

In der Basisregel 6 sind Folgeereignisse angegeben, die bei äußeren Einwirkungen zu betrachten sind. Im untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerk sind in den Interpretationen zu den Sicherheitskriterien diejenigen Folgeereignisse angegeben, die bei äußeren Einwirkungen zu unterstellen sind. Dieses Spektrum der Sicherheitskriterien ist in der Basisregel 6 nur bruchstückweise enthalten. Die Basisregel 6 muss entsprechen korrigiert und ergänzt werden.

In dem vorliegenden Entwurf ist die Basisregel 6, Methodik der Nachweisführung, daher ungeeignet als Regelentwurf verabschiedet zu werden und vor einer Freigabe als Regelentwurf grundlegend zu überarbeiten.

VI 63 Entwurf Kiel, den 03.03.2003

TABELLE 3: **Sicherheitsfunktionen**

Stichwort	**Fachregel**	**Basisregel 6**
Sicherheits funktionen, Systemfunktionen		Der Nachweis der Störfallbeherrschung erfolgt für die Anlagenauslegung ausschließlich mit **Sicherheitsfunktionen**. Im Falle der Verwendung von **Systemfunktionen** vor- oder nachgelagerter Sicherheitsebenen sind immer die Anforderungen an **Sicherheitsfunktionen** zu erfüllen. (4.3.1 (c))
	Zur Erfüllung sicherheitstechnischer Funktionen sollen folgende Auslegungsgrundsätze angewendet werden: a) Systemaufbau und **Systemfunktionen** sollen einfach und übersichtlich gestaltet werden, (vgl. 3301 Abschnitt 5.1.1 („)	Als abdeckendes (festgelegtes) Ereignisspektrum für eine umfassende Sicherheitsbewertung ist eine Liste repräsentativer Ereignisse für alle Sicherheitsebenen anzuwenden. Diese Ereignisse sind in ihren Anforderungen an **Sicherheits-** und **Systemfunktionen** abdeckend für alle bisher betrachteten Ereignisse. Im Rahmen der Anforderungen an Ereignissen anzusetzenden Ausfallannahmen für die Analyse zu geordnet (siehe 4.3) Mit diesen Festlegungen sind die ebenbezogenen Nachweise durchzuführen und die zugehörigen Schutzzielkriterien einzuhalten. BR 6 4.2-5T
	b) dass betriebliche Steuerungsbefehle die Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigen, und c) dass sich hierbei kein bestimmender Einfluss auf die Nichtverfügbarkeit und Ausfallwahrscheinlichkeit der NWA nach Störfällen ergibt. (vgl. 3301 Abschnitt 5.1.2	Bei Verwendungen gemeinsamer Komponenten oder **Systemfunktionen** hat die **Sicherheitsfunktion** immer Vorrang vor den Aufgaben des Betriebssystems. Dabei ist die Rückwirkungsfreiheit sicherzustellen. (BR 6 6.4.7; Zuverlässigkeitsanforderungen)

TABELLE 4: **Überlagerungen**

Stichwort	**KTA 3501**	**BR 6**
Überlagerungen/ Gleichzeitigkeit von Annahmen	Die Überlagerungen unabhängiger Ereignisse bei der Störfallanalyse ist nicht mit Hilfe des **EFK** vorzunehmen, sondern Ereigniskombinationen sind unter Berücksichtigung der Eintrittswahrscheinlichkeit und eines ausgewogenen Sicherheitskonzeptes der Anlage festzulegen (EFK 84 (9)	Siehe zu Sicherheitsfunktionen und Systemfunktionen
	Während des bestimmungsgemäßen Betriebs der Reaktoranlage ist die **Ausfallkombination** nach Bild 4-1 bezüglich eintretender Störfälle zu beherrschen, wobei im Instandhaltungsfall (I) nicht angenommen werden muss, dass während eine Zeitspanne von 100 h der systematische Ausfall (S) und der Zufallsausfall (Z) gleichzeitig auftreten. (KTA 3501 4.4.1-3)	(6) Ereignisse, die nicht der Liste der repräsentativen Ereignisse zugeordnet sind oder Ereignispfade, bei denen zusätzliche Ausfälle oder weitere konservative Annahmen bzw. erschwerende Randbedingungen über die festgelegten hinaus angenommen werden, werden nach 4.2 (2), (3) unter Zuhilfenahme probailistischer Abschätzungen der jeweiligen Sicherheitsebene zugeordnet. (KTA Basisregel 6 / 4.2-6)

TABELLE 5: **Handmaßnahmen**

Stichwort	**KTA 3501**	**BR 6**
Handmaßnahmen	Handmaßnahmen wie Auslösen, Unterbrechen, oder Rückstellen von **Schutzaktionen** sind nur in begründeten Ausnahmefällen vorzusehen. (4.5.3) Die Einleitung von **Schutzaktionen** von Hand ist bei Einhaltung der Forderungen nach Abschnitt 4.5.3 zulässig, wenn der Zeitraum zwischen Erkennung des Störfalls und der Einleitung des **Schutzaktionen** ausreichend ist.	Die Einleitung von Handmaßnahmen muss sich auf eindeutige und nachvollziehbare Signale abstützen. Hierzu sind geeignete Meldesysteme (z.B. Gefahrenmeldungen) vorzusehen. Für die Durchführung ist ein ausreichendes Zeitbudget vorzugeben. Die Maßnahmen zur Durchführung sind eindeutig zu beschreiben, damit Verwechslungen ausgeschlossen werden können. **6.4.13** Zuverlässigkeit von Handmaßnahmen

	(10.2 Gefahrenmeldeeinrichtungen der Klasse S)	
		bg) Von Hand auszulösende Schutzmaßnahmen sollen nicht vor Ablauf einer angemessen Zeit erforderlich sein. Als Richtzeit gilt hier ein Zeitraum von 30 Minuten. (BR 6 - 4.3.1)
		Die Zuverlässigkeit der ereignisablaufbezogenen Personalhandlungen ist mittels geeigneter Verfahren zu bewerten, wobei die Diagnose der Situation, die Karenzzeit und die Durchführung explizit zu betrachten sind. (KTA Basisregel 6 Seite 8 5.2.4.1 (9) /PSA)
		Schutzmaßnahmen sollen grundsätzlich automatisch ausgelöst werden. Handmaßnahmen sind nur in begründeten Ausnahmenfällen zulässig. Maßnahmen und Einrichtungen zur Störfallbeherrschung sollen so ausgelegt sein, dass notwendige von Hand auszulösende **Schutzaktionen** zur Störfallbeherrschung nicht vor Ablauf einer angemessenen Zeit erforderlich werden. Als Richtzeit gilt ein Zeitraum von 30 Minuten. **6.4.5** Zuverlässigkeitsanforderungen für **Schutzmaßnahmen** der Sicherheitsebene 3

2.3 Schlussfolgerung:

Zusammenfassend ist festzustellen, dass das Regelwerk KTA 2000 nur bedingt kompatibel mit den derzeit geltenden Verordnungen und den basierenden Betriebsvorschriften ist.

Für das Änderungsgenehmigungsverfahren oder Aufsichtsverfahren bedeutet die Anwendung der KTA 2000, z. B. im Hinblick auf zukünftige Änderungen des Reaktorschutzsystems - was auf Grund der zunehmenden Einführung der Digitaltechnik für die bisherige Analogtechnik real ist - unbestimmtere, weniger detaillierte Anforderungen als bisher mit den Fachregeln gelten. Darüber hinaus sind lediglich die Erkenntnisse aus den achtziger Jahren anzuwenden. Es gelten probabilistische, aber nicht risikoorientierte Maßstäbe, bzw. unbestimmtere Bewertungsgrundsätze.

Aus Sicht des Unterzeichners kann nicht ausgeschlossen werden, dass mit dem Regelwerk KTA 2000 letztlich Kriterien und Begutachtungsgrundsätze eingeführt und angewandt werden und Auslegungsgrundsätze anerkannt werden sollen, die bisher insbesondere für die Planung anlageninterner Notfallmaßnahmen als allgemeine Grundsätze herangezogen worden sind. Zu nenne sind diesbezüglich beispielsweise:

- Probabilistische Bewertung der schutzzielorientierten Analyse;
- Keine Anwendung der Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme (zum Beispiel Redundanzanforderungen; Diversitätsanforderungen, systematische Ausfälle):
- Einbeziehung betrieblicher Systeme;
- Analysen unter „best-estimate“ -Bedingungen;

Die Sicherheitsphilosophie wird sich mit der KTA 2000 erheblich ändern, was über den bisherigen Regelungsgehalt der untergesetzlichen Vorschriften hinaus geht.

2.5 Ministerium für Umwelt, Landwirtschaft und Forsten

Fraktionsumlauf der KTA-Basisregel Nr. 1, 2, 3, 4, 5, 6, und 7

Ihr Schreiben vom 19.12.2002-hi/3-1

Sehr geehrte Damen und Herren,

zu den KTA-Sicherheitsgrundlagen sowie zu den KTA-Basisregeln Nr. 1, 2, 3, 4, 5, 6 und 7 nehme ich wie folgt Stellung:

1. Der grundsätzliche Ansatz des KTA-Arbeisprogamms KTA-2000, erstmals ein geschlossenes, systematisch und hierarchisch aufgebautes Regelwerk vorzulegen, ist zu begrüßen. Die ganzheitliche Betrachtungsweise unter Berücksichtigung des Zusammenwirkens der Bereiche Technik, Organisation und Mensch ist eine notwendige Weiterentwicklung und entspricht auch der derzeit laufenden internationalen Diskussion.

2: Durch die Einbeziehung z.B. des anlageninternen Notfallschutzes, probabilistischer Elemente und des Nichtleistungsbetriebes werden wesentliche Lücken im bisherigen Regelwerk geschlossen. Auch dies halte ich gegenüber der bisherigen Situation für eine wesentliche Verbesserung.

3. Der KTA-Sicherheitsgrundlagen sowie die KTA-Basisregeln sollen zukünftig als Bewertungsmaßstab in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren herangezogen werden. Voraussetzung hierfür ist, dass es auch entsprechend den Vorgaben des KTA gelingt, nachzuweisen, dass dies zu keiner Reduzierung des bisherigen Sicherheitsniveaus führt. Dieser Nachweis ist derzeit noch nicht hinreichend erbracht.

Basisregeln 5 und 6 (Regelentwurfsvorlagen Dezember 2002):

Die Berücksichtigung des Einzelfehlers ist in Basisregel 5 und in Basisregel 6 behandelt. Da es sich hierbei um eine Zuverlässigkeitsanforderung handelt, wird vorgeschlagen, diesen Punkt umfassend in Kapitel 6.4 der Basisregel 6 zu regeln.

Basisregel 6:

Zu 4.1 (3)

Diese Regelung steht im Widerspruch zu 4.1(2). Grundsätzlich müssen die Schutzzielanforderungen auf allen Sicherheitsebenen nachgewiesen und erfüllt sein. Die Formulierung in 4.1(3) stellt eine zu umfassende Aufweichung dieses Grundsatzes dar. Sie kann nur Anwendung finden in Fällen, in denen es aufgrund der Anlagengegebenheiten unverhältnismäßig wäre, die Forderung aus 4.1(2) zu erfüllen. Dies sollte klargestellt werden.

Zu 4.2 (8)

Die Inbezugnahme anderer Richtlinien sollte nochmals geprüft werden. Wenn es zutreffend ist, dass alle sicherheitstechnischen relevanten Anforderungen aus dem bisherigen Regelwerk in die Basisregeln übernommen wurden, ist ein Verweis auf die Störfall-Leitlinie nicht erforderlich. Im Übrigen ist nicht geklärt, ob die Störfall-Leitlinie nicht ersatzlos entfallen kann, da die repräsentativen Ereignisse und die hierfür geltenden Anforderungen und Randbedingungen das zentrale Element der Basisregel darstellen. Insgesamt ist dieser Absatz nur schwer verständlich:

Zu 5.1.1(3)

Das Wort „gegebenenfalls“ sollte gestrichen werden.

Zu 5.2.4.1(5)

Der 2. Satz des 1. Absatzes ist nicht nachvollziehbar. Ggf. streichen.

Zu 5.2.5.2

Der Begriff wesentliche Änderungen sollten in dieser Regel nicht verwendet werden, da es sich hierbei um einen im Atomrecht feststehenden Begriff handelt, der die Durchführung eines Genehmigungsverfahrens nach § 7 des Atomgesetzes impliziert. Die in 5.2.5.2(1) zugrunde gelegte Definition muss nicht zwangsläufig damit übereinstimmen.

2.6 Ministerium für Umwelt und Verkehr Baden-Würtemberg

Schreiben per Telefax! 12. März 2003

Stellungnahme zu den KTA-BasiBasisregeln Nr. 1 bis 7

Schreiben der KTA-Geschäftsstelle vom 19.12.2002, Az.: hi/3-1

Sehr geehrter Herr Dr. Kalinowski,

nach hiesiger Auffassung stellt das Vorhaben KTA 2000 einen zielführenden Ansatz zur Weiterentwicklung des deutschen KTA-Regelwerks zur Anpassung an den fortgeschrittenen Stand von Wissenschaft und Technik sowie an die internationale Praxis dar. Basis dieses Ansatzes ist ein ganzheitlicher, soziotechnischer Sicherheitsbegriff, bestehend aus den Elementen Mensch, Technik und Organisation. Das Ministerium für Umwelt und Verkehr erachtet es zudem für notwendig und sachgerecht, dass neben der vorrangig zu verwendenden deterministischen Nachweisführung bei der Sicherheits-analyse auch der Einsatz probabilistischer Verfahren stärker in das KTA-Regelwerk integriert wird.

Die vorliegenden Regelentwurfsvorlagen für alle sieben Basisregeln stellen aus hiesiger Sicht einen weiteren wesentlichen Schritt im Hinblick auf die Erreichung der Ziele des Vorhabens KTA 2000 dar. Die Regelentwurfsvorlagen haben, auch durch die Berücksichtigung der im ersten Fraktionsumlauf eingegangenen Anregungen, aus hiesiger Sicht einen Stand erreicht, der es erlaubt, die Regelentwurfsvorlagen in den Gründruck zu geben. Weitere Verbesserungen und Optimierungen können dann, soweit erforderlich, in einem zweiten Schritt eingebracht werden.

Das Ministerium für Umwelt und Verkehr erachtet, auch im Hinblick auf die durch das Projekt gebundenen Ressourcen, die für 2003 vorgesehene Behandlung im KTA für notwendig und zielführend. Die in diesem Zusammenhang vom Unterausschuss Programm und Grundsatzfragen (UA-PG) auf seiner Sitzung im Dezember 2002 erarbeiteten Vorstellungen zum weiteren Fortgang des Projektes werden begrüßt.

Durch die nachstehenden Anregungen soll der Regeltext der KTA-Basisregeln weiter präzisiert werden, so dass Lesbarkeit und Verständlichkeit verbessert werden.

V. Anmerkungen zur Basisregel 6:

1. Seite 3, Abschnitt 3.2 (3):

„Die Nachweise über das Erreichen der Sicherheitsziele ...“

Änderungsvorschlag: „Sicherheitstechnische Nachweise sind grundsätzlich.....“.

Begründung: Der Begriff „Sicherheitsziele“ ist nicht näher definiert.

2. Seite 4, Abschnitt 4.2 (4):

„....dass zusätzliche konservative Annahmen bei der Nachweisführung die Wahrscheinlichkeit eines Ereignisablaufs so weit verringern können, ...“

Änderungsvorschlag: „... dass zusätzliche Annahmen bei der Nachweisführung die Wahrscheinlichkeit eines Ereignisablaufs so verändern können, ...“

Begründung: zusätzliche konservative Annahmen müssen nicht immer die Wahrscheinlichkeit eines Ereignisablaufes verringern, deshalb wäre eine neutralere Formulierung besser.

3. Seite 7, Abschnitt 5.2.2.2:

„Die in der PSA Stufe 2 zu betrachtenden Ereignisse ergeben sich aus den relevanten Ereignissen der Stufe 1.“

Änderungsvorschlag: „ ... aus den für eine Freisetzung relevanten Ereignisabläufen..“

Begründung: Damit wäre der unbestimmte Begriff „relevante Ereignisse“ näher spezifiziert.

4. Seite 7, Abschnitt 5.2.4.1(3):

„Hieraus sind die anlagenspezifisch zu betrachtenden auslösenden Ereignisse abzuleiten“

Änderungsvorschlag: „Hieraus sind die anlagenspezifisch zu betrachtenden auslösenden Ereignisse abzuleiten d.h. für die jeweilige Anlage anzupassen und ggf. zu ergänzen.“

Begründung: Damit soll „abzuleiten“ näher spezifiziert werden und berücksichtigt werden, dass im Anhang B nicht alle spezifischen Ereignisabläufe für eine Anlage enthalten sind.

5. Seite 7, Abschnitt 5.2.4.1(5):

„Der Gesamtbeitrag aller vernachlässigten Ereignisse und Ereignisgruppen soll weniger als 20% der jeweiligen Gesamthäufigkeit betragen.“

Änderungsvorschlag: „Der Gesamtbeitrag aller vernachlässigten Ereignisse und Ereignisgruppen darf den Wert 10-6/Jahr nicht überschreiten."

Begründung: Mit einem prozentualen Anteil von der Gesamthäufigkeit werden „gute" Anlagen „bestraft", denn bei diesen können weniger Ereignisse vernachlässigt werden als bei „schlechteren" Anlagen. Der Änderungsvorschlag entspricht der Regelung im zurzeit gültigen PSA-Leitfaden.

6. Seite 8, Abschnitt 5.2.5.1(2):

„Für deutsche Anlagen vorliegende probabilistische ... Erwartungswerte von Kernschäden um 10^{-5}/Jahr aus."

Änderungsvorschlag: „Kernschäden" durch „Systemschadenszustände" oder „10-5/Jahr" durch „10-6/Jahr" ersetzen.

Begründung: Da die Regelung nicht einen einzuhaltenden Wert sondern eine Ist- Beschreibung der Vergangenheit darstellt, sollte sie richtig wiedergegeben werden.

Bisher wurden für deutsche Kernkraftwerke üblicherweise Systemschadenszustände (Gefährdungszustände) ausgewiesen und für Kernschadenszustände Abschätzungen gemacht. Für Systemschadenszustände wurden Werte zwischen 10-5/a und 10-6/a ermittelt. Die Gesamthäufigkeit für Kernschäden wurde in der Regel um den Faktor 10 kleiner, also zwischen 10^{-6}/a und 10^{-7}/a eingeschätzt.

7. Seite 9, Abschnitt 5.2.5.2(4):

„Folgende Ausnahmen sind zulässig: a)..."

Änderungsvorschlag: a) Eine sich durch eine wesentliche Änderung ergebende erhöhte Unverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen kann durch die probabilistisch nachweisbare Verbesserung anderer Sicherheitsfunktionen, die zur Erreichung desselben Schutzzieles dienen, so kompensiert werden, dass die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen nicht erhöht wird.

b) [bisheriger Text unter a)]

c) [bisheriger Text unter b)]"

Begründung: Es sollte in einem ersten Schritt zunächst eine Kompensation innerhalb desselben Schutzzieles angestrebt werden, wenn zum Einhalten eines Schutzzieles mehrere Sicherheitsfunktionen beitragen.

Mit freundlichen Grüßen

Dr. Keil

2.7 Verband der Technischen Überwachungs-Vereine e.V.

Fraktionsumlauf der KTA-Basisregeln 1 bis 7 (Regelentwurfsvorlagen, Fassung 12/2002)

Sehr geehrte Damen und Herren,

beigefügt senden wir Ihnen im Auftrag der TÜV-Leitstelle Kerntechnik beim VdTÜV die Stellungnahme zu den o. a. Regelentwurfsvorlagen mit der Bitte um Einspeisung in den weiteren Verfahrensgang.

Mit freundlichen Grüßen

Verband der Technischen

Überwachungs-Vereine e.V.

Geschäftsbereich Anlagentechnik, Arbeitswelt

- Kerntechnik und Strahlenschutz -

Staudt

Anlage VdTÜV-Stellungnahme zum Fraktionsumlauf der KTA-Basisregeln 1 bis 7

Anlage zum VdTÜV-Schreiben vom 15.03.2003

VdTÜV-Stellungnahme zum Fraktionsumlauf der KTA-Basisregeln 1 bis 7

(Regelentwurfsvorlagen, jew. Fassung 12/2002)

Anmerkungen:

Diese VdTÜV-Gesamtstellungnahme fasst, wie bereits seit Jahren praktiziert, die Teilstellungnahmen der TÜV sowie der GRS zusammen.

Angesichts der Anzahl und des Umfangs der zeitgleich zu prüfenden KTA-Regelentwürfe mit ihren mannigfachen Schnittstellen und Querverflechtungen sowie angesichts des hierfür recht knapp bemessenen Zeitraums war es uns **nicht mehr möglich**, **die** beim VdTÜV erst einige Tage vor dem KTA-Redaktionsschlusstermin eingegangene **GRS-Teilstellungnahme mit den Teilstellungnahmen der TÜV zu harmonieren**.

Der Hinweis auf die fehlende Möglichkeit zur Harmonisierung hat zum einen einen redaktionellen Hintergrund; dies bedeutet, dass wir die Änderungs-/Ergänzungsvorschläge der TÜV und die der GRS aus Zeitgründen nicht wie sonst üblich kapitelweise sortiert nacheinander aufführen konnten. Statt dessen haben wir pro Basisregel zunächst die kapitelweise sortierten Änderungs-/Ergänzungsvorschläge der TÜV und daran anschließend die kapitelweise sortierten Änderungs-/Ergänzungsvorschläge der GRS aufgeführt. Der Hinweis auf die fehlende Möglichkeit zur Harmonisierung hat des weiteren einen fachlichen Hintergrund; dies bedeutet, dass wir etlichen Änderungs-/Ergänzungsvorschlägen der GRS angesichts fehlender zeitlicher Möglichkeiten zum Ausdiskutieren bis auf weiteres nicht zustimmen können, entweder wegen mangelnder Kompatibilität mit der in einschlägigen Änderungs-/Ergänzungsvorschlägen der TÜV dokumentierten Auffassung oder weil wir bestimmte GRS-Anregungen wegen deren Tragweite nicht binnen zwei bis drei Tagen in all' ihren Konsequenzen nachzuvollziehen vermögen.

Änderungs-/Ergänzungsvorschläge der GRS, auf die die vorgenannten Aspekte zutreffen, haben wir mit dem **Hinweis „weiterer Abstimmbedarf"** gekennzeichnet. Hier muss die fachliche Diskussion außerhalb des VdTÜV in den KTA-Gremien einer Lösung zugeführt werden.

Des weiteren haben sowohl die TÜV wie auch die GRS ihre **Änderungs-/Ergänzungsvorschläge mit einer Kategorisierung versehen** (die GRS hat lediglich bei der BR 6 aus dort erläuterten Gründen auf eine Kategorisierung verzichtet). Der Kategorisierung liegt folgendes Schema zugrunde:

- **Kategorie 1**: Änderungs-/Ergänzungsvorschläge betreffend fehlende grundsätzliche Anforderungen oder grundsätzliche Anforderungen, die in der z.Z. formulierten Fassung nicht akzeptabel sind. Kritikpunkte der Kategorie 1 sind aus TÜV/GRS-Sicht so schwerwiegend, dass die Gutachterfraktion einer Verabschiedung der betreffenden Regelentwurfsvorlage als Gründruck erst nach Ausräumung solcher Kritikpunkte zustimmen kann.

- **Kategorie 2**: Kritik an einer unzureichenden Darstellung der Anforderungen. Bei Kritikpunkten der Kategorie 2 erwartet die Gutachterfraktion eine Ausräumung während der Gründruckphase; die Gutachterfraktion hält Kritikpunkte der Kategorie 2 jedoch für nicht so schwerwiegend, dass sie deswegen eine Verabschiedung der betreffenden Regelentwurfsvorlage als Gründruck ablehnen würde.
- **Kategorie 3**: Änderungs-/Ergänzungsvorschläge zu fachlichen Details oder redaktionellen Angelegenheiten.

Mit Blick darauf, dass die KTA-Gremien wegen des sehr engen Zeitrahmens zwischen Redaktionsschlusstermin und Vorlage der überarbeiteten Basisregeln zur KTA-Sitzung im Juni 2003 eine Orientierungshilfe benötigen, welchen Änderungs-/Ergänzungsvorschlägen sie sich prioritär widmen sollten, geben wir die Kategorisierung nicht nur VdTÜV-intern, sondern ebenso in der an die KTA-Geschäftsstelle versandten Fassung der VdTÜV-Stellungnahme bekannt.

(Hinweis: nachfolgend sind geänderte/ergänzte Passagen durch **Fettdruck**, entfallende Textteile als ~~durchgestrichene Passagen~~ und besonders in bezug genommene Passagen durch *Kusivdruck* hervorgehoben).

Generelle Anmerkungen der GRS

Mit Vorlage aller Basisregelentwürfe besteht für alle im Fraktionsumlauf Beteiligten die Aufgabe, die Übereinstimmung der in den Basisregeln formulierten Anforderungen mit dem Stand von Wissenschaft und Technik, die Kompatibilität aller Einzelbasisregeln zueinander als auch in ihrem Verhältnis zur heutigen Praxis insgesamt zu prüfen. Gemessen am Anspruch, den die Basisregeln von ihrem Stellenwert im KTA 2000 Konzept zukommt, halten wir die normalen Prozeduren des KTA zur Regelerstellung und -abstimmung u.a. mit einem dreimonatigem Fraktionsdurchgang für nicht geeignet, um die erforderliche inhaltliche Diskussion zwischen allen Beteiligten als auch innerhalb der Fraktionen auf so breiter Basis durchzuführen, dass ein einheitliches Verständnis als auch eine ausreichende Klärung der Schnittstellen und des Ergänzungsbedarfs abgeschlossen werden kann. In Anbetracht der bereits in den einzelnen Arbeitsgruppen erreichten Ergebnisse und zur Unterstützung einer konstruktiven Kritik, die auch die Formulierung von Verbesserungsvorschlägen enthalten soll, halten wir abweichend von den üblichen Prozeduren im KTA eine erhebliche zeitliche Streckung des Fraktionsumlaufs bzw. eine besondere Kommentierungs- und Diskussionsrunde für erforderlich. Dies würde nach unserer Auffassung zu einem verbesserten gemeinsamen Verständnis der jetzt vorgelegten Entwürfe beitragen und auch die weitere Arbeit der Arbeitsgremien positiv beeinflussen. Wir regen an, dass sich das KTA-Präsidium kurzfristig hierzu eine Meinung bildet. Aufgrund des unterschiedlichen Reifegrades der Basisregeln und des noch umfassend vorzunehmenden Schnittstellenabgleichs reicht unseres Erachtens die nach den KTA Prozeduren verbleibende Zeit für die Arbeitsgremien im Hinblick auf die Vielzahl und Vielschichtigkeit der zu erwartenden Anmerkungen ohnehin nicht aus, um, wie beabsichtigt, alle KTA-Basisregeln für den Gründruck zur nächsten Sitzung des UA PG am 28. und 29.04.2003 zu empfehlen.

Übergreifende Anmerkungen der GRS

Mit den übergreifenden Anmerkungen werden generelle Hinweise angesprochen, die auf alle Basisregeln gleichermaßen zutreffen und nach Meinung der GRS bei der Überarbeitung der Basisregeln und der KTA-Sicherheitsgrundlagen einfließen sollen.

Insbesondere ist festzustellen, dass bei allen Basisregeln die Definitionen fehlen bzw. nicht ausreichend beschrieben sind. Dabei wird der Verweis auf die vorhandenen Definitionen des KTA nicht als ausreichend angesehen. Anzustreben wäre, die im Konzept KTA 2000 verwendeten Definitionen den Sicherheitsgrundlagen zuzuordnen. In einem weiteren Arbeitsschritt könnten die Definitionen des KTA dann insgesamt angepasst werden.

Weiterhin ist zu prüfen, inwieweit ein Bezug auf einschlägige Fachregeln oder andere technisch-wissenschaftliche Dokumentation zur Anwendung der Basisregeln selbst erforderlich ist bzw. zum besseren Verständnis der Basisregeln beiträgt.

Zwischen den Basisregeln untereinander sowie zwischen den Basisregeln und den KTA Grundlagen bestehen Inkompatibilitäten, die auch durch die Diskussion der Obleute in der zur Verfügung stehenden Zeit nicht zu beseitigen waren. Insbesondere war zur Präzisierung und Abstimmung der KTA Sicherheitsgrundlagen im Wechselverhältnis mit den Basisregeln ein iteratives Vorgehen vorgesehen, dass bisher nicht zum erforderlichen Ergebnis geführt hat. Die Abstimmung zwischen dem Sicherheitsgrundlagen und den Basisregeln wird deshalb für erforderlich gehalten insbesondere zur Gewährleistung einer durchgängig richtigen Erläuterung des gestaffelten Sicherheitskonzept, den damit im Zusammenhang stehenden Anforderungen an die einzelnen Sicherheitsebenen und an das Barrierenkonzept. Darüber hinaus sind die Grundlage und die Rolle der probabilistischen Sicherheitsanalyse in Wechselwirkung mit der Deterministik in den Sicherheitsgrundlagen weitergehend als bisher zu erläutern. Als wichtig hat sich weiterhin herausgestellt, den Begriff der inhärenten Sicherheit in den Sicherheitsgrundlagen zu beschreiben, da in verschiedenen Basisregeln Teilaspekte dieses Sicherheitsaspekts behandelt werden.

Die Basisregeln selbst weisen einen unterschiedlichen Fertigstellungsgrad auf, z.B. sind die für das Verständnis erforderlichen Definitionen nicht abschließend bearbeitet bzw. fehlen in einigen Basisregeln und die Anhänge sind lückenhaft (es fehlen z.B. noch weitere Akzeptanzkriterien, die aus den Basisregeln 3, 4, und 5 abzuleiten sind). Die inhaltliche Diskussion in der Arbeitsgruppe der Basisregel 6 ist nicht abgeschlossen, es sind bisher nicht alle Kommentare der Arbeitsgruppenmitglieder abschließend diskutiert und berücksichtigt worden.

Infolge der noch bestehenden Schnittstellenprobleme zwischen den Basisregeln bestehen Dopplungen bzw. Überschneidungen, die Anforderungen an die 4. Sicherheitsebene sind unterschiedlich im Detaillierungsgrad und zwischen den Basisregeln noch nicht abgestimmt.

Durch die von der GRS gestellten Obleute für die Basisregeln 5 und 6 war vorgesehen auf der Sitzung des UA PG am 17./18. 12. 02 in München die o.g. Sachverhalte zu erläutern. Witterungsbedingt war eine Teilnahme jedoch kurzfristig nicht möglich, so dass auf der Sitzung des UA PG nicht das gesamte fachliche Meinungsspektrum aus den Arbeits-

gruppen als Grundlage für die Entscheidungen herangezogen werden konnte. Die vom UA-PG getroffene Entscheidung zum Fraktionsumlauf beinhaltet die Überarbeitung aller Basisregeln sowohl hinsichtlich der eingehenden Kommentare und Änderungsvorschläge als auch der noch ausstehenden o.g. Arbeitspunkte vor einer Abstimmung im KTA. Dies erfordert einen größeren Zeitbedarf, als es derzeit vorgesehen ist.

Verband der Technischen Überwachungs-Vereine e.V.

F. Basisregel 6 „Methodik der Nachweisführung"

Kategorie 1: Änderungs-/Ergänzungsvorschläge betreffend fehlende grundsätzliche Anforderungen oder grundsätzliche Anforderungen, die in der z. Z. formulierten Fassung nicht akzeptabel sind.

Abschnitt der Basisregel 6	**Anmerkung/Korrektur**	**Begründung**
Allgemein	Anwendungsbereich einer PSA, Level 2 im Rahmen der Nachweisführungen ist zu skizzieren.	Die Basisregel 6 beschreibt Zielstellungen und Vorgehensweisen bei PSA, Level 1 und Level 2. Im Rahmen der Nachweisführungen wird jedoch nur die PSA, Level 1 herangezogen (z.B. 5.2.5.2 (2)). Es bleibt offen, ob und in welchen Fällen bei der Nachweisführung eine Anforderung für eine PSA, Level 2 besteht.
Allgemein zu Kap. 6	Das Kapitel 6 sollte aus der Basisregel 6 herausgenommen und z. B. in die Basisregel 5 „Allgemeine technische Anforderungen" überführt werden.	Das Kapitel 6 beschreibt nahezu ausschließlich „allgemeine Auslegungsanforderungen", die sich aus dem gestaffelten Sicherheitskonzept ergeben. Entsprechend Kapitel 1 zielt die Basisregel 6 auf die Erstellung von Nachweisen bei Sicherheitsbewertungen. Der Titel „Methodik der Nachweisführung" lässt nicht erwarten, dass hier „Grundsätze der Sicherheitsvorsorge" behandelt werden. Aufgrund des allgemeinen Charakters der Darstellungen im Kapitel 6 kann auch nicht von „zusätzlichen Sicherheitsanforderungen" oder „speziellen probabilistischen Anforderungen" im Sinne Kapitel 4.1 (1) gesprochen werden. Die Struktur der Basisregeln wird hier nicht eingehalten.
3.1 (5)	Die Formulierung „Zusätzlich *sind* probabilistische Methoden heranzuziehen." ist zu ändern in: „Zusätzlich **können** probabilistische Methoden **herangezogen werden**." (Betrifft auch andere Abschnitte dieser Regel, z.B. 3.2 (3), 5.2.5.3)	Probabilistische Methoden sind nur bei Sicherheitsüberprüfungen verbindlich. Bei Änderungen der Anlage können sie hilfreich sein, sind aber nicht in jedem Fall heranzuziehen.
4.1 (2)	Bei Nachweis der Einhaltung der zugeordneten KTA-Fachregeln kann**, wenn nicht neuere Erkenntnisse nach dem Stand von Wissenschaft und Technik vorliegen**, grundsätzlich..... Bei Heranziehung anderer ..... durch das **gleichwertige** Erreichen der Schutzziele	Präzisierung der Anforderungen erforderlich.
4.3	Anfangs- und Randbedingungen in den Sicherheitsebenen Das Kapitel sollte grundsätzlich überarbeitet werden. Dabei ist eine eindeutige Abgrenzung zwischen Auslegungsrechnungen bzw. Auslegungsanforderungen und anlassbezogenen, einzelfallabhängigen Nachweisen anzustreben.	Die Zielsetzung und Anforderungen des Kapitels sind nicht nachvollziehbar. Dies betrifft sowohl einzelne Formulierungen (siehe Anmerkungen der Kategorie 2) als auch die allgemeinen Inhalte des Kapitels. Das Kapitel soll allgemein gültige Anforderungen an Analysen definieren. Mit Ausnahme des Punktes ab) (Reaktivitätsrückwirkungen) erfolgt hierbei keine Differenzierung zwischen Auslegungsrechnungen und anlassbezogenen Bewertungen. Bei Auslegungsrechnungen sind Auslegungsanforderungen und konservative Auslegungsbegründungen zu berücksichtigen. Diese werden mit den Anforderungen des Kapitels 4.3.1 nur unvollständig erfasst. Der Grundsatz gemäß aa) die Nominalwerte der jeweiligen Anlagen zugrund zu legen und diese durch spezielle Anforderungen einzuschränken ist in dieser Hinsicht nicht geeignet. Andererseits stellt sich im Hinblick auf spezielle, anlassbezogene Bewertungen die Frage, weshalb hier besondere Fragestellungen oder konser-

		vative Randbedingungen (Analyse für beide ersten RESA-Kriterien, Zusatzausfall Begrenzungen etc.) verbindlich zu berücksichtigen sein sollen. In der Basisregel 6 wird nachfolgend zwischen konservativen und realitätsnahen Analysen unterschieden. Es erscheint zweckmäßig, die Anwendungsbereiche der jeweiligen Methode und der hierfür im Einzelfall zu berücksichtigenden Randbedingungen im Kapitel 4.3 zu unterscheiden.
4.3.1 cb)	Ergänzung des systematischen Ausfalls. .....unter Annahme von Einzelfehler, **systematischem Ausfall** sowie Instandhaltung zu berücksichtigen, soweit diese für den betrachteten Betriebszustand zulässig sind. **Im Instandhaltungsfall muss nicht angenommen werden, dass während einer Zeitspanne von 100h der systematische Ausfall und der Zufallsausfall gleichzeitig auftreten.**	Der systematische Ausfall im Reaktorschutzsystem muss berücksichtigt werden.
5.2.5.1 (3)	Ersten Absatz entfallen lassen.	Hier werden keine eindeutigen Anforderungen definiert. Weiterhin sind die „praktizierten Werte“ von 60% bzw. 80% im Hinblick auf die Bewertung als ausgewogenes Sicherheitskonzept fragwürdig.
5.2.5.2 (4) a)	Text wie folgt ändern: Eine sich durch eine Änderung ergebende erhöhte Unverfügbarkeit einer Sicherheitsfunktion kann durch andere probabilistisch nachweisbare Verbesserungen kompensiert werden. **Die Kompensationsmaßnahmen sollen direkt auf die von der Änderung negativ beeinflusste Sicherheitsfunktion wirken.**	Die im Regelentwurf eröffnete Möglichkeit bei beliebigen Sicherheitsfunktionen zu kompensieren ist im Hinblick auf die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes nicht akzeptabel. Weiterhin widerspräche eine derartige Vorgehensweise der vom VdTÜV geübten Praxis. (Siehe z. B. Bericht 51 der Facharbeitskreise der TÜV-Leitstelle).
5.2.5.2 (4) b	Der Abschnitt b) ist ersatzlos zu streichen.	Mit der skizzierten Vorgehensweise ist die Möglichkeit einer signifikanten Minderung des bestehenden Sicherheitsniveaus verbunden.

Kategorie 2: Kritik an einer unzureichenden Darstellung der Anforderungen

Abschnitt der Basis regel 6	**Anmerkung/Korrektur**	**Begründung**
2	In der Basisregel 6 verwendete Begriffe sind aufzulisten und zu definieren.	Vervollständigung des Kapitels
3.1 (8)	Der Absatz sollte entfallen oder allgemeingültig formuliert werden.	Die Anforderung zur Überprüfung der Aktualität vorliegender Analysen beschränkt sich nicht auf die PSA sondern gilt gleichermaßen für deterministische Nachweise (Störfallanalysen etc.).
3.1 (10)	Der Nachsatz sollte entfallen: „.... und wenn die probabilistischen Kenngrößen für Kernschadens- und Freisetzungszustände auf eine unzureichende Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen hinweisen.“	Wann probabilistische Kenngrößen auf eine unzureichende Zuverlässigkeit hinweisen bleibt offen. Bei Nichterfüllung ausführungsunabhängiger Sicherheitsanforderungen ist zudem immer eine Bewertung erforderlich. Kenngrößen für Freisetzungszustände werden in der Basisregel nicht behandelt. Weiterhin fehlen Anforderungen, wann aus Kenngrößen für Kernschadenszustände eine ausreichende Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen abzuleiten ist. Die in der Basisregel auch an anderen Stellen verwendete Formulierung ist somit inhaltslos.
4.3.1 cc)	Das Zuschalten von notstromgesicherten Aggregaten erfolgt .... nach Auslösung TUSA.	Punkt sollte entfallen, da über die Berücksichtigung des Notstromfalles und der zugehörigen Randbedingungen

		einzelfallabhängig zu entscheiden ist.
4.3.1 ce)	Für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung ist grundsätzlich **das zweite der** beiden in der zeitlichen Reihenfolge	Derzeitige Formulierung nicht eindeutig. Wenn hier Ablaufanalysen gemäß KTA 3501 3.4 (3) gefordert werden sollten, wäre die Formulierung dementsprechend anzupassen.
4.3.1 cf)	**Schutzaktionen sind automatisch auszulösen. Handmaßnahmen sind nur in begründeten Ausnahmefällen vorzusehen**. Von Hand auszulösende Schutzmaßnahmen sollen nicht vor Ablauf einer angemessenen Zeit erforderlich sein. Als Richtzeit gilt hier ein Zeitraum von 30 Minuten.	Vervollständigung und Anpassung an die grundlegenden Anforderungen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes, wie sie im Abschnitt 6.4.5 richtig wiedergegeben sind.
5.1.1 (3)	... sollen fortschrittliche validierte Rechenprogramme ~~mit realistischen Anfangs- und Randbedingungen~~ angewandt..	Realistische Anfangs- und Randbedingungen sind nicht für alle Analysen zielführend.
5.1.2.1 c	Werden in Auswertung der Trends **Hinweise auf einen Abbau des vorhandenen Sicherheitsniveaus** festgestellt, ...	Der derzeit verwendete Begriff „Bedeutsame Abweichungen“ ist undefiniert.
5.1.2.1	Zu ergänzen: bi) Häufigkeit von Personalfehlhandlungen	Häufigkeiten von Fehlhandlungen sollten als zusätzlicher Indikator berücksichtigt werden.
5.1.2.3 (3)	Der Satz: „Er kann auch durch die Einhaltung probabilistischer Kenngrößen gemäß Kapitel 5.2 erbracht werden“ sollte entfallen.	Kapitel 5.2 definiert keine Kenngrößen für die Einhaltung der Schutzziele.
5.1.2.3 (5)	Absatz sollte überarbeitet werden.	1.) Es bleibt offen, was unter einem „ausreichend geringen Risiko“ zu verstehen ist. 2.) „Der Nachweis der Abtragbarkeit von Belastungen kann auch in Verbindung mit probabilistischen Untersuchungen erfolgen.“ Hier bleibt offen, welche probabilistischen Methoden mit diesem Hinweis gemeint sind (Mit den in der Regel beschriebenen Methoden der PSA ist dieser Nachweis nicht zu führen). Weiterhin erhebt sich die Frage wieso der Nachweis über den Schutz von Gebäuden und Komponenten nur in der Sicherheitsebene 4 diskutiert wird?
5.1.2.2 (4)	Es ist anzugeben, welche über die Störfallleitlinie hinausgehenden Vorsorgemaßnahme (VO) gemeint sind?	Präzisierung
5.2.4 5.2.4.1 (4)	Die nachfolgenden Begriffe sind zu präzisieren: In spezifischen Anwendungsfällen der probabilistischen Bewertung .....sind *angemessene Ansätze* zu verwenden. ..durch *spezifische Vorgehensweisen* bei der Durchführung...	Was sind angemessene Ansätze bzw. spezifische Vorgehensweisen?
5.4.1.1 (5)	Satz b) sollte entfallen b) die zu berechnenden physikalischen Sachverhalte durch realistische Modelle darstellen können.	Es ist nicht nachvollziehbar wie ein Modell ohne Verifikation (dies beschreibt Satz a) als realistisch bewertet werden und somit als Referenz dienen kann.
5.4.3 (1)	Die verbleibende Unsicherheit der Analyseergebnisse ist insbesondere für die realitätsnahen Rechnungen ~~möglichst~~ zu bestimmen.	Eindeutigkeit der Anforderung

5.4.3 (6)	Für Satz 6 ist eine allgemein verständliche Formulierung anzustreben: Auf eine Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren bei realistischen Analysen kann verzichtet werden, wenn das Ergebnis unterhalb des Nachweiskriteriums, vermindert um den oberen Teil des 95%-Toleranzbandes des ungünstigsten Falles der betreffenden Ereignisklasse, liegt.	a) Verständlichkeit der Darstellungen. b) Es ist unklar, was mit dem ungünstigsten Fall der Ereignisklasse (Sicherheitsebene?) gemeint ist und weshalb hierauf Bezug genommen wird. Da häufig nur der vermeintlich abdeckende Fall gerechnet wird, wäre bei realistischen Rechnungen immer eine Unsicherheitsanalyse erforderlich.
6.4.1	Die Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes sollten in die Basisregeln einfließen (z. B. als Anhang).	Zusammenfassung aller übergeordneten Anforderungen in den Basisregeln.
6.4.7	Zusätzlicher Abschnitt: (2) Bei Verwendung gemeinsamer Prozessvariablen für die Betriebs- und Sicherheitsleittechnik sind Analysen für Störungen in der Messwerterfassung durchzuführen. Hinweis: Bei diesen Analysen wird betrachtet, dass als Folge eines systematischen Ausfalls alle gleichartigen Geräte eines Fabrikats in den Signalkanälen gleichzeitig und gleichsinnig versagen.	Das gleichzeitige und gleichsinnige Versagen von gemeinsamen Signalkanälen muss untersucht werden.

Kategorie 3: Änderungs-/Ergänzungsvorschläge zu fachlichen Details oder redaktionellen Angelegenheiten.

Abschnitt der Basisregel 6	**Anmerkung/Korrektur**	**Begründung**
1 (1)	In den Anwendungsbereich der Regel sollten auch Forschungsreaktoren explizit aufgenommen werden.	Regel ist auch für Forschungsreaktoren anzuwenden.
3.1 (1) c	..(Sicherheitsebene 4a, siehe **Anhang B**)	Anhang 1 existiert nicht.
3.1 (9)	Weiterhin ist zu zeigen, dass Barrieren und erforderliche Schutzmaßnahmen ~~so~~ zuverlässig ausgebildet sind ~~und zu probabilistischen Kenngrößen für Kernschadens- und Freisetzungszustände führen, dass es äußerst unwahrscheinlich ist, dass diese auftreten~~ und massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von Kernschmelzunfällen praktisch ausgeschlossen sind.	Der Satz ist unverständlich.
3.1 (1) b	Änderung der Formulierung „Repräsentative Ereignisse, die ... für die Auslegung *von Kernkraftwerken* bestimmend sind (Auslegungsstörfälle). .... (Sicherheitsebene 3)“ in: .... für die Auslegung **von Sicherheitseinrichtungen in Kernkraftwerken** bestimmend sind.....	Präzisierung der Darstellung: Die Auslegung des Kernkraftwerkes wird nicht durch die Störfälle bestimmt, sondern durch die betrieblichen Anforderungen. Hier geht es um die Auslegung der Sicherheitssysteme.
4.1 (1)	Der Detaillierungsgrad **richtet** sich nach den Nachweisanlässen	Schreibfehler
4.1.(2)	Entfall des Satzes: Weiteres zur sicherheitstechnischen Gesamt-	Kapitel 5.5 existiert nicht.

	bewertung enthält Kapitel 5.5	
4.2 (4)	... so weit verringern können, **dass** eine Zuordnung	Schreibfehler
5.1.2.1 be	Anzahl der Befunde mit **sicherheitstechnischer** Relevanz bei Instandhaltung.	Schreibfehler
5.1.2.2 (3) und (5)	Die Verweise auf „Kapitel 2“ sind unzutreffend. Hier ist „Kapitel 3“ gemeint.	Schreibfehler
5.4.3 (2)	...und die Leistungsverteilung zu **ermitteln**.	Wort fehlt.
6.2.1 (1) j	Verhinderungen von **Fehlbedienungen**, ...	Unzutreffende Wortwahl: Fehlbedingungen
6.2.1 (1)	Der zweite Absatz sollte als Abschnitt (2) nummeriert werden.	Verbesserung der Übersichtlichkeit
6.2.1 (1)	... oder festgelegte **Sicherheitsabstände** unzulässig	Unzutreffende Wortwahl: Sicherheitszustände
6.2.1 (1)	Zu streichen ist: Weitere Ausführungen hierzu enthält Kapitel 6.1.2.1.	Kapitel 6.1.2.1 existiert nicht
6.2.4 (2)	**Auf der Sicherheitsebene 4 b können Sicherheitseinrichtungen und betriebliche Systeme auch außerhalb ihres normalen Einsatzbereiches eingesetzt werden.** Damit soll in Verbindung mit ggf. eigens für AM-Maßnahmen vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen ein Kernschmelzunfall vermieden bzw. in seinen Auswirkungen begrenzt werden.	Der derzeitige Satz und seine Zielstellung sind nicht verständlich.
6.4.7	Trennung **Sicherheitsleittechnik** von **Betriebsleittechnik**	Redaktionelle Korrektur: Der Begriff „Sicherheitsleitsystem“ ist unzutreffend.
6.4.9	**Soweit eine Prüfung des Sicherheitssystems während des Betriebes erforderlich und vorgesehen ist**, muss dies ohne eine unzulässige Minderung der Anlage möglich sein.	Die bisherige Formulierung kann den Eindruck erwecken, dass alle Teile des Sicherheitssystems während des Betriebes prüfbar sein müssten.
6.5.4	.... Wesentliche **Einrichtungen** sind den Alterungseinflüssen vorlaufend zu unterziehen.....	Das Wort „Einflussgrößen“ ist unzutreffend.

GRS-Stellungnahme zur Basisregel 6

Die Basisregel 6 ist in der vorliegenden Fassung von der Arbeitsgruppe Basisregel 6 noch nicht abschließend bearbeitet. Das kommt u.a. dadurch zum Ausdruck, dass noch eine Reihe von Kommentaren aus der Arbeitsgruppe selbst nicht abschließend bearbeitet wurden sowie bestehende Schnittstellen zu anderen Basisregeln und insbesondere zur Basisregel 5 der weiteren inhaltlichen Diskussion zwischen den Arbeitsgruppen bedürfen. Die von der GRS zusammengestellten Einwände bzw. Anmerkungen sowie Begründungen zu den einzelnen Punkten sind deshalb nicht nach Kategorien geordnet, sondern dienen als Hinweise für die erforderliche Überarbeitung des Entwurfs der Basisregel.

Generelle Aspekte, wie

- Rolle und Aufgabe der PSA bei der Sicherheitsbewertung und im Verhältnis zur Deterministik
- Verwendung probabilistischer Kennwerte bei der Sicherheitsbewertung

- Aufbau und Wirkungsweise des gestaffelten Sicherheitskonzepts einschließlich Anforderungen an das Barrierenprinzip

sind nach Auffassung der GRS in den KTA-Sicherheitsgrundlagen zu behandeln. Die Aufgabe der Basisregel 6 ist es dagegen, die Methoden und Verfahrensweisen zur Nachweisführung zu beschreiben. Insofern wird auch vorgeschlagen, den Titel der Basisregel zu ändern in „Nachweisführung".

(Der „VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf" findet sich unter den nachfolgenden GRS-Anmerkungen mit den lfd. Nrn. ***16, 32, 33, 34, 36, 37, 38*** *und* ***58****).*

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
1	1(1)a	a) bei technischen Veränderungen (z.B. Um- oder Nachrüstungen) oder Maßnahmen (z.B. Änderungen von Prüfzyklen oder Prozeduren), die nennenswerte Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben (im folgenden Änderungen genannt).	Barrierefunktionen fehlen	... Sicherheits- und Barrierefunktionen….
2	1(3)	(3) Soweit sicherheitstechnisch erforderlich, sind bei Sicherheitsbewertungen die relevanten Zustände des Leistungs- und auch Zustände des Nichtleistungsbetriebs zu analysieren.	Erweiterung der Anforderung	Als nicht relevant eingestufte Zustände sind zu begründen.
3	1(4)	(4) Grundsätzlich haben die in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren verwendeten Analysen Gültigkeit. Neue Analysen sind in der Regel nur dann notwendig, wenn begründete Zweifel an der Aussagesicherheit vorhandener Nachweise bestehen.	Maßstab ist auch der Stand von Wu.T	...bestehen, z.B. aufgrund von Erkenntnissen, die dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.
4	2	Begriffe	Begriffe fehlen	Folgende Begriffe werden vorgeschlagen Deterministik, Probabilistik, probabilistische Orientierungswerte, Störfall, Auslegungsüberschreitender Zustand, Sicherheitsfunktion, Barrierefunktion, Schutzziel, Sicherheitsziel, Gestaffeltes Sicherheitskonzept, Sicherheitsebenen, Spaltproduktbarriere, Trend, Betriebstransiente, Validation, Verifikation, Sicherheitsmarge, sicherer Zustand, Nachweiskriterium, Sicherheitssystem, realistisches („best estimate") Rechenprogramm, realistische („best estimate") Analyse, ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen, äußerst unwahrscheinlich, praktisch ausgeschlossen, Systemfunktion
5	3.1(1)b)	b) Repräsentative Ereignisse, die aufgrund der bisherigen Praxis und Erfahrung bei der sicherheitstechnischen Analyse der Begutachtung und dem Betrieb für die Auslegung von Kernkraftwerken bestimmend sind (Auslegungsstörfälle). Die Häufigkeit solcher Ereignisse ist so gering, dass ihr Eintreten in der Lebensdauer einer Anlage nicht erwartet wird (Sicherheitsebene 3, siehe Anhang B).	Erweiterung der deterministischen und Abschwächung der prob. Argumentation	anfügen nach …(Auslegungsstörfälle) und streichen des letzten Satzes. Auslegungsstörfälle sind abdeckend für die Anforderungen an Sicherheits- und Barrierefunktion. Die Häufigkeit solcher Ereignisse sollte dabei so gering sein, dass sie in der Lebensdauer einer Anlage nicht auftreten. Auslegungsstörfälle (Sicherheitsebene 3) sind in Anhang B aufgelistet.
6	3.1(1)c)	c) Spezielle sehr seltene Ereignisse, die aufgrund ihrer Eintrittshäufigkeit nicht den Auslegungsstörfällen zugerechnet werden (Sicherheitsebene 4a, siehe Anhang 1) und auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (Sicherheitsebene 4b, siehe Anhang B).	Bei den speziellen sehr seltenen Ereignissen handelt es sich um postulierte Ereignisse	Neuformulierung: Spezielle sehr seltene postulierte Ereignisse, die nicht den Auslegungsstörfällen zugerechnet werden (Sicherheitsebene 4a, siehe Anhang B) und auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (Sicherheitsebene 4b, siehe Anhang B)

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
7	3.1(4)	(4) Grundlage für die Sicherheitsbewertung bilden deterministische Anforderungen und Methoden. Dabei wird überprüft und bewertet, ob deterministische Sicherheitskriterien (ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen) für die verschiedenen Anlagenzustände unter festgelegten Voraussetzungen eingehalten werden. Den Unsicherheiten dieser Methodik wird durch ausreichende Sicherheitsmargen Rechnung getragen. Deterministische Analysen können auch auf best-estimate Betrachtungen aufbauen. Weitere Angaben hierzu enthält Kapitel 5.4.	Wegen Verweis auf Kapitel 5.4 streichen des vorletzten Satzes	Streichen des Satzes … Deterministische Analysen können auch auf best-estimate Betrachtungen aufbauen.
8	3.1(5)	(5) Zusätzlich sind probabilistische Methoden nach Stand von Wissenschaft und Technik heranzuziehen. Ziel der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) ist es, ergänzend zur deterministischen Nachweisführung die für die Anlagensicherheit bestimmenden Einflüsse aus System- und Anlagentechnik, Betriebsführung und Betriebserfahrung in einem systematischen und auf wahrscheinlichkeitstheoretischen Grundlagen beruhenden Ansatz zusammenfassend zu bewerten. Dabei handelt es sich insbesondere um die technische Ausführung der System- und Anlagentechnik bzw. Umsetzung der organisatorischen Maßnahmen und die Betriebsbewährung der Barrieren sowie die zu deren Schutz auf den jeweiligen Sicherheitsebenen erforderlichen Schutzmaßnahmen. Weiterhin werden die Unsicherheiten quantitativ ermittelt. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.2.	Durch die PSA werden nicht alle Unsicherheiten quantifiziert	Einfügen nach vorletzten Satz: Durch die PSA werden im wesentlichen die Unsicherheiten der Eingabedaten ermittelt. Darüber hinaus beinhaltet die PSA aber selbst Unsicherheiten, z.B. Vollständigkeit der Modellierung, Einfluss der Organisation, Vollständigkeit der auslösenden Ereignisse usw.
9	3.1(8)	(8) Werden Ergebnisse der PSA zu einem späteren Zeitpunkt zur Sicherheitsbewertung verwendet, so ist nachzuweisen, dass sich die für die PSA relevanten Sachverhalte gegenüber dem Zustand, der der PSA zugrundegelegt wurde, nicht wesentlich verändert haben. Hat sich der Anlagenzustand wesentlich verändert oder liegen wesentliche neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung oder aus Sicherheitsanalysen vor (z.B. zur Zuverlässigkeit von Komponenten oder zur Wirksamkeit von Komponenten und Systemen), so ist der Einfluss der Änderungen bzw. der neuen Erkenntnisse auf die quantitativen (und qualitativen) Ergebnisse der PSA abzuschätzen. Ist eine verlässliche Abschätzung nicht möglich, so ist eine Aktualisierung der PSA zumindest in den von den Änderungen oder den neuen Erkenntnissen betroffenen Teilen erforderlich.	Eine verlässliche Abschätzung des Einflusses der Änderungen bzw. der neuen Erkenntnisse auf die quantitativen (und qualitativen) Ergebnisse der PSA ist höchstens für sehr einfache Zusammenhänge machbar.	Änderung des Textes dahingehend, dass zur Bewertung der Anlagensicherheit immer eine explizite Modellierung der Änderungen erforderlich ist.
10	3.1(9)	(9) Im Ergebnis von Sicherheitsbe-	Verwendung	Die Begriffe „äußerst unwahrscheinlich“

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		wertungen ist nachzuweisen, dass die jeweiligen ausführungsunabhängigen Sicherheitsanforderungen erfüllt sind. Weiterhin ist zu zeigen, dass Barrieren und erforderliche Schutzmaßnahmen so zuverlässig ausgebildet sind und zu probabilistischen Kenngrößen für Kernschadens- und Freisetzungszustände führen, dass es äußerst unwahrscheinlich ist, dass diese auftreten und massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von Kernschmelzunfällen praktisch ausgeschlossen sind.	stark interpretierbarer Begriffe	und „praktisch ausgeschlossen“ sollten entweder definiert werden oder präzise erläutert werden. Neuformulierung: Im Ergebnis von Sicherheitsbewertungen ist nachzuweisen, dass die jeweiligen ausführungsunabhängigen Sicherheitsanforderungen erfüllt sind. Weiterhin ist zu zeigen, dass Barrieren und erforderliche Schutzmaßnahmen so zuverlässig ausgebildet sind, dass es äußerst unwahrscheinlich ist, dass Kernschadenszustände auftreten und massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von Kernschmelzunfällen praktisch ausgeschlossen sind.
11	3.1(10)	(10) Notwendigkeit und Dringlichkeit von sicherheitstechnischen Verbesserungen sind immer dann zu bewerten, wenn ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen nicht erfüllt sind und wenn die probabilistischen Kenngrößen für Kernschadens- und Freisetzungszustände auf eine unzureichende Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen hinweisen.	Es müssen sowohl die deterministischen als auch die probabilistischen Sicherheitsanforderungen erfüllt werden	Änderung wie folgt: …..nicht erfüllt sind oder wenn die probabilistischen Sicherheitsanforderungen auf eine unzureichende Zuverlässigkeit der Barriere- und Sicherheitsfunktionen hinweisen.
12	3.2(1)	(1) Das Gestaffelte Sicherheitskonzept ist grundsätzlich präventiv ausgerichtet. Dazu müssen die Schutzmaßnahmen auf der jeweiligen Sicherheitsebene so ausgebildet sein, dass die Notwendigkeit einer Inanspruchnahme der nächsten Sicherheitsebene zum Abfangen und Überführen nichtbeherrschter Ereignisabläufe in sichere Zustände mit der Zahl der Sicherheitsebenen immer unwahrscheinlicher wird. Auf das jeweilige Kernkraftwerk bezogen müssen die Schutzmaßnahmen der ersten beiden Sicherheitsebenen (Sicherheitsebenen 1 und 2) deshalb so beschaffen sein, dass Auslegungsstörfälle (Sicherheitsebene 3) in der Lebensdauer nicht zu erwarten sind und auslegungsüberschreitende Zustände (Sicherheitsebene 4) äußerst unwahrscheinlich sind.	Anpassung	Änderung wie folgt: ……so beschaffen sein, dass Auslegungsstörfälle (Sicherheitsebene 3) in der Lebensdauer einer Anlage nicht auftreten und auslegungsüberschreitende …..
13	3.2(2)ab)	ab) radiologisch: Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung (§ 6 StrSchV) sowie Einhaltung von Richtwerten für Ableitung rad. Stoffe (§ 47(1)(2) StrSchV)	Korrektur	statt „Dosisreduzierung“ sollte „Dosisminimierung“ verwendet werden
14	4.1.(2)	(2) Die Schutzziele gelten als erreicht, wenn die Einhaltung der in den Basisregeln festgelegten Schutzzielanforderungen auf den jeweiligen Sicherheitsebenen nachgewiesen ist. Bei Nachweis der Einhaltung der zugeordneten KTA-Fachregeln kann grundsätzlich davon ausgegangen werden, dass das jeweilige Schutzziel erreicht ist. Bei Heranziehung anderer als den zugeordneten KTA-Fachregeln ist der Nachweis entweder durch das Erreichen der Schutzziele nach KTA-Basisregeln zu führen oder es ist	Der Satz „Bei Heranziehung anderer als den zugeordneten KTA-Fachregeln ist der Nachweis entweder durch das Erreichen der Schutzziele nach KTA-Basisregeln zu führen oder es ist nachzuweisen, dass die gewählte techni-	:…… mit den Anforderungen der zugeordneten KTA-Fachregel in Übereinstimmung ist.

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		nachzuweisen, dass die gewählte technische Ausführung den Anforderungen der zugeordneten KTA-Fachregel entspricht. Weiteres zur sicherheitstechnischen Gesamtbewertung enthält Kapitel 5.5.	sche Ausführung den Anforderungen der zugeordneten KTA-Fachregel entspricht." Ist nicht durchgängig logisch.	
15	4.1(3)	(3) Die Einhaltung von Anforderungen auf einer Sicherheitsebene darf nur durch Kreditnahme von Schutzmaßnahmen anderer Sicherheitsebenen erfolgen, wenn hierfür mindestens die Anforderungen der betreffenden Sicherheitsebene erfüllt werden. Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebene 4b dürfen nicht zur Kompensation von Abweichungen der vorgelagerten Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.	Unterschiedliche Formulierung zwischen KTA-Grundlagen und Basisregel	Anpassung zwischen KTA-Grundlagen und Basisregel ist erforderlich
16	4.2	(1) Mit der folgenden Systematik sind alle Ereignisse, die bei Auslegung und Betrieb zu betrachten sind, einheitlich in die richtige Sicherheitsebene einzuordnen.	Es ist in Deutschland nicht festgelegt, Ereignisse nach prob. Gesichtspunkten den Sicherheitsebenen zu zuordnen. *(VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf)*	Neu 4.2(1) Die Zuordnung von Ereignissen zu Sicherheitsebenen erfolgt grundsätzlich auf der Grundlage deterministischer Überlegungen. Anhang B enthält das anzuwendende Ereignisspektrum. D.h. 4.2 (1)alt, (2), (3), und (4) streichen. Weiterhin (6) und (8) anpassen. Neuformulierung (8): Vorsorgemaßnahmen sind Maßnahmen, die der Verhinderung eines Störfalles dienen bzw. zur Reduzierung dessen Eintrittshäufigkeit beitragen. Hierzu zählen sicherheitstechnisch bewertbare Maßnahmen wie physikalische Phänomene, konstruktive Lösungen sowie administrative Regelungen oder Kombinationen dieser Maßnahmen. Anzuwendende Vorsorgemaßnahmen sind in der Störfall-Leitlinie angegeben. Bei der Anpassung von (6) sollen folgende Aspekte beachtet werden: 1. Vergleich mit dem festgelegten Ereignisspektrum (Anhang B), 2. Berücksichtigung der Anforderungen an Barriere- und Sicherheitsfunktionen, 3. Berücksichtigungen der Auswirkungen eines Ereignisses, 4. Berücksichtigung der Häufigkeit des Ereignisses zur Orientierung *(VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf)*
17	4.3.1a) aa) ab)	aa) Die Nominalwerte der jeweiligen Anlagen sollen den Analysen zugrundegelegt werden. ab) Reaktivitätsrückwirkungen sollen für Auslegungsrechnungen abdeckend angesetzt werden. Die angesetzten Reaktivitätsrückwirkungen sollen den zulässigen Werten des Reaktorkernes entsprechen (z.B. Zyklusbeginn oder Zyklusende). Für anlassbezogene Bewertungen können realistische Reaktivitätsrückwirkungen entsprechend dem zu betrachtenden Anlagenzustand angesetzt werden.	Hier wird das Problem „konservativ vs. best estimate" angesprochen	Nominalwerte sollten bei „best-estimate" Nachweisführung zugrunde gelegt werden. Die Unsicherheiten der Nominalwerte müssen dann quantifiziert werden. Bei konservativer Nachweisführung sind die entsprechenden konservativen Annahmen für Sicherheitsebene 3 anzugeben. Die Differenzierung zwischen „konservativ" und „best-estimate" in Bezug auf die Reaktivitätsrückwirkungen ist anzugeben.
18	4.3.1c)cd)	cd) Die Nachzerfallsleistung wird mit ausreichend konservativen Zuschlägen (2σ) angesetzt.	Problem „konservativ vs. best estimate" bei	Hier muss deutlich gemacht werden, dass der Zuschlag 2σ den konservativen Anforderungen entspricht, die best-estimate

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
			Nachzerfallsleistung	Nachweisführung ist zu beschreiben.
19	4.3.1c)ce)	ce) Für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) sind grundsätzlich die beiden in der zeitlichen Reihenfolge ersten anstehenden Auslösekriterien für RESA anzusetzen.	Missverständliche Darstellung	Besser „Für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) ist grundsätzlich das zeitlich erste Auslösekriterium als ausgefallen zu unterstellen“
20	4.3.1d)de)	Eine Überlagerung des Notstromfalls erfolgt nicht.	Korrektur	Eine Überlagerung des unabhängigen Notstromfalls erfolgt nicht
21	4.3.2(1)	(1) Weitere Anfangs- und Randbedingungen für radiologische Nachweise werden entsprechend den Vorgaben der StrlSchV festgelegt.	Die Anfangs- und Randbedingungen sind in den Störfallberechnungsgrundlagen beschrieben.	Anfangs- und Randbedingungen für radiologische Nachweise werden entsprechend den Vorgaben der Störfallberechnungsgrundlagen / / festgelegt
22	5.1.1(3)	(3) Auf vorhandene Nachweise kann zurückgegriffen werden. Für neu durchzuführende Analysen sollten fortschrittliche validierte Rechenprogramme mit realistischen Anfangs- und Randbedingungen angewandt und gegebenenfalls erforderliche Unsicherheitsanalysen durchgeführt werden. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.4.	Bei „best-estimate“ Vorgehen ist eine Quantifizierung der Unsicherheiten zu fordern	Auf vorhandene Nachweise kann zurückgegriffen werden. Für neu durchzuführende Analysen sollen fortschrittliche validierte Rechenprogramme mit realistischen Anfangs- und Randbedingungen angewandt und erforderliche Unsicherheitsanalysen durchgeführt werden. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.4.
23	5.1.2.2(2)	(2) Zusätzlich sind Annahmen für Einzelnachweise für ausgewählte abdeckende Ereignisabläufe, Ereignisse oder Ereigniskombinationen zu betrachten . Angaben zu den Einzelnachweisen sind in Anhang D zusammengestellt.	Satz unklar	Neuformulierung: Zusätzlich sind Einzelnachweise für ausgewählte abdeckende Ereignisabläufe, Ereignisse oder Ereigniskombinationen zu führen. Angaben zu den Einzelnachweisen sind in Anhang D zusammengestellt.
24	5.1.2.2(4)	(4) Analysen für Ereignisse oder Ereigniskombinationen sind dann nicht notwendig, wenn die erforderlichen Vorsorgemaßnahmen (VO) als getroffen nachgewiesen sind. Dies gilt insbesondere für die in der Störfall-Leitlinie genannten VO-Maßnahmen.	Literaturbezug fehlt	Analysen für Ereignisse oder Ereigniskombinationen sind dann nicht notwendig, wenn die erforderlichen Vorsorgemaßnahmen (VO) als getroffen nachgewiesen sind. Dies gilt insbesondere für die in der Störfall-Leitlinie / / genannten VO-Maßnahmen.
25	5.1.2.3(3)	(3) Der Nachweis, dass die Sicherheits- und Schutzziele erreicht werden, erfolgt durch die deterministische Sicherheitsbewertung. Er kann auch durch die Einhaltung probabilistischer Kenngrößen gemäß Kapitel 5.2 erbracht werden. Die Angemessenheit weiterer Notfallmaßnahmen ergibt sich durch die probabilistische Sicherheitsanalyse.	Klarere Differenzierung zwischen der Aufgabe der deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanalyse	Neuformulierung: Der Nachweis, dass die Sicherheits- und Schutzziele erreicht werden, erfolgt durch die deterministische Sicherheitsbewertung. Die Angemessenheit weiterer Notfallmaßnahmen ergibt sich aus den Ergebnissen der probabilistischen Sicherheitsanalyse.
26	5.2.1(4)	(4) Die Analysen sollen auf der Grundlage entsprechender Anforderungen an Daten und Methoden durchgeführt werden. Kapitel 5.2.4 gibt einen Überblick über die generellen Anforderungen an die Durchführung einer PSA.	Neuformulierung und Literaturbezug erforderlich	Um eine Gleichwertigkeit von probabilistischen Sicherheitsanalysen zu erreichen, sollen diese Analysen auf der Grundlage entsprechender Anforderungen an Daten und Methoden durchgeführt werden. Die geltenden Anforderungen sind in / / angegeben. Kapitel 5.2.4 gibt einen Überblick über die generellen Anforderungen an die Durchführung einer PSA
27	5.2.2.2	Die in der PSA Stufe 2 zu betrachtenden Ereignisse ergeben sich aus den relevanten Ereignissen der Stufe 1. Darüber hinausgehend analysiert die PSA Stufe 2 das Verhalten der Rückhaltebarrieren und Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von	Bessere textliche Anpassung	Die in der PSA Stufe 2 zu betrachtenden Ereignisse ergeben sich aus den relevanten Ergebnissen der Stufe 1. In der Stufe 2 werden das Verhalten der Rückhaltebarrieren und die Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von Kernschadensfällen analysiert und die Anlagenschadenszustände bewertet.

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		Kernschadensfällen und bewertet die Anlagen-Schadenszustände.		
28	5.2.3	Anwendung	Der früher enthaltene Wickel (1) wurde auf der UAPG Sitzung am 17.12.2002 gestrichen. Dadurch ist Inkonsistenz entstanden.	Vorschlag: Für eine umfassende Sicherheitsüberprüfung ist anlagenbezogen eine integrale PSA Stufe 1 heranzuziehen. Ergänzend dazu sind in diesem Rahmen Ergebnisse einer PSA der Stufe 2 heranzuziehen, um Freisetzungsmechanismen und -häufigkeiten auszuweisen.
29	5.2.4.1(5)	(5) Ein auslösendes Ereignis bzw. ein Ereignisablaufpfad braucht dann nicht weiter verfolgt werden, wenn die daraus resultierende Häufigkeit des Systemschadenszustandes kleiner als 10^{-7} pro Jahr ist. Ereignisse oder Ereignisablaufpfade mit Häufigkeiten kleiner als 10^{-6} pro Jahr können mittels ingenieurmäßigen Bewertungsverfahren weiterbehandelt werden.		Abgleich mit geltenden PSA Methodenband
30	5.2.5	Ergebnisbewertung	Generell: Die Ergebnisbewertung, insbesondere die Heranziehung von probabilistischen Kenngrößen, tangiert behördliche Zuständigkeiten. Deshalb sollen hier nur die Aspekte dargestellt werden, die bereits durch die PSÜ-Leitfäden abgedeckt sind.	
31	5.2.5.1(3)	(3) Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts wird aus einem Vergleich der summierten Ereignisablaufpfade einzelner einleitender Ereignisse mit den Summenhäufigkeiten von System- bzw. Kernschadenszuständen abgeleitet. Dabei ist anzustreben, dass eines oder wenige einleitende Ereignisse nicht numerisch dominant zur Summenhäufigkeit gemäß (2) beitragen. Als Referenzwert für vorliegende probabilistische Sicherheitsanalysen deutscher Anlagen wird praktiziert, dass	Dementsprechende Änderungen bei 5.2.5.1	(1) unverändert, (2) unverändert, (3) Neu: Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts wird aus einem Vergleich der summierten Ereignisablaufpfade einzelner einleitender Ereignisse mit den Summenhäufigkeiten von System- bzw. Kernschadenszuständen abgeleitet. Dabei ist anzustreben, dass der Beitrag eines oder weniger einleitender Ereignisse nicht dominant zu den genannten Summenhäufigkeiten ist.
32	5.2.5.2(2)	(2) Bei Anwendung probabilistischer Analysen zur Bewertung wesentlicher Änderungen sind die Ereignisablauf- und Fehlerbaummodelle der integralen PSA, Level 1, heranzuziehen.	Dementsprechende Änderungen bei 5.2.5.2 *(VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf)*	(1) unverändert, (2) streichen *(VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf)*
33	5.2.5.2(3)	(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier auf die Bewertung der statistischen Unverfügbarkeit und numerischen Bedeutung der von einer wesentlichen Änderung betroffenen Sicherheitsfunktionen ab.	*(VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf)*	(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier auf die Bewertung der Unverfügbarkeit und sicherheitstechnischen Bedeutung der von einer wesentlichen Änderung betroffenen Sicherheitsfunktionen ab Es ist zu analysieren,

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		Die Bewertung der numerischen Bedeutung von Sicherheitsfunktionen soll sich in der Regel an der Häufigkeit von Systemschadenszuständen orientieren. Es ist zu analysieren, a) welche Sicherheitsfunktionen von der Änderung betroffen sind, b) wie sich die jeweilige statistische Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch die Änderung numerisch verändert. Dazu sind die betroffenen Ereignis- und Fehlerbaummodelle so zu überarbeiten und neu zu quantifizieren, dass ein Ergebnisvergleich der Sicherheitsfunktionen vor und nach der Änderung möglich wird.		a) welche Sicherheitsfunktionen von der Änderung betroffen sind, b) wie sich die jeweilige Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch die Änderung numerisch verändert.
34	5.2.5.2(4)	(4) Durch wesentliche Änderungen sollten sich die statistischen Unverfügbarkeiten der betroffenen Sicherheitsfunktionen grundsätzlich nicht erhöhen. Folgende Ausnahmen sind in gestaffelter Form zulässig:	*(VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf)*	(4) Durch wesentliche Änderungen sollten sich die Unverfügbarkeiten der betroffenen Sicherheitsfunktionen nicht erhöhen.
35	5.2.5.3(1)	(1) Probabilistische Analysen sind bei der Einordnung der Sicherheitsrelevanz bestimmter Ereignisse/Anlässe (z. B. Komponentenausfälle, Verschiebung von Prüfungen) sowie der Bewertung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen aufgrund derartiger Ereignisse/Anlässe heranzuziehen. Es ist zu analysieren, ob die Ereignisse/Anlässe potentielle Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben können.	Dementsprechende Änderungen bei 5.2.5.3	(1) Probabilistische Analysen sind bei der Bewertung der Sicherheitsrelevanz von Ereignissen/Anlässen (z. B. Komponentenausfälle, Verschiebung von Prüfungen) sowie der Bewertung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen aufgrund derartiger Ereignisse/Anlässe heranzuziehen. Hierzu sind die Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit der betroffenen Sicherheitsfunktionen zu analysieren.
36	5.2.5.3(2)	(2) Für probabilistische Analysen zur Bewertung der Ereignisse/Anlässe sind die Ereignisablauf- und Fehlerbaummodelle der integralen PSA, Level 1, heranzuziehen.	*(VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf)*	(2) streichen
37	5.2.5.3(3)	(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier im ersten Schritt auf die ereignis-/anlassbezogene Neubewertung (i.d.R. Erhöhung) der statistischen Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion bzw. -funktionen ab. Es ist zu analysieren, a) welche Sicherheitsfunktionen vom Ereignis/Anlass betroffen sind, b) wie sich die jeweilige statistische Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch das Ereignis/den Anlass numerisch verändert. Dazu sind die betroffenen Ereignis- und Fehlerbaummodelle der integralen PSA so zu überarbeiten und neu zu quantifizieren, dass ein Ergebnisvergleich der betroffenen Sicherheitsfunktionen vor und nach Ereignis- bzw. Anlasseintritt möglich wird.	*(VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf)*	(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier auf die ereignis-/anlassbezogene Neubewertung der Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion ab. Es ist zu analysieren a) welche Sicherheitsfunktionen vom Ereignis/Anlass betroffen sind, b) wie sich die jeweilige Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch das Ereignis/Anlass verändert.
38	5.2.5.3(4)	(4) Ergibt sich aus (3) eine nicht unwesentliche ereignis- bzw. anlassbezogene Erhöhung der Unver-	*(VdTÜV-Hinweis: weiterer Ab-*	(4) streichen

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		fügbarkeit einer Sicherheitsfunktion, ist im zweiten Schritt zu berechnen, wie sich diese Erhöhung auf die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen auswirkt. Anschließend ist eine Differenzbildung der Systemschadenszustände nach/vor Ereignis/Anlass vorzunehmen. Die so ermittelte Differenz ist ein Indikator für den ereignis- bzw. anlassbezogenen Risikozuwachs. Durch Multiplikation mit einem Zeitraum (z. B. für die Tolerierung eines Schadensbefundes) ergibt sich ein kumulativer Risikozuwachs im Vergleich zum Anlagenrisiko vor Ereignis-/Anlasseintritt. Ein Orientierungswert für einen tolerierbaren Zeitraum Ttol (in Jahren), in dem ein Anlass oder Ereignis das Anlagenrisiko befristet erhöhen darf, ist aus folgender Beziehung ableitbar: Ttol < 10-5 / (SSHbei Anlass/Ereignis - SSHvor Anlass/Ereignis) wobei SSHvor Anlass/Ereignis die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen vor Eintritt eines Anlasses/Ereignisses (in 1/a) und SSHbei Anlass/Ereignis die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen bei bzw. nach Eintritt eines Anlasses/Ereignisses (in 1/a) bedeutet. Der Risikozuwachs durch einen Anlass bzw. Ereignis soll mit o.a. Beziehung also in der Regel kleiner als 10 -5 1/a sein. Nach Ablauf des tolerierbaren Zeitraums Ttol soll in der Regel wieder das probabilistische Sicherheitsniveau SSHvor Anlass/Ereignis erreicht werden.	*stimmbedarf)*	
39	5.3.3(3)	(3) Der ingenieurmäßigen Bewertung kommt auf der Sicherheitsebene 3 mit zunehmender Erfahrung wachsende Bedeutung zu, auch wenn hier analytische deterministische Nachweise vorrangig sind. Ergänzend können aus dem Bereich der ingenieurmäßigen Ansätze Anlagenbegehungen als alternatives Mittel einer Sicherheitsbewertung angemessen eingesetzt werden.	Auf der Sicherheitsebene 3 sind analytische Methoden anzuwenden	Neuformulierung: Auf der Sicherheitsebene 3 sind generell analytische Methoden anzuwenden. Anlagenbegehungen als Mittel der ingenieurmäßigen Bewertung können zur Präzisierung erforderlicher Anlagendaten herangezogen werden.
40	5.3.3(4)	(4) Auf der Sicherheitsebene 4 werden ingenieurmäßige Bewertungen verstärkt eingesetzt. Insbesondere auf der Sicherheitsebene 4b handelt es sich bei den durchzuführenden Maßnahmen um die Nutzung der Reserven einer Anlage. Dabei ist es ausreichend, auf eine repräsentative detaillierte Untersuchung zurückzugreifen. Mit den o. g. Methoden der ingenieurmäßigen Bewertung ist es angemessen, die vorliegenden Ergebnisse auf die konkrete Anlage zu übertragen. Für	Auf der Sicherheitsebene 4 sind verstärkt aktuelle und dem Stand von WuT entsprechende analytische Methoden zu verwenden.	Neuformulierung: Auf der Sicherheitsebene 4 sind verstärkt aktuelle und dem Stand von WuT entsprechende analytische Methoden zu verwenden. Ingenieurmäßige Bewertungen auf der Sicherheitsebene 4 können zur Übertragung von Ergebnissen repräsentativer analytischer Untersuchungen auf die konkrete Anlage eingesetzt werden. Diese sind nachvollziehbar zu dokumentieren.

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		Aussagen zur Wirksamkeit der betreffenden Maßnahme sind Plausibilitätsbetrachtungen ausreichend. Diese sind nachvollziehbar zu dokumentieren.		
41	5.4.1(4)	(4) Analyseverfahren zur Nachweisführung auf Sicherheitsebene 3 sind zu verifizieren und möglichst zu validieren. Für die Validierung sind Ergebnisse von Experimenten heranzuziehen.	Korrektur	Neuformulierung: Analyseverfahren zur Nachweisführung auf Sicherheitsebene 3 sind zu verifizieren und zu validieren. Für die Validierung sind Ergebnisse von Experimenten heranzuziehen.
42	5.4.1.1(7)	(7) Bei der Anwendung von Korrelationen und Tabellen sind die durch die Experimente vorgegebenen Parametergrenzen einzuhalten. Falls in Ausnahmefällen Extrapolationen erforderlich werden, muss ihre Zulässigkeit begründet werden. Die systematischen und statistischen Fehler von Korrelationen und Tabellen physikalischer Zusammenhänge sind zu ermitteln. Sie gehen entweder unmittelbar oder durch Zuschläge in die Analyse ein.	ist zu ergänzen um das Vorgehen bei konservativem und „best estimate“ Verfahren	Ergänzungsvorschlag: Konservatives Verfahren: Die systematischen und statistischen Fehler von Korrelationen und Tabellen physikalischer Zusammenhänge sind bei Verwendung realistischer Rechenprogramme durch Zuschläge auf die Ergebnisse vorzunehmen “best estimate“ Verfahren: Die systematischen und statistischen Fehler von Korrelationen und Tabellen physikalischer Zusammenhänge sind im Rahmen einer Unsicherheitsanalyse zu quantifizieren.
43	5.4.1.2	H i n w e i s : Durch Validation wird die Eignung der in einem Rechenprogramm verwendeten Modelle bestimmte Problemstellungen bzw. Phänomene in den relevanten Parameterbereichen beschreiben zu können, nachgewiesen.	Ergänzung „Hinweis“	Ergänzungsvorschlag: Validierung ist ein Prozess, in dem ein Vergleich von Ergebnissen von Rechenprogrammen mit experimentellen Messergebnissen durchgeführt wird. Experimente, die bereits für die Entwicklung der Rechenmodelle verwendet wurden, sollten für die Validierung nicht herangezogen werden. Ein Rechenmodell kann nicht als validiert bezeichnet werden, solange nicht in einer ausreichenden Zahl von Tests eine akzeptable Übereinstimmung für einen Bereich von Bedingungen demonstriert worden ist, in denen das Modell angewendet werden soll. (Der Begriff „akzeptable Übereinstimmung“ ist ein Expertenurteil und hängt ab von dem speziellen Problem oder von der zu beantwortenden Fragestellung).
44	5.4.1.2(1)	(1) Die Ergebnisse der Rechenprogramme müssen nachvollziehbar sein und möglichst mit den Ergebnissen von Experimenten, Anlagentransienten, Standardproblemen oder den Ergebnissen anderer Rechenprogramme verglichen worden sein. Bei dem Vergleich von mit realistischen oder „best estimate“-Rechenprogrammen erhaltenen Ergebnissen mit Experimenten sollen die Messwerte nicht abdeckend wiedergegeben werden, sondern möglichst mit deren Mittelwerten übereinstimmen.	Die Nennung von „Standardproblemen“ ist hier überflüssig, da direkt auf die experimentellen Daten zurückgegriffen werden sollte	Streichung …., Standardproblemen
45	5.4.2	Bei der Erstellung von Modellierungen und Datensätzen für bestehende Einrichtungen und Anlagen sollten die Ist-Daten herangezogen werden. Die Datenunsicherheit ist möglichst gering zu halten. Die Unsicherheiten der Analyseergebnisse aufgrund der verbleibenden Datenunsicherheiten soll durch die Vorgehensweise bei der Auswahl der Aus-	um Anforderungen an die Qualitätssicherung von Eingabedatensätzen	Ergänzungsvorschlag: Der jeweilige Eingabedatensatz für das Analyse-Rechenprogramm muss qualitätsgesichert sein.

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		gangs- und Randbedingungen abgedeckt werden. Bei den Daten, bei denen ein Toleranzband vorliegt, wird entweder der für die jeweilige Analyse konservative Wert angenommen oder, falls eine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wird, das Toleranzband verwendet.		
46	5.4.3(1)	Unsicherheiten (1) Die verbleibende Unsicherheit der Analyseergebnisse ist insbesondere für die realitätsnahen Rechnungen möglichst zu bestimmen. Für konservative Analysen sind die Unsicherheiten einschließlich der Modellunsicherheiten durch die Wahl ausreichend begründeter konservativer Anfangs- und Randbedingungen abzudecken.	Neustrukturierung des Abschnittes 5.4.3 5.4.3 Anlagenzustand 5.4.4 Unsicherheiten	5.4.3 Anlagenzustand Mittels Sensitivitätsanalysen ist der ungünstigste Einzelfehler, der ungünstigste Ausfall aufgrund von Instandhaltung, bei der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen zusätzlich die ungünstigste Bruchgröße und Bruchlage sowie der ungünstigste Kernzustand im Hinblick auf die gespeicherte Energie und die Leistungsverteilung zu bestimmen (siehe Abschnitt 4.3.1).
47	5.4.3(2)	(2) Mittels Sensitivitätsanalysen ist der ungünstigste Einzelfehler, der ungünstigste Ausfall aufgrund von Instandhaltung, bei der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen zusätzlich die ungünstigste Bruchgröße und Bruchlage sowie der ungünstigste Kernzustand im Hinblick auf die gespeicherte Energie und die Leistungsverteilung zu.		
48	5.4.3(3)	(3) Durch Vergleich der Ergebnisse aus Nachrechnungen von relevanten Experimenten oder Anlagentransienten kann die Unsicherheit der Analyseergebnisse aufgrund von Modell- und Datenunsicherheit bestimmt werden.		
49	5.4.3(4)	(4) Alternativ kann die Unsicherheit der Ergebnisse über eine Unsicherheitsanalyse bestimmt werden. Diese ist konsequent von den Eingangsdaten, Randbedingungen und Modellen bis hin zu den Ergebnissen durchzuführen. Dazu wird für einen Eingangsparameter kein Einzelwert, sondern eine Verteilung verwendet, die den Kenntnisstand zu dem jeweiligen Parameter ausdrückt. Abhängig von der Verteilung der Eingangsparameter ergibt sich eine entsprechende Ergebnisdarstellung, mit der die Auswirkung sämtlicher einbezogener Eingangsparameter auf die Unschärfe des Rechenergebnisses quantifiziert wird.		
50	5.4.3(5)	(5) Für die Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren sind statistische Verfahren anzuwenden. Damit ist zu zeigen, dass die Nachweiskriterien mit mindestens 95% Wahrscheinlichkeit nicht überschritten werden.		

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
51	5.4.3(6)	(6) Auf eine Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren bei realistischen Analysen kann verzichtet werden, wenn das Ergebnis unterhalb des Nachweiskriteriums, vermindert um den oberen Teil des 95%-Toleranzbandes des ungünstigsten Falles der betreffenden Ereignisklasse, liegt.		
52			Ergänzung um 5.4.4 – bessere Differenzierung zwischen konservativ und „best-estimate“	
53				5.4.4 Unsicherheiten 5.4.4.1 Konservatives Analyseverfahren Für konservative Analysen sind die Unsicherheiten einschließlich der Modellunsicherheiten durch die Wahl ausreichend begründeter konservativer Anfangs- und Randbedingungen sowie von Zuschlägen auf die Rechenergebnisse abzudecken. 5.4.4.2 „Best estimate“ Analyseverfahren (1) Für die realistischen („best estimate“) Rechnungen ist die verbleibende Unsicherheit der Analyseergebnisse anhand einer Unsicherheitsanalyse zu bestimmen. (2) Die Unsicherheit der Ergebnisse wird mittels einer Unsicherheitsanalyse bestimmt. Diese ist konsequent von den Eingangsdaten, Randbedingungen und Modellen bis hin zu den Ergebnissen durchzuführen. Dazu wird für einen Eingangsparameter kein Einzelwert, sondern eine Verteilung verwendet, die den Kenntnisstand zu dem jeweiligen Parameter ausdrückt. Abhängig von der Verteilung der Eingangsparameter ergibt sich eine entsprechende Ergebnisdarstellung, mit der die Auswirkung sämtlicher einbezogener Eingangsparameter auf die Unschärfe des Rechenergebnisses quantifiziert wird. (3) Durch Vergleich der Ergebnisse aus Nachrechnungen von relevanten Experimenten oder Anlagentransienten wird die Unsicherheit der Eingangsparameter aufgrund von Modell- und Datenunsicherheit bestimmt. (4) Für die Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren sind statistische Verfahren anzuwenden. Damit ist zu zeigen, dass die Nachweiskriterien mit mindestens 95% Wahrscheinlichkeit und 95% Vertrauensniveau nicht überschritten werden. (5) Auf eine Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren bei realistischen Analysen kann verzichtet werden, wenn das Ergebnis unterhalb des Nachweiskriteriums, sowie unterhalb des realistischen Rechenergeb-

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
				nisses, vermindert um den oberen Teil des 95%-Toleranzbandes des ungünstigsten Falles der betreffenden Ereignisklasse, liegt.
54			Ansatz zur sicherheitstechnischen Gesamtbewertung ist erforderlich (sh. Auch Kommentare aus der BR 6 Arbeitsgruppe)	Ergänzungsvorschlag für neuen Absatz 5.5: 5.5 Sicherheitstechnische Gesamtbewertung 5.5.1 Bewertung umfassender Sicherheitsüberprüfung (1) Mit der Gesamtbewertung ist das Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerks zu bewerten. (2) Mittels deterministischer Ansätze ist zu zeigen, dass die jeweils auf den einzelnen Sicherheitsebenen 1 bis 3 und 4a sowie 4b erforderlichen Sicherheitsanforderungen für Barrieren und Schutzmaßnahmen erfüllt sind. (3) Sicherheitsverbesserungen sind immer dann zu diskutieren, wenn die auf den einzelnen Sicherheitsebenen erforderlichen Sicherheitsanforderungen für Barrieren und Schutzmaßnahmen nicht erfüllt sind (4) Sicherheitsverbesserungen sind ebenfalls zu diskutieren, wenn die ermittelten Erwartungswerte für die Summenhäufigkeiten der Kern- und Anlagenschadenszustände auf eine unzureichende Zuverlässigkeit der Barrieren und Schutzmaßnahmen hinweisen. (5) Sicherheitsverbesserungen sollten auch dann diskutiert werden, wenn die Erwartungswerte der Summenhäufigkeiten der Kern- und Anlagenschadenszustände dominant durch einzelne Ereignisabläufe bestimmt werden.
55				5.5.2 Bewertung wesentlicher und anlassbezogener Änderungen (1) Mit der Bewertung wesentlicher und anlassbezogener Änderungen (nachfolgend Änderungen) ist der Einfluss von Änderungen auf das Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerks zu bewerten. (2) Es ist zu zeigen, dass die auf den einzelnen Sicherheitsebenen erforderlichen Sicherheitsanforderungen für Barrieren und Schutzmaßnahmen auch mit den Änderungen erfüllt sind. (3) Zusätzlich ist nachzuweisen, dass durch die Änderungen die Ereignisabläufe für Kern- und Anlagenschadenszustände nur so verändert werden, dass die in der letzten Gesamtbewertung ermittelten Erwartungswerte der Summenhäufigkeiten für Kern- und Anlagenschadenszustände nicht erhöht bzw. deren Aussagesicherheit eingeschränkt wird.
56	6.2(1)	(1) Durch Auslegung, Herstellung, Errichtung und Inbetriebsetzung ist höchste Qualität der technischen Einrichtungen sicherzustellen. Mit den betriebsbegleitenden Maßnahmen, beschrieben in Kapitel 6.5, ist dafür zu sorgen, dass diese Qualität erhalten bleibt. Die Anforderungen an die Zuverläs-	Anforderungen an Barrierefunktionen sind nicht explizit angegeben	Ergänzungsvorschlag: Zuverlässigkeitsanforderungen an passive Komponenten sind in Basisregel 3 dargestellt

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		sigkeit von technischen Einrichtungen und Maßnahmen ist abhängig von den jeweils zu betrachtenden Sicherheitsebenen.		
57	6.2.1(1)	Die Prüfung der Einhaltung der Zuverlässigkeitsanforderungen erfolgt durch die Erfassung und Auswertung repräsentativer Merkmale der Qualität in der Betriebserfahrung. Dabei ist zu prüfen, ob Grenzen der Auslegung erreicht oder festgelegte Sicherheitszustände unzulässig abgebaut werden. Weitere Ausführungen hierzu enthält Kapitel 6.1.2.1.	Korrektur	6.1.2.1 ändern in 5.1.2.1
58	6.3	Probabilistische Anforderungen (1) Die vorhandene Zuverlässigkeit der Gesamtheit der sicherheitstechnischen Schutzmaßnahmen wird quantitativ durch probabilistische Zahlenwerte für das vorhandene Sicherheitsniveau bestimmt. Die zu erreichenden Zielwerte für ein Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerkes, das die deterministischen Zuverlässigkeitsanforderungen erfüllt, sind in Kapitel 5.2.5 erläutert.	Quantitative Zahlenwerte für ein zu erreichendes Sicherheitsniveau existieren in Deutschland nicht *(VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf)*	Vorschlag: streichen *(VdTÜV-Hinweis: weiterer Abstimmbedarf)*

2.8 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit

Stellungnahme der GRS im Rahmen des Fraktionsdurchlaufes der Basisregeln KTA 2000

Generelle Anmerkungen

Mit Vorlage aller Basisregelentwürfe besteht für alle im Fraktionsumlauf Beteiligten die Aufgabe, die Übereinstimmung der in den Basisregeln formulierten Anforderungen mit dem Stand von Wissenschaft und Technik, die Kompatibilität aller Einzelbasisregeln zueinander als auch in ihrem Verhältnis zur heutigen Praxis insgesamt zu prüfen. Gemessen am Anspruch, den die Basisregeln von ihrem Stellenwert im KTA 2000 Konzept zukommt, halten wir die normalen Prozeduren des KTA zur Regelerstellung und –abstimmung u.a. mit einem dreimonatigem Fraktionsdurchgang für nicht geeignet, um die erforderliche inhaltliche Diskussion zwischen allen Beteiligten als auch innerhalb der Fraktionen auf so breiter Basis durchzuführen, dass ein einheitliches Verständnis als auch eine ausreichende Klärung der Schnittstellen und des Ergänzungsbedarfs abgeschlossen werden kann. In Anbetracht der bereits in den einzelnen Arbeitsgruppen erreichten Ergebnisse und zur Unterstützung einer konstruktiven Kritik, die auch die Formulierung von Verbesserungsvorschlägen enthalten soll, halten wir abweichend von den üblichen Prozeduren im KTA eine erhebliche zeitliche Streckung des Fraktionsumlaufs bzw. eine besondere Kommentierungs- und Diskussionsrunde für erforderlich. Dies würde nach unserer Auffassung zu einem verbesserten gemeinsamen Verständnis der jetzt vorgelegten Entwürfe beitragen und auch die weitere Arbeit der Arbeitsgremien positiv beeinflussen. Wir regen an, dass sich das KTA-Präsidium kurzfristig hierzu eine Meinung bildet. Aufgrund des unterschiedlichen Reifegrades der Basisregeln und des noch umfassend vorzunehmenden Schnittstellenabgleichs reicht unseres Erachtens die nach den KTA Prozeduren verbleibende Zeit für die Arbeitsgremien im Hinblick auf die Vielzahl und Vielschichtigkeit der zu erwartenden Anmerkungen ohnehin nicht aus, um, wie beabsichtigt, alle KTA-Basisregeln für den Gründruck zur nächsten Sitzung des UA PG am 28. und 29.04.2003 zu empfehlen.

Übergreifende Anmerkungen

Mit den übergreifenden Anmerkungen werden generelle Hinweise angesprochen, die auf alle Basisregeln gleichermaßen zutreffen und nach Meinung der GRS bei der Überarbeitung der Basisregeln und der KTA-Sicherheitsgrundlagen einfließen sollen.

Insbesondere ist festzustellen, dass bei allen Basisregeln die Definitionen fehlen bzw. nicht ausreichend beschrieben sind. Dabei wird der Verweis auf die vorhandenen Definitionen des KTA nicht als ausreichend angesehen. Anzustreben wäre, die im Konzept KTA 2000 verwendeten Definitionen den Sicherheitsgrundlagen zuzuordnen. In einem weiteren Arbeitsschritt könnten die Definitionen des KTA dann insgesamt angepasst werden.

Weiterhin ist zu prüfen, inwieweit ein Bezug auf einschlägige Fachregeln oder andere technisch-wissenschaftliche Dokumentation zur Anwendung der Basisregeln selbst erforderlich ist bzw. zum besseren Verständnis der Basisregeln beiträgt.

Zwischen den Basisregeln untereinander sowie zwischen den Basisregeln und den KTA Grundlagen bestehen Inkompatibilitäten, die auch durch die Diskussion der Obleute in der zur Verfügung stehenden Zeit nicht zu beseitigen waren. Insbesondere war zur Präzisierung und Abstimmung der KTA Sicherheitsgrundlagen im Wechselverhältnis mit den Basisregeln ein iteratives Vorgehen vorgesehen, dass bisher nicht zum erforderlichen Ergebnis geführt hat. Die Abstimmung zwischen dem Sicherheitsgrundlagen und den Basisregeln wird deshalb für erforderlich gehalten insbesondere zur Gewährleistung einer durchgängig richtigen Erläuterung des gestaffelten Sicherheitskonzept, den damit im Zusammenhang stehenden Anforderungen an die einzelnen Sicherheitsebenen und an das Barrierenkonzept. Darüber hinaus sind die Grundlage und die Rolle der probabilistischen Sicherheitsanalyse in Wechselwirkung mit der Deterministik in den Sicherheitsgrundlagen weitergehend als bisher zu erläutern. Als wichtig hat sich weiterhin herausgestellt, den Begriff der inhärenten Sicherheit in den Sicherheitsgrundlagen zu beschreiben, da in verschiedenen Basisregeln Teilaspekte dieses Sicherheitsaspekts behandelt werden.

Die Basisregeln selbst weisen einen unterschiedlichen Fertigstellungsgrad auf, z.B. sind die für das Verständnis erforderlichen Definitionen nicht abschließend bearbeitet bzw. fehlen in einigen Basisregeln und die Anhänge sind lückenhaft (es fehlen z.B. noch weitere Akzeptanzkriterien, die aus den Basisregeln 3, 4, und 5 abzuleiten sind). Die inhaltliche Diskussion in der Arbeitsgruppe der Basisregel 6 ist nicht abgeschlossen, es sind bisher nicht alle Kommentare der Arbeitsgruppenmitglieder abschließend diskutiert und berücksichtigt worden.

Infolge der noch bestehenden Schnittstellenprobleme zwischen den Basisregeln bestehen Dopplungen bzw. Überschneidungen, die Anforderungen an die 4. Sicherheitsebene sind unterschiedlich im Detaillierungsgrad und zwischen den Basisregeln noch nicht abgestimmt.

Durch die von der GRS gestellten Obleute für die Basisregeln 5 und 6 war vorgesehen auf der Sitzung des UA PG am 17./18. 12. 02 in München die o.g. Sachverhalte zu erläutern. Witterungsbedingt war eine Teilnahme jedoch kurzfristig nicht möglich, so dass auf der Sitzung des UA PG nicht das gesamte fachliche Meinungsspektrum aus den Arbeitsgruppen als Grundlage für die Entscheidungen herangezogen werden konnte. Die vom UA-PG getroffene Entscheidung zum Fraktionsumlauf beinhaltet die Überarbeitung aller Basisregeln sowohl hinsichtlich der eingehenden Kommentare und Änderungsvorschläge als auch der noch ausstehenden o.g. Arbeitspunkte vor einer Abstimmung im KTA. Dies erfordert einen größeren Zeitbedarf, als es derzeit vorgesehen ist.

KTA-Basisregel BR 6 Regelentwurfsvorlage Fassung 02/2 (Dezember 2002)

Die Basisregel 6 ist in der vorliegenden Fassung von der Arbeitsgruppe Basisregel 6 noch nicht abschließend bearbeitet. Das kommt u.a. dadurch zum Ausdruck, dass noch eine Reihe von Kommentaren aus der Arbeitsgruppe selbst nicht abschließend bearbeitet wurden sowie bestehende Schnittstellen zu anderen Basisregeln und insbesondere zur Basisregel 5 der weiteren inhaltlichen Diskussion zwischen den Arbeitsgruppen bedürfen. Die von der GRS zusammengestellten Einwände bzw. Anmerkungen sowie Begründungen zu den einzelnen Punkten sind deshalb nicht nach Kategorien geordnet, sondern dienen als Hinweise für die erforderliche Überarbeitung des Entwurfs der Basisregel.

Generelle Aspekte, wie

- Rolle und Aufgabe der PSA bei der Sicherheitsbewertung und im Verhältnis zur Deterministik
- Verwendung probabilistischer Kennwerte bei der Sicherheitsbewertung
- Aufbau und Wirkungsweise des gestaffelten Sicherheitskonzepts einschließlich Anforderungen an das Barrierenprinzip

sind nach Auffassung der GRS in den KTA-Sicherheitsgrundlagen zu behandeln. Die Aufgabe der Basisregel 6 ist es dagegen, die Methoden und Verfahrensweisen zur Nachweisführung zu beschreiben. Insofern wird auch vorgeschlagen, den Titel der Basisregel zu ändern in „Nachweisführung".

Einwände bzw. Anmerkungen sowie Begründungen zu den einzelnen Punkten der Basisregel 6

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
1	1(1)a	a) bei technischen Veränderungen (z.B. Um- oder Nachrüstungen) oder Maßnahmen (z.B. Änderungen von Prüfzyklen oder Prozeduren), die nennenswerte Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben (im folgenden Änderungen genannt).	Barrierefunktionen fehlen	... Sicherheits- und Barrierefunktionen….
2	1(3)	(3) Soweit sicherheitstechnisch erforderlich, sind bei Sicherheitsbewertungen die relevanten Zustände des Leistungs- und auch Zustände des Nichtleistungsbetriebs zu analysieren.	Erweiterung der Anforderung	Als nicht relevant eingestufte Zustände sind zu begründen.
3	1(4)	(4) Grundsätzlich haben die in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren verwendeten Analysen Gültigkeit. Neue Analysen sind in der Regel nur dann notwendig, wenn begründete Zweifel an der Aussagesicherheit vorhandener Nachweise bestehen.	Maßstab ist auch der Stand von Wu.T	...bestehen, z.B. aufgrund von Erkenntnissen, die dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.
4	2	Begriffe	Begriffe fehlen	Folgende Begriffe werden vorgeschlagen Deterministik, Probabilistik, probabilistische Orientierungswerte, Störfall, Auslegungsüberschreitender Zustand, Sicherheitsfunktion, Barrierefunktion, Schutzziel, Sicherheitsziel, Gestaffeltes Sicherheitskonzept, Sicherheits-

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
				ebenen, Spaltproduktbarriere, Trend, Betriebstransiente, Validation, Verifikation, Sicherheitsmarge, sicherer Zustand, Nachweiskriterium, Sicherheitssystem, realistisches („best estimate“) Rechenprogramm, realistische („best estimate“) Analyse, ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen, äußerst unwahrscheinlich, praktisch ausgeschlossen, Systemfunktion
5	3.1(1)b)	b) Repräsentative Ereignisse, die aufgrund der bisherigen Praxis und Erfahrung bei der sicherheitstechnischen Analyse der Begutachtung und dem Betrieb für die Auslegung von Kernkraftwerken bestimmend sind (Auslegungsstörfälle). Die Häufigkeit solcher Ereignisse ist so gering, dass ihr Eintreten in der Lebensdauer einer Anlage nicht erwartet wird (Sicherheitsebene 3, siehe Anhang B).	Erweiterung der deterministischen und Abschwächung der prob. Argumentation	anfügen nach …(Auslegungsstörfälle) und streichen des letzten Satzes. Auslegungsstörfälle sind abdeckend für die Anforderungen an Sicherheits- und Barrierefunktion. Die Häufigkeit solcher Ereignisse sollte dabei so gering sein, dass sie in der Lebensdauer einer Anlage nicht auftreten. Auslegungsstörfälle (Sicherheitsebene 3) sind in Anhang B aufgelistet.
6	3.1(1)c)	c) Spezielle sehr seltene Ereignisse, die aufgrund ihrer Eintrittshäufigkeit nicht den Auslegungsstörfällen zugerechnet werden (Sicherheitsebene 4a, siehe Anhang 1) und auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (Sicherheitsebene 4b, siehe Anhang B).	Bei den speziellen sehr seltenen Ereignissen handelt es sich um postulierte Ereignisse	Neuformulierung: Spezielle sehr seltene postulierte Ereignisse, die nicht den Auslegungsstörfällen zugerechnet werden (Sicherheitsebene 4a, siehe Anhang B) und auslegungsüberschreitende Anlagenzustände (Sicherheitsebene 4b, siehe Anhang B)
7	3.1(4)	(4) Grundlage für die Sicherheitsbewertung bilden deterministische Anforderungen und Methoden. Dabei wird überprüft und bewertet, ob deterministische Sicherheitskriterien (ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen) für die verschiedenen Anlagenzustände unter festgelegten Voraussetzungen eingehalten werden. Den Unsicherheiten dieser Methodik wird durch ausreichende Sicherheitsmargen Rechnung getragen. Deterministische Analysen können auch auf best-estimate Betrachtungen aufbauen. Weitere Angaben hierzu enthält Kapitel 5.4.	Wegen Verweis auf Kapitel 5.4 streichen des vorletzten Satzes	Streichen des Satzes … Deterministische Analysen können auch auf best-estimate Betrachtungen aufbauen.
8	3.1(5)	(5) Zusätzlich sind probabilistische Methoden nach Stand von Wissenschaft und Technik heranzuziehen. Ziel der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) ist es, ergänzend zur deterministischen Nachweisführung die für die Anlagensicherheit bestimmenden Einflüsse aus System- und Anlagentechnik, Betriebsführung und Betriebserfahrung in einem systematischen und auf wahrscheinlichkeitstheoretischen Grundlagen beruhenden Ansatz zusammenfassend zu bewerten. Dabei handelt es sich insbesondere um die technische Ausführung der System- und Anlagentechnik bzw. Umsetzung der organisatorischen Maßnahmen und die Betriebsbewährung der Barrieren sowie die zu deren Schutz auf den jeweiligen Sicherheitsebenen	Durch die PSA werden nicht alle Unsicherheiten quantifiziert	Einfügen nach vorletzten Satz: Durch die PSA werden im wesentlichen die Unsicherheiten der Eingabedaten ermittelt. Darüber hinaus beinhaltet die PSA aber selbst Unsicherheiten, z.B. Vollständigkeit der Modellierung, Einfluss der Organisation, Vollständigkeit der auslösenden Ereignisse usw.

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		erforderlichen Schutzmaßnahmen. Weiterhin werden die Unsicherheiten quantitativ ermittelt. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.2.		
9	3.1(8)	(8) Werden Ergebnisse der PSA zu einem späteren Zeitpunkt zur Sicherheitsbewertung verwendet, so ist nachzuweisen, dass sich die für die PSA relevanten Sachverhalte gegenüber dem Zustand, der der PSA zugrundegelegt wurde, nicht wesentlich verändert haben. Hat sich der Anlagenzustand wesentlich verändert oder liegen wesentliche neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung oder aus Sicherheitsanalysen vor (z.B. zur Zuverlässigkeit von Komponenten oder zur Wirksamkeit von Komponenten und Systemen), so ist der Einfluss der Änderungen bzw. der neuen Erkenntnisse auf die quantitativen (und qualitativen) Ergebnisse der PSA abzuschätzen. Ist eine verlässliche Abschätzung nicht möglich, so ist eine Aktualisierung der PSA zumindest in den von den Änderungen oder den neuen Erkenntnissen betroffenen Teilen erforderlich.	Eine verlässliche Abschätzung des Einflusses der Änderungen bzw. der neuen Erkenntnisse auf die quantitativen (und qualitativen) Ergebnisse der PSA ist höchstens für sehr einfache Zusammenhänge machbar.	Änderung des Textes dahingehend, dass zur Bewertung der Anlagensicherheit immer eine explizite Modellierung der Änderungen erforderlich ist.
10	3.1(9)	(9) Im Ergebnis von Sicherheitsbewertungen ist nachzuweisen, dass die jeweiligen ausführungsunabhängigen Sicherheitsanforderungen erfüllt sind. Weiterhin ist zu zeigen, dass Barrieren und erforderliche Schutzmaßnahmen so zuverlässig ausgebildet sind und zu probabilistischen Kenngrößen für Kernschadens- und Freisetzungszustände führen, dass es äußerst unwahrscheinlich ist, dass diese auftreten und massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von Kernschmelzunfällen praktisch ausgeschlossen sind.	Verwendung stark interpretierbarer Begriffe	Die Begriffe „äußerst unwahrscheinlich“ und „praktisch ausgeschlossen“ sollten entweder definiert werden oder präzise erläutert werden. Neuformulierung: Im Ergebnis von Sicherheitsbewertungen ist nachzuweisen, dass die jeweiligen ausführungsunabhängigen Sicherheitsanforderungen erfüllt sind. Weiterhin ist zu zeigen, dass Barrieren und erforderliche Schutzmaßnahmen so zuverlässig ausgebildet sind, dass es äußerst unwahrscheinlich ist, dass Kernschadenszustände auftreten und massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von Kernschmelzunfällen praktisch ausgeschlossen sind.
11	3.1(10)	(10) Notwendigkeit und Dringlichkeit von sicherheitstechnischen Verbesserungen sind immer dann zu bewerten, wenn ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen nicht erfüllt sind und wenn die probabilistischen Kenngrößen für Kernschadens- und Freisetzungszustände auf eine unzureichende Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen hinweisen.	Es müssen sowohl die deterministischen als auch die probabilistischen Sicherheitsanforderungen erfüllt werden	Änderung wie folgt: …..nicht erfüllt sind oder wenn die probabilistischen Sicherheitsanforderungen auf eine unzureichende Zuverlässigkeit der Barriere- und Sicherheitsfunktionen hinweisen.
12	3.2(1)	(1) Das Gestaffelte Sicherheitskonzept ist grundsätzlich präventiv ausgerichtet. Dazu müssen die Schutzmaßnahmen auf der jeweiligen Sicherheitsebene so ausgebildet sein, dass die Notwendigkeit einer Inanspruchnahme der nächsten Sicherheitsebene zum Abfangen und Überführen nichtbeherrschter Ereignisabläufe in sichere Zustände mit der Zahl der Sicherheitsebenen immer unwahrscheinlicher wird. Auf	Anpassung	Änderung wie folgt: ……so beschaffen

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		das jeweilige Kernkraftwerk bezogen müssen die Schutzmaßnahmen der ersten beiden Sicherheitsebenen (Sicherheitsebenen 1 und 2) deshalb so beschaffen sein, dass Auslegungsstörfälle (Sicherheitsebene 3) in der Lebensdauer nicht zu erwarten sind und auslegungsüberschreitende Zustände (Sicherheitsebene 4) äußerst unwahrscheinlich sind.		sein, dass Auslegungsstörfälle (Sicherheitsebene 3) in der Lebensdauer einer Anlage nicht auftreten und auslegungsüberschreitende …..
13	3.2(2)ab)	ab) radiologisch: Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung (§ 6 StrSchV) sowie Einhaltung von Richtwerten für Ableitung rad. Stoffe (§ 47(1)(2) StrSchV)	Korrektur	statt „Dosisreduzierung“ sollte „Dosisminimierung“ verwendet werden
14	4.1.(2)	(2) Die Schutzziele gelten als erreicht, wenn die Einhaltung der in den Basisregeln festgelegten Schutzzielanforderungen auf den jeweiligen Sicherheitsebenen nachgewiesen ist. Bei Nachweis der Einhaltung der zugeordneten KTA-Fachregeln kann grundsätzlich davon ausgegangen werden, dass das jeweilige Schutzziel erreicht ist. Bei Heranziehung anderer als den zugeordneten KTA-Fachregeln ist der Nachweis entweder durch das Erreichen der Schutzziele nach KTA-Basisregeln zu führen oder es ist nachzuweisen, dass die gewählte technische Ausführung den Anforderungen der zugeordneten KTA-Fachregel entspricht. Weiteres zur sicherheitstechnischen Gesamtbewertung enthält Kapitel 5.5.	Der Satz „Bei Heranziehung anderer als den zugeordneten KTA-Fachregeln ist der Nachweis entweder durch das Erreichen der Schutzziele nach KTA-Basisregeln zu führen oder es ist nachzuweisen, dass die gewählte technische Ausführung den Anforderungen der zugeordneten KTA-Fachregel entspricht.“ Ist nicht durchgängig logisch.	:…… mit den Anforderungen der zugeordneten KTA-Fachregel in Übereinstimmung ist.
15	4.1(3)	(3) Die Einhaltung von Anforderungen auf einer Sicherheitsebene darf nur durch Kreditnahme von Schutzmaßnahmen anderer Sicherheitsebenen erfolgen, wenn hierfür mindestens die Anforderungen der betreffenden Sicherheitsebene erfüllt werden. Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebene 4b dürfen nicht zur Kompensation von Abweichungen der vorgelagerten Sicherheitsebene 3 herangezogen werden.	Unterschiedliche Formulierung zwischen KTA- Grundlagen und Basisregel	Anpassung zwischen KTA-Grundlagen und Basisregel ist erforderlich
16	4.2	(1) Mit der folgenden Systematik sind alle Ereignisse, die bei Auslegung und Betrieb zu betrachten sind, einheitlich in die richtige Sicherheitsebene einzuordnen.	Es ist in Deutschland nicht festgelegt, Ereignisse nach prob. Gesichtspunkten den Sicherheitsebenen zu zuordnen.	Neu 4.2(1) Die Zuordnung von Ereignissen zu Sicherheitsebenen erfolgt grundsätzlich auf der Grundlage deterministischer Überlegungen. Anhang B enthält das anzuwendende Ereignisspektrum. D.h. 4.2 (1)alt, (2), (3), und (4) streichen. Weiterhin (6) und (8) anpassen. Neuformulierung (8): Vorsorgemaßnahmen sind Maßnahmen, die der Verhinderung eines Störfalles dienen bzw. zur Reduzierung dessen Eintrittshäufigkeit beitragen. Hierzu zählen sicherheitstechnisch bewertbare Maßnahmen wie physikalische Phänomene, konstruktive Lösungen sowie administrative Regelungen oder Kombinationen dieser Maßnahmen. Anzuwendende Vorsorgemaßnahmen sind in der Störfall-

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
				Leitlinie angegeben. Bei der Anpassung von (6) sollen folgende Aspekte beachtet werden: 1. Vergleich mit dem festgelegten Ereignisspektrum (Anhang B), 2. Berücksichtigung der Anforderungen an Barriere- und Sicherheitsfunktionen, 3. Berücksichtigungen der Auswirkungen eines Ereignisses, 4. Berücksichtigung der Häufigkeit des Ereignisses zur Orientierung
17	4.3.1a) aa) ab)	aa) Die Nominalwerte der jeweiligen Anlagen sollen den Analysen zugrundegelegt werden. ab) Reaktivitätsrückwirkungen sollen für Auslegungsrechnungen abdeckend angesetzt werden. Die angesetzten Reaktivitätsrückwirkungen sollen den zulässigen Werten des Reaktorkernes entsprechen (z.B. Zyklusbeginn oder Zyklusende). Für anlassbezogene Bewertungen können realistische Reaktivitätsrückwirkungen entsprechend dem zu betrachtenden Anlagenzustand angesetzt werden.	Hier wird das Problem „konservativ vs. best estimate“ angesprochen	Nominalwerte sollten bei „best-estimate“ Nachweisführung zugrunde gelegt werden. Die Unsicherheiten der Nominalwerte müssen dann quantifiziert werden. Bei konservativer Nachweisführung sind die entsprechenden konservativen Annahmen für Sicherheitsebene 3 anzugeben. Die Differenzierung zwischen „konservativ“ und „best-estimate“ in Bezug auf die Reaktivitätsrückwirkungen ist anzugeben.
18	4.3.1c)cd)	cd) Die Nachzerfallsleistung wird mit ausreichend konservativen Zuschlägen (2σ) angesetzt.	Problem „konservativ vs. best estimate“ bei Nachzerfallsleistung	Hier muss deutlich gemacht werden, dass der Zuschlag 2σ den konservativen Anforderungen entspricht, die best-estimate Nachweisführung ist zu beschreiben.
19	4.3.1c)ce)	ce) Für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) sind grundsätzlich die beiden in der zeitlichen Reihenfolge ersten anstehenden Auslösekriterien für RESA anzusetzen.	Missverständliche Darstellung	Besser „Für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) ist grundsätzlich das zeitlich erste Auslösekriterium als ausgefallen zu unterstellen“
20	4.3.1d)de)	Eine Überlagerung des Notstromfalls erfolgt nicht.	Korrektur	Eine Überlagerung des unabhängigen Notstromfalls erfolgt nicht
21	4.3.2(1)	(1) Weitere Anfangs- und Randbedingungen für radiologische Nachweise werden entsprechend den Vorgaben der StrlSchV festgelegt.	Die Anfangs- und Randbedingungen sind in den Störfallberechnungsgrundlagen beschrieben.	Anfangs- und Randbedingungen für radiologische Nachweise werden entsprechend den Vorgaben der Störfallberechnungsgrundlagen / / festgelegt
22	5.1.1(3)	(3) Auf vorhandene Nachweise kann zurückgegriffen werden. Für neu durchzuführende Analysen sollten fortschrittliche validierte Rechenprogramme mit realistischen Anfangs- und Randbedingungen angewandt und gegebenenfalls erforderliche Unsicherheitsanalysen durchgeführt werden. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.4.	Bei „best-estimate“ Vorgehen ist eine Quantifizierung der Unsicherheiten zu fordern	Auf vorhandene Nachweise kann zurückgegriffen werden. Für neu durchzuführende Analysen sollen fortschrittliche validierte Rechenprogramme mit realistischen Anfangs- und Randbedingungen angewandt und erforderliche Unsicherheitsanalysen durchgeführt werden. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.4.
23	5.1.2.2(2)	(2) Zusätzlich sind Annahmen für Einzelnachweise für ausgewählte abdeckende Ereignisabläufe, Ereignisse oder Ereigniskombinationen zu betrachten . Angaben zu den Einzelnachweisen sind in Anhang D zusammengestellt.	Satz unklar	Neuformulierung: Zusätzlich sind Einzelnachweise für ausgewählte abdeckende Ereignisabläufe, Ereignisse oder Ereigniskombinationen zu führen. Angaben zu den Einzelnachweisen sind in Anhang D zusammengestellt.
24	5.1.2.2(4)	(4) Analysen für Ereignisse oder Ereigniskombinationen sind dann nicht notwendig, wenn die erforderlichen Vorsorgemaßnahmen (VO) als getroffen nachgewiesen sind. Dies gilt insbesondere für die in der Störfall-Leitlinie genannten VO-	Literaturbezug fehlt	Analysen für Ereignisse oder Ereigniskombinationen sind dann nicht notwendig, wenn die erforderlichen Vorsorgemaßnahmen (VO) als getroffen nachgewiesen sind. Dies gilt insbesondere für die in der Störfall-Leitlinie / / genannten VO-Maßnahmen.

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		Maßnahmen.		
25	5.1.2.3(3)	(3) Der Nachweis, dass die Sicherheits- und Schutzziele erreicht werden, erfolgt durch die deterministische Sicherheitsbewertung. Er kann auch durch die Einhaltung probabilistischer Kenngrößen gemäß Kapitel 5.2 erbracht werden. Die Angemessenheit weiterer Notfallmaßnahmen ergibt sich durch die probabilistische Sicherheitsanalyse.	Klarere Differenzierung zwischen der Aufgabe der deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanalyse	Neuformulierung: Der Nachweis, dass die Sicherheits- und Schutzziele erreicht werden, erfolgt durch die deterministische Sicherheitsbewertung. Die Angemessenheit weiterer Notfallmaßnahmen ergibt sich aus den Ergebnissen der probabilistischen Sicherheitsanalyse.
26	5.2.1(4)	(4) Die Analysen sollen auf der Grundlage entsprechender Anforderungen an Daten und Methoden durchgeführt werden. Kapitel 5.2.4 gibt einen Überblick über die generellen Anforderungen an die Durchführung einer PSA.	Neuformulierung und Literaturbezug erforderlich	Um eine Gleichwertigkeit von probabilistischen Sicherheitsanalysen zu erreichen, sollen diese Analysen auf der Grundlage entsprechender Anforderungen an Daten und Methoden durchgeführt werden. Die geltenden Anforderungen sind in / / angegeben. Kapitel 5.2.4 gibt einen Überblick über die generellen Anforderungen an die Durchführung einer PSA
27	5.2.2.2	Die in der PSA Stufe 2 zu betrachtenden Ereignisse ergeben sich aus den relevanten Ereignissen der Stufe 1. Darüber hinausgehend analysiert die PSA Stufe 2 das Verhalten der Rückhaltebarrieren und Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von Kernschadensfällen und bewertet die Anlagen-Schadenszustände.	Bessere textliche Anpassung	Die in der PSA Stufe 2 zu betrachtenden Ereignisse ergeben sich aus den relevanten Ergebnissen der Stufe 1. In der Stufe 2 werden das Verhalten der Rückhaltebarrieren und die Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von Kernschadensfällen analysiert und die Anlagenschadenszustände bewertet.
28	5.2.3	Anwendung	Der früher enthaltene Wickel (1) wurde auf der UAPG Sitzung am 17.12.2002 gestrichen. Dadurch ist Inkonsistenz entstanden.	Vorschlag: Für eine umfassende Sicherheitsüberprüfung ist anlagenbezogen eine integrale PSA Stufe 1 heranzuziehen. Ergänzend dazu sind in diesem Rahmen Ergebnisse einer PSA der Stufe 2 heranzuziehen, um Freisetzungsmechanismen und -häufigkeiten auszuweisen.
29	5.2.4.1(5)	(5) Ein auslösendes Ereignis bzw. ein Ereignisablaufpfad braucht dann nicht weiter verfolgt werden, wenn die daraus resultierende Häufigkeit des Systemschadenszustandes kleiner als 10^{-7} pro Jahr ist. Ereignisse oder Ereignisablaufpfade mit Häufigkeiten kleiner als 10^{-6} pro Jahr können mittels ingenieurmäßigen Bewertungsverfahren weiterbehandelt werden.		Abgleich mit geltenden PSA Methodenband
30	5.2.5	Ergebnisbewertung	Generell: Die Ergebnisbewertung, insbesondere die Heranziehung von probabilistischen Kenngrößen, tangiert behördliche Zuständigkeiten. Deshalb sollen hier nur die Aspekte dargestellt werden, die bereits durch die PSÜ-Leitfäden abgedeckt sind.	
31	5.2.5.1(3)	(3) Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts wird aus einem Vergleich der summierten Ereignisablaufpfade einzelner einleitender Ereignisse mit den Summenhäufig-	Dementsprechende Änderungen bei 5.2.5.1	(1) unverändert, (2) unverändert, (3) Neu: Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts wird aus einem Vergleich der summierten Ereignisablaufpfade einzelner einleitender Ereig-

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		keiten von System- bzw. Kernschadenszuständen abgeleitet. Dabei ist anzustreben, dass eines oder wenige einleitende Ereignisse nicht numerisch dominant zur Summenhäufigkeit gemäß (2) beitragen. Als Referenzwert für vorliegende probabilistische Sicherheitsanalysen deutscher Anlagen wird praktiziert, dass		nisse mit den Summenhäufigkeiten von System- bzw. Kernschadenszuständen abgeleitet. Dabei ist anzustreben, dass der Beitrag eines oder weniger einleitender Ereignisse nicht dominant zu den genannten Summenhäufigkeiten ist.
32	5.2.5.2(2)	(2) Bei Anwendung probabilistischer Analysen zur Bewertung wesentlicher Änderungen sind die Ereignisablauf- und Fehlerbaummodelle der integralen PSA, Level 1, heranzuziehen.	Dementsprechende Änderungen bei 5.2.5.2	(1) unverändert, (2) streichen
33	5.2.5.2(3)	(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier auf die Bewertung der statistischen Unverfügbarkeit und numerischen Bedeutung der von einer wesentlichen Änderung betroffenen Sicherheitsfunktionen ab. Die Bewertung der numerischen Bedeutung von Sicherheitsfunktionen soll sich in der Regel an der Häufigkeit von Systemschadenszuständen orientieren. Es ist zu analysieren, a) welche Sicherheitsfunktionen von der Änderung betroffen sind, b) wie sich die jeweilige statistische Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch die Änderung numerisch verändert. Dazu sind die betroffenen Ereignis- und Fehlerbaummodelle so zu überarbeiten und neu zu quantifizieren, dass ein Ergebnisvergleich der Sicherheitsfunktionen vor und nach der Änderung möglich wird.		(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier auf die Bewertung der Unverfügbarkeit und sicherheitstechnischen Bedeutung der von einer wesentlichen Änderung betroffenen Sicherheitsfunktionen ab Es ist zu analysieren, a) welche Sicherheitsfunktionen von der Änderung betroffen sind, b) wie sich die jeweilige Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch die Änderung numerisch verändert.
34	5.2.5.2(4)	(4) Durch wesentliche Änderungen sollten sich die statistischen Unverfügbarkeiten der betroffenen Sicherheitsfunktionen grundsätzlich nicht erhöhen. Folgende Ausnahmen sind in gestaffelter Form zulässig:		(4) Durch wesentliche Änderungen sollten sich die Unverfügbarkeiten der betroffenen Sicherheitsfunktionen nicht erhöhen.
35	5.2.5.3(1)	(1) Probabilistische Analysen sind bei der Einordnung der Sicherheitsrelevanz bestimmter Ereignisse/Anlässe (z. B. Komponentenausfälle, Verschiebung von Prüfungen) sowie der Bewertung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen aufgrund derartiger Ereignisse/Anlässe heranzuziehen. Es ist zu analysieren, ob die Ereignisse/Anlässe potentielle Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben können.	Dementsprechende Änderungen bei 5.2.5.3	(1) Probabilistische Analysen sind bei der Bewertung der Sicherheitsrelevanz von Ereignissen/Anlässen (z. B. Komponentenausfälle, Verschiebung von Prüfungen) sowie der Bewertung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen aufgrund derartiger Ereignisse/Anlässe heranzuziehen. Hierzu sind die Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit der betroffenen Sicherheitsfunktionen zu analysieren.
36	5.2.5.3(2)	(2) Für probabilistische Analysen zur Bewertung der Ereignisse/Anlässe sind die Ereignisablauf- und Fehlerbaummodelle der integralen PSA, Level 1, heranzuziehen.		(2) streichen
37	5.2.5.3(3)	(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier im ersten Schritt auf die ereignis-/anlassbezogene Neubewertung (i.d.R. Erhöhung) der statis-		(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier auf die ereignis-/anlassbezogene Neubewertung der Unverfügbarkeit der betroffenen Si-

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		tischen Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion bzw. -funktionen ab. Es ist zu analysieren, a) welche Sicherheitsfunktionen vom Ereignis/Anlass betroffen sind, b) wie sich die jeweilige statistische Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch das Ereignis/den Anlass numerisch verändert. Dazu sind die betroffenen Ereignis- und Fehlerbaummodelle der integralen PSA so zu überarbeiten und neu zu quantifizieren, dass ein Ergebnisvergleich der betroffenen Sicherheitsfunktionen vor und nach Ereignis- bzw. Anlasseintritt möglich wird.		cherheitsfunktion ab. Es ist zu analysieren a) welche Sicherheitsfunktionen vom Ereignis/Anlass betroffen sind, b) wie sich die jeweilige Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch das Ereignis/Anlass verändert.
38	5.2.5.3(4)	(4) Ergibt sich aus (3) eine nicht unwesentliche ereignis- bzw. anlassbezogene Erhöhung der Unverfügbarkeit einer Sicherheitsfunktion, ist im zweiten Schritt zu berechnen, wie sich diese Erhöhung auf die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen auswirkt. Anschließend ist eine Differenzbildung der Systemschadenszustände nach/vor Ereignis/ Anlass vorzunehmen. Die so ermittelte Differenz ist ein Indikator für den ereignis- bzw. anlassbezogenen Risikozuwachs. Durch Multiplikation mit einem Zeitraum (z. B. für die Tolerierung eines Schadensbefundes) ergibt sich ein kumulativer Risikozuwachs im Vergleich zum Anlagenrisiko vor Ereignis-/ Anlasseintritt. Ein Orientierungswert für einen tolerierbaren Zeitraum Ttol (in Jahren), in dem ein Anlass oder Ereignis das Anlagenrisiko befristet erhöhen darf, ist aus folgender Beziehung ableitbar: Ttol < 10-5 / (SSHbei Anlass/ Ereignis - SSHvor Anlass/Ereignis) wobei SSHvor Anlass/Ereignis die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen vor Eintritt eines Anlasses/Ereignisses (in 1/a) und SSH bei Anlass/Ereignis die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen bei bzw. nach Eintritt eines Anlasses/Ereignisses (in 1/a) bedeutet. Der Risikozuwachs durch einen Anlass bzw. Ereignis soll mit o.a. Beziehung also in der Regel kleiner als 10 -5 1/a sein. Nach Ablauf des tolerierbaren Zeitraums Ttol soll in der Regel wieder das probabilistische Sicherheitsniveau SSHvor Anlass/Ereignis erreicht werden.		(4) streichen
39	5.3.3(3)	(3) Der ingenieurmäßigen Bewertung kommt auf der Sicherheitsebene 3 mit zunehmender Erfahrung wachsende Bedeutung zu, auch wenn hier analytische deterministi-	Auf der Sicherheitsebene 3 sind analytische Methoden anzuwenden	Neuformulierung: Auf der Sicherheitsebene 3 sind generell analytische Methoden anzuwenden. Anlagenbegehungen als Mittel der ingenieurmäßigen Bewertung können zur Präzisie-

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		sche Nachweise vorrangig sind. Ergänzend können aus dem Bereich der ingenieurmäßigen Ansätze Anlagenbegehungen als alternatives Mittel einer Sicherheitsbewertung angemessen eingesetzt werden.		rung erforderlicher Anlagendaten herangezogen werden.
40	5.3.3(4)	(4) Auf der Sicherheitsebene 4 werden ingenieurmäßige Bewertungen verstärkt eingesetzt. Insbesondere auf der Sicherheitsebene 4b handelt es sich bei den durchzuführenden Maßnahmen um die Nutzung der Reserven einer Anlage. Dabei ist es ausreichend, auf eine repräsentative detaillierte Untersuchung zurückzugreifen. Mit den o. g. Methoden der ingenieurmäßigen Bewertung ist es angemessen, die vorliegenden Ergebnisse auf die konkrete Anlage zu übertragen. Für Aussagen zur Wirksamkeit der betreffenden Maßnahme sind Plausibilitätsbetrachtungen ausreichend. Diese sind nachvollziehbar zu dokumentieren.	Auf der Sicherheitsebene 4 sind verstärkt aktuelle und dem Stand von WuT entsprechende analytische Methoden zu verwenden.	Neuformulierung: Auf der Sicherheitsebene 4 sind verstärkt aktuelle und dem Stand von WuT entsprechende analytische Methoden zu verwenden. Ingenieurmäßige Bewertungen auf der Sicherheitsebene 4 können zur Übertragung von Ergebnissen repräsentativer analytischer Untersuchungen auf die konkrete Anlage eingesetzt werden. Diese sind nachvollziehbar zu dokumentieren.
41	5.4.1(4)	(4) Analyseverfahren zur Nachweisführung auf Sicherheitsebene 3 sind zu verifizieren und möglichst zu validieren. Für die Validierung sind Ergebnisse von Experimenten heranzuziehen.	Korrektur	Neuformulierung: Analyseverfahren zur Nachweisführung auf Sicherheitsebene 3 sind zu verifizieren und zu validieren. Für die Validierung sind Ergebnisse von Experimenten heranzuziehen.
42	5.4.1.1(7)	(7) Bei der Anwendung von Korrelationen und Tabellen sind die durch die Experimente vorgegebenen Parametergrenzen einzuhalten. Falls in Ausnahmefällen Extrapolationen erforderlich werden, muss ihre Zulässigkeit begründet werden. Die systematischen und statistischen Fehler von Korrelationen und Tabellen physikalischer Zusammenhänge sind zu ermitteln. Sie gehen entweder unmittelbar oder durch Zuschläge in die Analyse ein.	ist zu ergänzen um das Vorgehen bei konservativem und „best estimate“ Verfahren	Ergänzungsvorschlag: Konservatives Verfahren: Die systematischen und statistischen Fehler von Korrelationen und Tabellen physikalischer Zusammenhänge sind bei Verwendung realistischer Rechenprogramme durch Zuschläge auf die Ergebnisse vorzunehmen “best estimate“ Verfahren: Die systematischen und statistischen Fehler von Korrelationen und Tabellen physikalischer Zusammenhänge sind im Rahmen einer Unsicherheitsanalyse zu quantifizieren.
43	5.4.1.2	H i n w e i s : Durch Validation wird die Eignung der in einem Rechenprogramm verwendeten Modelle bestimmte Problemstellungen bzw. Phänomene in den relevanten Parameterbereichen beschreiben zu können, nachgewiesen.	Ergänzung „Hinweis“	Ergänzungsvorschlag: Validierung ist ein Prozess, in dem ein Vergleich von Ergebnissen von Rechenprogrammen mit experimentellen Messergebnissen durchgeführt wird. Experimente, die bereits für die Entwicklung der Rechenmodelle verwendet wurden, sollten für die Validierung nicht herangezogen werden. Ein Rechenmodell kann nicht als validiert bezeichnet werden, solange nicht in einer ausreichenden Zahl von Tests eine akzeptable Übereinstimmung für einen Bereich von Bedingungen demonstriert worden ist, in denen das Modell angewendet werden soll. (Der Begriff „akzeptable Übereinstimmung“ ist ein Expertenurteil und hängt ab von dem speziellen Problem oder von der zu beantwortenden Fragestellung).
44	5.4.1.2(1)	(1) Die Ergebnisse der Rechenprogramme müssen nachvollziehbar sein und möglichst mit den Ergeb-	Die Nennung von „Standardproblemen“ ist hier überflüssig, da	Streichung ...., Standardproblemen

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
		nissen von Experimenten, Anlagentransienten, Standardproblemen oder den Ergebnissen anderer Rechenprogramme verglichen worden sein. Bei dem Vergleich von mit realistischen oder „best estimate"-Rechenprogrammen erhaltenen Ergebnissen mit Experimenten sollen die Messwerte nicht abdeckend wiedergegeben werden, sondern möglichst mit deren Mittelwerten übereinstimmen.	direkt auf die experimentellen Daten zurückgegriffen werden sollte	
45	5.4.2	Bei der Erstellung von Modellierungen und Datensätzen für bestehende Einrichtungen und Anlagen sollten die Ist-Daten herangezogen werden. Die Datenunsicherheit ist möglichst gering zu halten. Die Unsicherheiten der Analyseergebnisse aufgrund der verbleibenden Datenunsicherheiten soll durch die Vorgehensweise bei der Auswahl der Ausgangs- und Randbedingungen abgedeckt werden. Bei den Daten, bei denen ein Toleranzband vorliegt, wird entweder der für die jeweilige Analyse konservative Wert angenommen oder, falls eine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wird, das Toleranzband verwendet.	um Anforderungen an die Qualitätssicherung von Eingabedatensätzen	Ergänzungsvorschlag: Der jeweilige Eingabedatensatz für das Analyse-Rechenprogramm muss qualitätsgesichert sein.
46	5.4.3(1)	Unsicherheiten (1) Die verbleibende Unsicherheit der Analyseergebnisse ist insbesondere für die realitätsnahen Rechnungen möglichst zu bestimmen. Für konservative Analysen sind die Unsicherheiten einschließlich der Modellunsicherheiten durch die Wahl ausreichend begründeter konservativer Anfangs- und Randbedingungen abzudecken.	Neustrukturierung des Abschnittes 5.4.3 5.4.3 Anlagenzustand 5.4.4 Unsicherheiten	5.4.3 Anlagenzustand Mittels Sensitivitätsanalysen ist der ungünstigste Einzelfehler, der ungünstigste Ausfall aufgrund von Instandhaltung, bei der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen zusätzlich die ungünstigste Bruchgröße und Bruchlage sowie der ungünstigste Kernzustand im Hinblick auf die gespeicherte Energie und die Leistungsverteilung zu bestimmen (siehe Abschnitt 4.3.1).
47	5.4.3(2)	(2) Mittels Sensitivitätsanalysen ist der ungünstigste Einzelfehler, der ungünstigste Ausfall aufgrund von Instandhaltung, bei der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen zusätzlich die ungünstigste Bruchgröße und Bruchlage sowie der ungünstigste Kernzustand im Hinblick auf die gespeicherte Energie und die Leistungsverteilung zu.		
48	5.4.3(3)	(3) Durch Vergleich der Ergebnisse aus Nachrechnungen von relevanten Experimenten oder Anlagentransienten kann die Unsicherheit der Analyseergebnisse aufgrund von Modell- und Datenunsicherheit bestimmt werden.		

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
49	5.4.3(4)	(4) Alternativ kann die Unsicherheit der Ergebnisse über eine Unsicherheitsanalyse bestimmt werden. Diese ist konsequent von den Eingangsdaten, Randbedingungen und Modellen bis hin zu den Ergebnissen durchzuführen. Dazu wird für einen Eingangsparameter kein Einzelwert, sondern eine Verteilung verwendet, die den Kenntnisstand zu dem jeweiligen Parameter ausdrückt. Abhängig von der Verteilung der Eingangsparameter ergibt sich eine entsprechende Ergebnisdarstellung, mit der die Auswirkung sämtlicher einbezogener Eingangsparameter auf die Unschärfe des Rechenergebnisses quantifiziert wird.		
50	5.4.3(5)	(5) Für die Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren sind statistische Verfahren anzuwenden. Damit ist zu zeigen, dass die Nachweiskriterien mit mindestens 95% Wahrscheinlichkeit nicht überschritten werden.		
51	5.4.3(6)	(6) Auf eine Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren bei realistischen Analysen kann verzichtet werden, wenn das Ergebnis unterhalb des Nachweiskriteriums, vermindert um den oberen Teil des 95%-Toleranzbandes des ungünstigsten Falles der betreffenden Ereignisklasse, liegt.		
52			Ergänzung um 5.4.4 – bessere Differenzierung zwischen konservativ und „best-estimate“	
53				5.4.4 Unsicherheiten 5.4.4.1 Konservatives Analyseverfahren Für konservative Analysen sind die Unsicherheiten einschließlich der Modellunsicherheiten durch die Wahl ausreichend begründeter konservativer Anfangs- und Randbedingungen sowie von Zuschlägen auf die Rechenergebnisse abzudecken. 5.4.4.2 „Best estimate“ Analyseverfahren (1) Für die realistischen („best estimate“) Rechnungen ist die verbleibende Unsicherheit der Analyseergebnisse anhand einer Unsicherheitsanalyse zu bestimmen. (2) Die Unsicherheit der Ergebnisse wird mittels einer Unsicherheitsanalyse bestimmt. Diese ist konsequent von den Eingangsdaten, Randbedingungen und Modellen bis hin zu den Ergebnissen durchzuführen. Dazu wird für einen Eingangsparameter kein Einzelwert, sondern eine Verteilung verwendet, die den Kenntnisstand zu

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
				dem jeweiligen Parameter ausdrückt. Abhängig von der Verteilung der Eingangsparameter ergibt sich eine entsprechende Ergebnisdarstellung, mit der die Auswirkung sämtlicher einbezogener Eingangsparameter auf die Unschärfe des Rechenergebnisses quantifiziert wird. (3) Durch Vergleich der Ergebnisse aus Nachrechnungen von relevanten Experimenten oder Anlagentransienten wird die Unsicherheit der Eingangsparameter aufgrund von Modell- und Datenunsicherheit bestimmt. (4) Für die Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren sind statistische Verfahren anzuwenden. Damit ist zu zeigen, dass die Nachweiskriterien mit mindestens 95% Wahrscheinlichkeit und 95% Vertrauensniveau nicht überschritten werden. (5) Auf eine Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren bei realistischen Analysen kann verzichtet werden, wenn das Ergebnis unterhalb des Nachweiskriteriums, sowie unterhalb des realistischen Rechenergebnisses, vermindert um den oberen Teil des 95%-Toleranzbandes des ungünstigsten Falles der betreffenden Ereignisklasse, liegt.
54			Ansatz zur sicherheitstechnischen Gesamtbewertung ist erforderlich (sh. Auch Kommentare aus der BR 6 Arbeitsgruppe)	Ergänzungsvorschlag für neuen Absatz 5.5: 5.5 Sicherheitstechnische Gesamtbewertung 5.5.1 Bewertung umfassender Sicherheitsüberprüfung (1) Mit der Gesamtbewertung ist das Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerks zu bewerten. (2) Mittels deterministischer Ansätze ist zu zeigen, dass die jeweils auf den einzelnen Sicherheitsebenen 1 bis 3 und 4a sowie 4b erforderlichen Sicherheitsanforderungen für Barrieren und Schutzmaßnahmen erfüllt sind. (3) Sicherheitsverbesserungen sind immer dann zu diskutieren, wenn die auf den einzelnen Sicherheitsebenen erforderlichen Sicherheitsanforderungen für Barrieren und Schutzmaßnahmen nicht erfüllt sind (4) Sicherheitsverbesserungen sind ebenfalls zu diskutieren, wenn die ermittelten Erwartungswerte für die Summenhäufigkeiten der Kern- und Anlagenschadenszustände auf eine unzureichende Zuverlässigkeit der Barrieren und Schutzmaßnahmen hinweisen. (5) Sicherheitsverbesserungen sollten auch dann diskutiert werden, wenn die Erwartungswerte der Summenhäufigkeiten der Kern- und Anlagen-

#	Ziffer gemäß KTA	Originaltext (betroffene Passage ggf. in fett)	Einwände bzw. Anmerkungen	Änderungsvorschläge (anstelle des fett markierten Textes)
				schadenszustände dominant durch einzelne Ereignisabläufe bestimmt werden.
55				5.5.2 Bewertung wesentlicher und anlassbezogener Änderungen (1) Mit der Bewertung wesentlicher und anlassbezogener Änderungen (nachfolgend Änderungen) ist der Einfluss von Änderungen auf das Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerks zu bewerten. (2) Es ist zu zeigen, dass die auf den einzelnen Sicherheitsebenen erforderlichen Sicherheitsanforderungen für Barrieren und Schutzmaßnahmen auch mit den Änderungen erfüllt sind. (3) Zusätzlich ist nachzuweisen, dass durch die Änderungen die Ereignisabläufe für Kern- und Anlagenschadenszustände nur so verändert werden, dass die in der letzten Gesamtbewertung ermittelten Erwartungswerte der Summenhäufigkeiten für Kern- und Anlagenschadenszustände nicht erhöht bzw. deren Aussagesicherheit eingeschränkt wird.
56	6.2(1)	(1) Durch Auslegung, Herstellung, Errichtung und Inbetriebsetzung ist höchste Qualität der technischen Einrichtungen sicherzustellen. Mit den betriebsbegleitenden Maßnahmen, beschrieben in Kapitel 6.5, ist dafür zu sorgen, dass diese Qualität erhalten bleibt. Die Anforderungen an die Zuverlässigkeit von technischen Einrichtungen und Maßnahmen ist abhängig von den jeweils zu betrachtenden Sicherheitsebenen.	Anforderungen an Barrierefunktionen sind nicht explizit angegeben	Ergänzungsvorschlag: Zuverlässigkeitsanforderungen an passive Komponenten sind in Basisregel 3 dargestellt
57	6.2.1(1)	Die Prüfung der Einhaltung der Zuverlässigkeitsanforderungen erfolgt durch die Erfassung und Auswertung repräsentativer Merkmale der Qualität in der Betriebserfahrung. Dabei ist zu prüfen, ob Grenzen der Auslegung erreicht oder festgelegte Sicherheitszustände unzulässig abgebaut werden. Weitere Ausführungen hierzu enthält Kapitel 6.1.2.1.	Korrektur	6.1.2.1 ändern in 5.1.2.1
58	6.3	Probabilistische Anforderungen (1) Die vorhandene Zuverlässigkeit der Gesamtheit der sicherheitstechnischen Schutzmaßnahmen wird quantitativ durch probabilistische Zahlenwerte für das vorhandene Sicherheitsniveau bestimmt. Die zu erreichenden Zielwerte für ein Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerkes, das die deterministischen Zuverlässigkeitsanforderungen erfüllt, sind in Kapitel 5.2.5 erläutert.	Quantitative Zahlenwerte für ein zu erreichendes Sicherheitsniveau existieren in Deutschland nicht	Vorschlag: streichen

2.9 Vereinigung Großkraftwerksbetreiber (VGB PowerTech e.V.)

2.9.1 Allgemeines

KTA - 2000

Fraktionsumlauf der KTA-Basisregeln Nr. 1, 2, 3, 4, 5, 6 und 7

Stellungnahme der Betreiber

Einleitend möchten die Betreiber feststellen, dass die vorliegenden Basisregeln unter Berücksichtigung unserer Änderungsvorschläge eine gute Basis für weitere Diskussionen darstellen, um das Vorhaben „KTA-2000“ zu einem erfolgreichen Abschluss zu führen.

Die detaillierte Stellungnahme und Änderungsvorschläge der Betreiber sind in den beiliegenden Anlagen (Anlage 1-6) enthalten. Einige allgemeine Anmerkungen vorab:

Unsere Vorschläge beruhen auf der Basis der KTA-Sicherheitsgrundlagen vom 18.12.2002.

Die Fülle unserer fachlichen Anmerkungen (s. Anlagen) belegen, dass die Basisregeln 1-7 noch nicht verabschiedungsreif sind, so dass der Fraktionsumlauf verfrüht angesetzt wurde. Der vorliegende Stand kann allerdings als Basis für eine weitere Bearbeitung und Qualitätssicherung dienen. Konstruktive Vorschläge hierfür sind in den Anlagen enthalten.

Bei der Durchsicht der Basisregeln war festzustellen, dass die Basisregeln untereinander nicht vollständig abgeglichen sind und redundante oder nicht deckungsgleiche Forderungen enthalten. Zusätzlich sollten einzelne Abschnitte in andere Basisregeln integriert werden.

Der Detaillierungsgrad der Basisregeln ist in sich und untereinander unterschiedlich. Teilweise sind Regelungen getroffen, die immer noch zu baureihenspezifisch sind und damit den Intentionen der Basisregeln zuwiderlaufen.

Anzumerken ist auch, dass die Begriffe in den einzelnen Basisregeln nicht einheitlich verwendet werden. Es mangelt durchgehend an Begriffsdefinitionen. In der Leittechnik z. B. orientieren sich die Begriffe zum Teil an neueren Anlagen und sind nicht generell anwendbar. Darüber hinaus fehlt in der Basisregel 6 der Inhalt des Kapitels „Begriffe“ vollständig. Ohne klare, eindeutige und für alle Regeln einheitliche Begriffsbestimmungen ist die Anwendung der Basisregeln mit zu großen Unsicherheiten behaftet. Unsere Stellungnahme beruht auf unserem Verständnis der Begriffsbestimmungen und muss daher bei später vorliegenden, anderslautenden Begriffsbestimmungen ggf. überprüft werden. Vorgeschlagen wird, dass eine übergeordnete Begriffssammlung für sämtliche Basisregeln erstellt und diese den Basisregeln als Anhang beigefügt wird.

Festzuhalten ist, dass bei Beginn des Projektes „KTA-2000“ der Neubau von Kernkraftwerken nicht ausgeschlossen war. Insofern war es sinnvoll, Anforderungen an die Auslegung von Systemen oder Anlagen und ihre Gestaltung aufzustellen (siehe insbesondere Basisregel 5). Heute gilt, dass keine neuen Anlagen gebaut werden dürfen und die Auslegung und Gestaltung der Anlagen abgeschlossen ist. Eine Prüfung hinsichtlich der Auslegungsanforderungen ist daher

nur bei Änderungen der Anlage - insoweit die Anlagenteile von der Änderung betroffen sind – sinnvoll. Dies kommt nicht deutlich zum Ausdruck.

Trotz der zahlreichen in den Anhängen dargestellten Vorschläge können diese angesichts der zur Verfügung stehenden Zeit sicherlich nicht vollständig sein. Es bedarf weiterer Beratungen in den Arbeitsgremien der verschiedenen Basisregeln, um das Vorhaben KTA 2000 mit der gebotenen Sorgfalt abzuschließen. Es ist davon auszugehen, dass andere Fraktionen weitere, über unsere Vorschläge hinausgehende oder nicht zu unseren Vorschlägen kompatible Änderungen machen.

Insgesamt möchten wir deshalb unsere Änderungsvorschläge unter folgende Vorbehalte stellen:

1. Unveränderte Sicherheitsgrundlagen
2. Begriffsbestimmungen, die mit unseren Vorschlägen kompatibel sind
3. Keine gravierenden Änderungen an anderer Stelle

Anlagen

1. Anmerkungen BR 1
2. Anmerkungen BR 2
3. Anmerkungen BR 3
4. Anmerkungen BR 4
5. Anmerkungen BR 5
6. Anmerkungen BR 6
7. Anmerkungen BR 7

2.9.2 Anmerkungen zum Regeltext

Basisregel 6	Begründung
1 Anwendungsbereich (1) Diese Regel ist bei der Erstellung von Nachweisen im Rahmen der Durchführung von Sicherheitsbewertungen bei Kernkraftwerken anzuwenden. Sie ist auch bei der Prüfung der Einhaltung von Anforderungen an die Zuverlässigkeit technischer Ausführungen von Sicherheits- und Barrierefunktionen zugrunde zu legen.	
Die Regel stellt alle Elemente der Nachweisführung einer umfassenden Sicherheitsbewertung dar. Es kommt dabei auf den Anlass der Sicherheitsbewertung im Einzelfall an, ob die Gesamtheit dieser Elemente oder nur einzelne herangezogen werden.	In der jetzigen Fassung könnte man aus der Regel ableiten, dass bei jedem der drei im Folgenden aufgezählten Anlässe eine volle Nachweisführung erforderlich ist. Das ist aber oft, vor allem bei anlaß- und ereignisbezogenen Bewertungen nicht der Fall. Da man in einer Basisregel nicht alle Anwendungsfälle erschöpfend regeln kann, ist es besser, an dieser Stelle überhaupt keine Aussage zu machen.
~~Sicherheitsbewertungen können erforderlich werden~~Hinsichtlich des Anlasses einer Sicherheitsbewertung kann unterschieden werden zwischen a)~~bei technischen Veränderungen (z.B. Um- oder Nachrüstungen) oder Maßnahmen (z.B. Änderungen von Prüfzyklen oder Prozeduren), die nennenswerte Auswirkungen~~	Die Formulierung in der BR6 soll an die Formulierung in

~~auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben (im folgenden Änderungen genannt).~~ ~~b)bei Einzelbewertungen aufgrund von Anlässen (anlassbezogene Bewertung) mit sicherheitstechnischer Bedeutung (im folgenden Einzelbewertungen genannt) und~~ ~~ei umfassenden Sicherheitsüberprüfungen.~~ a) wesentlichen Änderungen an Anlagen oder ihrem Betriebs, b) umfassenden Sicherheitsüberprüfungen, c) anlass-/ereignisbezogenen Bewertungen (1a) Die Anforderungen an eine Sicherheitsüberprüfung gem. § 19a AtG sind in den Leitfäden des BMU zur Durchführung von PeriodischenSicherheitsüberprüfungen (PSÜ) festgelegt. Diese Regel ist nur dann ergänzend und je nach Erforderlichkeit im Einzelfall anzuwenden, soweit die Leitfäden hierfür Spielraum lassen.	den Sicherheitsgrundlagen (Abschnitt 5.7) angepasst werden. Die Leitfäden gehen als Spezialregelung vor.
(2) Grundsätzlich haben die in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren verwendeten Analysen Gültigkeit. Neue Analysen sind ~~in der Regel~~ nur dann notwendig, wenn begründete Zweifel an der Aussagensicherheit vorhandener Nachweise bestehen.	Die Einschränkung in der Regel kann entfallen, da es keinen anderen Grund für die Notwendigkeit zur Durchführung neuer Analysen gibt
2. Begriffe Wesentliche Änderungen sind Änderungen nach §7 AtG. Unter einer umfassenden Sicherheitsüberprüfung wird eine periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) verstanden Gefährdungszustand Kernschadenszustand Anlagen-Schadenszustand	Der Abschnitt 2 des vorgelegten Entwurf der BR6 hat keinen Inhalt. Dieses zeigt beispielhaft, dass die BR6 unfertig in den Fraktionsumlauf gegeben wurde. In diesen Abschnitt müssen die Begriffe aufgenommen werden, die im weiteren Verlauf verwendet werden und deren Definition für das Verständnis der Regel notwendig ist. Ohne diese Begriffsdefinitionen ist die BR6 nicht eindeutig zu verstehen. U.a. sind die eingefügten Begriffe mit den angegebenen Definitionen in die BR6 aufzunehmen..
3. Anforderungen an Sicherheitsbewertungen 3.1 Einleitung (1) zu :Definition der Sicherheitsebenen	Die Definition der Sicherheitsebenen sollte konsistent zu den KTA-Sicherheitsgrundlagen formuliert werden.
(4) Grundlage für die Sicherheitsbewertung bilden deterministische Anforderungen und Methoden. Dabei wird überprüftund bewertet, ob deterministische Sicherheitskriterien (ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen) für die verschiedenen Anlagenzustände unter festgelegten Voraussetzungen eingehalten werden. ~~Den Unsicherheiten dieser Methodik wird durch ausreichende Sicherheitsmargen Rechnung getragen. Deterministische Analysen können auch auf best-estimate Betrachtungen aufbauen.~~. Weitere Angaben hierzuenthält Kapitel 5.4.	In Kap. 5.4 werden die Themen Unsicherheiten und Bestestimate Analysen beschrieben, so dass diese Dopplung entfallen kann.
(5) Zusätzlich sind probabilistische Methoden bei Sicherheitsbewertungen nach Kap. 1 (1)a) und (1)b entsprechend Kap. 5.2.2 ~~nach Stand von Wissenschaft und Technik~~ heranzuziehen Ziel der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) ist es, ergänzend zur deterministischen Nachweisführung die für die Anlagensicherheit bestimmenden Einflüsse aus System- und Anlagentechnik, Betriebsführung und	Probabilistische Analysen zur Bewertung von Ereignissen sind nicht notwendig. In Kap. 5.2.2 sind die Anforderung an die Probabilistik beschrieben.

Betriebserfahrung in einem systematischen und auf wahrscheinlichkeitstheoretischen Grundlagen beruhenden Ansatz zusammenfassend zu bewerten. Dabei handelt es sich insbesondere um die technische Ausführung der System- und Anlagentechnik ~~bzw. Umsetzung der organisatorischen Maßnahmen~~ und die Betriebsbewährung der Barrieren sowie die zu deren Schutz auf den jeweiligen Sicherheitsebenen erforderlichen Schutzmaßnahmen~~. Weiterhin werden die Unsicherheiten quantitativ ermittelt Weitere Erläuterungen enthält Kapitel 5.2~~ Durch probabilisistische Analysen und auf Grund von Betriebserfahrungen kann die Dringlichkeit und Notwendigkeit von Maßnahmen bei schutzzielorientierten Defiziten ermittelt werden.	Die organisatorischen Maßnahmen werden in der PSA nichtabgebildet. Diese Sätze können mit dem o.a. verweis auf Kap. 5.2.2 entfallen. Auftrag des UA-PG auf der 13. Sitzung (siehe KTA-Sicherheitsgrundlagen)
(8) Werden Ergebnisse der PSA zu einem späteren Zeitpunkt zur Sicherheitsbewertung verwendet, so ist nachzuweisen, dass sich die für die PSA relevanten Sachverhalte gegenüber dem Zustand, der der PSA zugrundegelegt wurde nicht wesentlich verändert haben. Hat sich der Anlagenzustand wesentlich verändert oder liegen wesentliche neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung oder aus Sicherheitsanalysen vor (z.B. zur Zuverlässigkeit von Komponenten oder zur Wirksamkeit von Komponenten- und ~~Systemen~~Systemfunktionen), so ist der Einfluss der Änderungen bzw. der neuen Erkenntnisse auf die quantitativen (und qualitativen) Ergebnisse der PSA abzuschätzen. Ist eine verlässliche Abschätzung nicht möglich, so ist eine Aktualisierung der PSA zumindest in den von den Änderungen oder den neuen Erkenntnissen betroffenen Teilen erforderlich	Zur Beurteilung der Zuverlässigkeit ist die Funktion der Komponenten bzw. Systeme zu beurteilen.
(9) Im Ergebnis von Sicherheitsbewertungen ist nachzuweisen, dass die jeweiligen ausführungsunabhängigen Sicherheitsanforderungen erfüllt sind. Weiterhin ist zu zeigen, dass Barrieren und erforderliche Schutzmaßnahmen so zuverlässig ausgebildet sind und zu probabilistischen Kenngrößen für Kernschadenszustände~~- und Freisetzungszustände~~ führen, dass es äußerst unwahrscheinlich ist, dass diese auftreten ~~und massive Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von Kernschmelzunfällen praktisch ausgeschlossen sind.~~	Zum Nachweis eines ausreichenden Sicherheitsniveaus einer Anlage genügt es die Eintrittswahrscheinlichkeit für Kernschadenszustände zu begrenzen.
(10) Notwendigkeit und Dringlichkeit von sicherheitstechnischen Verbesserungen sind immer dann zu bewerten, wenn ausführungsunabhängige Sicherheitsanforderungen nicht erfüllt sind und wenn die probabilistischen Kenngrößen für Kernschadenszustände~~- und Freisetzungszustände~~ auf eine unzureichende Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen hinweisen.	Es ist ausreichend, die Notwendigkeit von sicherheitstechnischen Verbesserungen aus den Kenngrößen für die Kernschadenszustände abzuleiten.
3.2 Sicherheitstechnische Zielsetzungen (1) Das Gestaffelte Sicherheitskonzept ist grundsätzlich präventiv ausgerichtet. Dazu müssen die Schutzmaßnahmen auf der jeweiligen Sicherheitsebene so ausgebildet sein, dass die Notwendigkeit einer Inanspruchnahme der nächsten Sicherheitsebene zum Abfangen und Überführen nichtbeherrschter Ereignisabläufe in sichere Zustände mit der Zahl der Sicherheitsebenen immer unwahrscheinlicher wird	Der Abschnitt ist unverständlich formuliert.

(2) Technische und radiologische Zielsetzungen, bezogen auf die Sicherheitsebenen im Gestaffelten Sicherheitskonzept sind: a) Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) aa) technisch: Vermeidung von Betriebsstörungen, ab) radiologisch: Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung (§ 6 StrSchV) sowie Begrenzung der Strahlenexposition ~~Einhaltung von Richtwerten für Ableitung rad. Stoffe~~ (§47~~(1)(2)~~StrSchV) b) Sicherheitsebene 2 (anomaler Betrieb) ba) technisch: Beherrschung von Betriebsstörungen, bb) radiologisch: Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung (§6 StrSchV) sowie Begrenzung der Strahlenexposition (§47StrSchV) ~~Begrenzung von Ableitungen (Begrenzung der Strahlenexposition nach § 47 StrlSchV), Minimierung nach § 6(2) StrlSchV~~	Die radiologischen Zielsetzungen entsprechend StrSchV in den Sicherheitsebenen 1 und 2 sind nicht korrekt benannt.
(3) Die Nachweise über das Erreichen der Nachweiskriterien zur Erfüllung der Schutzziele ~~Sicherheitsziele~~ sind grundsätzlich auf der Grundlage deterministischer Sicherheitsbewertungsmethoden zu führen. Probabilistische Methoden dürfen zur Nachweisführung herangezogen werden. ~~sind zusätzlich zur Deterministik heranzuziehen.~~	Auf der Sicherheitsebene 4 soll die Einhaltung von Schutzzielen nachgewiesen werden, dabei ist es zulässig auch probabilistische Methoden einzusetzen. Es entspräche einer Erhöhung der sichertechnischen Anforderungen diesen Nachweis deterministisch und probabilistisch zu führen.
4 Systematik der deterministischen Sicherheitsbewertungen	Dieses Kapitel beschäftigt sich lediglich mit deterministischen Sicherheitsbewertungen
(2) Die Schutzziele gelten als erreicht, wenn die Einhaltung der in den Basisregeln festgelegten Schutzzielanforderungen auf den jeweiligen Sicherheitsebenen nachgewiesen ist. Bei Nachweis der Einhaltung der zugeordneten KTA-Fachregeln kann grundsätzlich davon ausgegangen werden, dass das jeweilige Schutzziel erreicht ist. Bei Heranziehung anderer als den zugeordneten KTA-Fachregeln ist der Nachweis entweder durch das Erreichen der Schutzziele nach KTA-Basisregeln zu führen oder es ist nachzuweisen, dass die gewählte technische Ausführung den Anforderungen der zugeordneten KTA-Fachregel entspricht. Weiteres zur sicherheitstechnischen Gesamtbewertung enthält Kapitel 5.5.	Das Kapitel „Sicherheitstechnische Gesamtbewertung“,angegeben als Kap. 5.5, fehlt.
4.2 Systematik der Sicherheitsebenenzuordnung ~~(1)Mit der folgenden Systematik sind alle Ereignisse, die bei Auslegung und Betrieb zu betrachten sind, einheitlich in die richtige Sicherheitsebene einzuordnen.~~	(1) ist kein Regeltext und kann entfallen.
~~(2)~~(1) Die Zuordnung von Ereignissen zu Sicherheitsebenen ~~beruht generell auf der abgeschätzten Eintrittshäufigkeit der jeweiligen Ereignisse. Sie~~ erfolgt in der Praxis auf zwei Wegen: a) durch Verwendung des festgelegten Ereignisspektrums gemäß Anhang B b) durch Zuordnung entsprechend der spezifisch abgeschätzten Eintrittshäufigkeit	Da (1) entfällt neue Zuordnung. Die Zuordnung der Ereignisse erfolgt nicht wie im Text beschrieben anhand der abgeschätzten Eintrittshäufigkeit, sondern anhand der in Anhang B vorliegenden Liste. Diese spiegelt den Stand des derzeitigen Regelwerks wieder. Eine probabilistische Bewertung der Ereignisse bei der Entstehung der Liste erfolgte nicht. Die Zuordnung entsprechend der abgeschätzten Häufigkeit erfolgt nur für nicht in dieser Liste befindliche Ereignisse.

~~(3)~~(2) Die nach 4.3.1 anzunehmenden Ausfallannahmen wer den bei der Klassifizierung nicht berücksichtigt~~dabei nicht probabilistisch bewertet~~. Weitergehende An nahmen fließen jedoch in die probabilistische Abschätzung der Häufigkeit des Ereignisablaufes ein und sind bei der Si cherheitsebenenzuordnung zu berücksichtigen.	Da (1) entfällt neue Zuordnung. Die Ausfallannahmen werden zwar probabilistisch bewertet, aber trotzdem bei der Einstufung nicht berücksichtigt.
~~(4)~~ (3) Weitergehende Annahmen können z.B. zusätzliche Ausfälle bei den Gegenmaßnahmen oder weitere angenommene Störungen während des Ereignisablaufes betreffen oder weitere Konservativitäten bei der Festlegung des Ausgangszustande sein. Dabei ist es auch möglich, dass zusätzliche konservative Annahmen bei der Nachweisführung die Wahrscheinlichkeit eines Ereignisablaufs so weit verringern können, das eine Zuordnung zu einer anderen Sicherheitsebene folgt.	Da (1) entfällt neue Zuordnung. Es ist in diesem Abschnitt keine Grenze angegeben bis zu welcher Wahrscheinlichkeit Ereignisse mit zusätzlichen Annahmen zu betrachten sind. Dieses ist in der Praxis nicht handhabbar.
~~(5)~~(4)Als abdeckendes (festgelegtes) Ereignisspektrum für eine umfassende Sicherheitsbewertung ist eine Liste repräsentativer Ereignisse (Anhang B) für alle Sicherheitsebenen anzuwenden. Diese Ereignisse sind in ihren Anforderungen an Sicherheits und Systemfunktionen abdeckend für alle bisher betrachteten Ereignisse. Im Rahmen der Anforderungen an Ereignisanalysen werden diesen Ereignissen anzusetzende Ausfallannahmen für die Analyse zugeordnet (siehe 4.3). Mit diesen Festlegungen sind die ebenenbezogenen Nachweise durchzuführen und die zugehörigen Schutzzielkriterien einzuhalten.	Da (1) entfällt neue Zuordnung. Der Querverweis auf den Anhang B sollte zum besseren Verständnis eingefügt werden.
~~(8)~~(7)Vorsorgemaßnahmen sind Maßnahmen, die der Verhinderung eines Störfalles dienen bzw. zur Reduzierung dessen Eintrittshäufigkeit beitragen. Hierzu zählen sicherheitstechnisch bewertbare Maßnahmen wie physikalische Phänomene, konstruktive Lösungen sowie administrative Regelungen oder Kombinationen dieser Maßnahmen. Anzuwendende Vorsorgemaßnahmen sind in der Störfall-Leitlinie angegeben.Grundsätzlich können sicherheitstechnisch bewertbare Vorsorgemaßnahmen, gegebenenfalls in Ergänzung zu den zu unterstellenden Anfangs- und Randbedingungen, in die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von auslösenden Ereignissen einbezogen werden. Durch diese Maßnahmen kann die Eintrittshäufigkeit eines Ereignisses so gering werden, dass eine Zuordnung in die nächst höhere Sicherheitsebene möglich ist oder das Ereignis praktisch ausgeschlossen werden kann.	Da (1) entfällt neue Zuordnung. Es fehlt ein Abschneidekriteium bis zu dem Ereignisse zu betrachten sind. Die Regel ist damit nicht handhabbar.
4.3.1 System- und Ereignisablaufanalysen b) Sicherheitsebene 1 und 2 be) Die Nachzerfallsleistung wird mit konservativen Zuschlägen (1σ) angesetzt.	Nachweisziel der Sicherheitsebene 2 ist,zu zeigen, dass die vorgesehenen Maßnahmen ausreichend wirksam sind, um den zu betrachtenden Fall in der Sicherheitsebene 2 zu halten. Die Nachzerfallsleistung ist deshalb ohne Zuschläge anzusetzen.
bg) Von Hand auszulösende Schutzmaßnahmen sollen nicht vor Ablauf einer angemessenen Zeit erforderlich sein. Grundsätzlich gilt hier ein Zeitraum von 30 Minuten als angemessen. ~~Als Richtzeit gilt hier ein Zeitraum von 30 Minu~~	Vereinfachung der Formulierung. Begriff Richtzeit kann entfallen.

~~ten.~~	
Sicherheitsebene 3 ca) Der Nachweis der Störfallbeherrschung erfolgt für dieAnlagenauslegung ausschließlich mit Sicherheitsfunktionen. Im Falle der Verwendung von Systemfunktionen vor- oder nachgelagerter Sicherheitsebenen sind immer die Anforderungen an Sicherheitsfunktionen der Ebene 3 zu erfüllen.	Verdeutlichung
cc)Das Zuschalten von notstromgesicherten Aggregaten erfolgt falls erforderlich entsprechend dem Zuschaltprogramm beginnend nach der Auslösung der Turbinenschnellabschaltung	Der Notstromfall ist nicht für alle Störfälle zu unterstellen..
cf) Von Hand auszulösende Schutzmaßnahmen sollen nicht vor Ablauf einer angemessenen Zeit erforderlich sein~~. Als Richtzeit gilt hier ein Zeitraum von 30 Minuten.~~ Grundsätzlich gilt hier ein Zeitraum von 30 Minuten als angemessen.	Vereinfachung der Formulierung. Begriff Richtzeit kann entfallen.
d) Sicherheitsebene 4 dc) Es ist ~~kein Ausfall~~ keine Unverfügbarkeit von Komponenten oder Systemen/Teilsystemen durch Instandhaltung zu unterstellen	Unverfügbarkeit ist der präzisere Begriff.
dh) Handmaßnahmen können ~~während des gesamten Analysezeitraums in~~ nach realistischen Zeiträumen angesetzt werden.	Präzisierung der Formulierung
4.3.2 Weitere Analysen (2) Für Festigkeitsberechnungen sind statische und gegebenenfalls transiente Betriebslasten einzelfallabhängig so anzusetzen bzw. zu überlagern, dass der zu betrachtende Lastfall abdeckend analysiert wird.	Es ist nicht klar wie Störfalllasten anzusetzen sind.
(3) Die Festlegung der Anfangs- und Randbedingungen in anderen Analysenbereichen (z.B. Druckstoßanalysen, Containmentanalysen,...) erfolgt in der Weise, dass die ermittelten Ergebnisse ausreichend konservativ im Hinblick auf das zu untersuchende Nachweisziel sind. Entsprechende Festlegungen enthalten die jeweiligen Basisregeln.	Die anderen Basisregeln enthalten derzeit keine Festlegungen. Die entsprechenden Basisregeln sind deshalb diesbezüglich zu überarbeiten
5 Analysen und Methoden **5.1** Deterministische Ansätze 5.1.1 Einzuhaltende Sicherheitsanforderungen (3) Auf vorhandene Nachweise kann zurückgegriffen werden. Für neu durchzuführende Analysen sollten fortschrittliche validierte Rechenprogramme mit realistischen Anfangs- und Randbedingungen gemäß Kapitel 5.4 angewandt werden. ~~und gegebenenfalls erforderliche Unsicherheitsanalysen durchgeführt werden. Weitere Erläuterungen hierzu enthält Kapitel 5.4~~	Die Methodik muss in diesem Absatz nicht beschrieben werden. Der Verweis auf Kapitel 5.4 ist ausreichend. Dort ist geregelt wie Analysen mit realistischen Anfangs- und Randbedingungen durchzuführen sind.

(4) ~~Sofern für die Sicherheitsbewertung Daten erforderlich sind, die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens nicht vorgelegt worden sind oder deren Ermittlung nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht, sind neue Rechnungen über den Nachweis von Auslegungsannahmen oder neue Auslegungsrechnungen selbst durchzuführen.~~ Grundsätzlich haben die in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren verwendeten Daten Gültigkeit. Neue Daten sind nur dann notwendig, wenn begründete Zweifel an der Gültigkeit der Daten bestehen.	Mit der im Entwurf der BR6 gewählten Formulierung würde der genehmigte Anlagenzustand in Frage gestellt. Dieses ist nicht akzeptabel.
5.1.2 Vorgehen in den einzelnen Sicherheitsebenen bei der Sicherheitsbewertung **5.1.2.1** Sicherheitsebenen 1 und 2 b) Bei der Auswertung der Betriebserfahrung ist zu unterscheiden nach ba) technischen Erfahrungen bb) personell-organisatorischen Erfahrungen In beiden Kategorien ist die Entwicklung über die Betriebszeit zu beobachten. Aus der Art des Trends geeigneter Indikatoren sind Schlüsse auf sich abzeichnende Schwächen abzuleiten. Dabei muss die Bewertung immer auch eine Ursachenanalyse für festgestellte Trends umfassen. Zur Bewertung der Qualität der Einrichtungen und der Wirksamkeit von Maßnahmen sind gegebenenfalls folgende Indikatoren ~~maßgeblich~~zu betrachten:	Die eingefügte Formulierung berücksichtigt, dass die nachfolgende Aufzählung eine Aufzählung von Beispielen ist.
c) Werden in Auswertung der Trends bedeutsame Abweichungen festgestellt, ist zu überprüfen, ob Grenzen der Auslegung erreicht ~~oder festgelegte Sicherheitsabstände abgebaut~~ werden. Im Ergebnis der Bewertung können ~~zusätzliche Nachweise zu~~ Überprüfungen der Auslegungsannahmen nötig sein.	Die Einhaltung von Sicherheitsabständen zu Auslegungsgrenzen ist kann nicht Bestandteil des Regelwerks sein. Falls bedeutsame Abweichungen festgestellt wurden, sollten zunächst die Auslegungsannahmen geprüft werden.
(2) Sicherheitsbewertungen bei wesentlichen Änderungen an der Anlage oder bei wesentlichen Änderungen des Betriebes der Anlage a) Bei Änderungen ist unter Einbeziehung der Betriebserfahrung der Nachweis zu führen, dass bei den von der Änderung betroffenen Komponenten und Systemen die schutzzielorientierten Anforderungen der relevanten KTA-Basisregeln erfüllt sind. Dies ist auch bei der Erstellung der zugehörigen Betriebsvorschriften zu beachten. Bei diesbezüglichen Sicherheitsbewertungen sind grundsätzlich die der ursprünglichen Auslegung zugrunde liegenden Anforderungen in die sicherheitstechnische Bewertung ~~einzubeziehen,~~zu berücksichtigen die aber durch vorhandene Betriebserfahrungen zu ergänzen sind.	Sicherheitsbewertungen sind nur bei wesentlichen Änderungen der Anlage oder des Anlagenbetriebes durchzuführen. Präzisierung
b) Bei der Nachweisführung ~~können~~ dürfen auch fallbezogen ingenieurmäßige Bewertungen einbezogen werden (siehe 5.3~~). Bei Anwendung von Methoden der ingenieurmäßigen Übertragbarkeit ist jedoch immer zu prüfen, ob durch Unsicherheiten Grenzen der Auslegung erreicht. oder Sicherheitsabstände unzulässig abgebaut werden könnten.~~ **5.1.2.2** Sicherheitsebene 3 (1) Auf der Sicherheitsebene 3 ist die Beherrschung vonStörfällen nach Maßgabe der in den KTA Basisregeln festgelegten Anforderungen nachzuweisen (Anhang C).	Präzisierung Für die ingenieurmäßige Nachweisführung gelten die gleichen Grundsätze wie für andere Verfahren

~~(2)Zusätzlich sind Annahmen für Einzelnachweise für ausgewählte abdeckende Ereignisabläufe, Ereignisse oder Ereigniskombinationen zu betrachten . Angaben zu den Einzelnachweisen sind in Anhang D zusammengestellt.~~ ~~(2)~~	Die Ereignisse für Einzelnachweise sind in ein eigenes Kapitel 5.1.2.4 aufzunehmen.
(3) System- und Störfallanalysen sind grundsätzlich für alle Anlässe nach Kapitel 2 erforderlich. Der Nachweis der Störfallbeherrschung erfolgt durch die Analyse der für das Erreichen der Schutzziele erforderlichen Barriere- und Sicherheitsfunktionen und der inhärenten Sicherheitseigenschaftenfür die jeweiligen Störfälle. Ergänzend kann zur Bewertung der Zuverlässigkeit technischer Ausführungen von Barriere-und Sicherheitsfunktionen die Betriebserfahrung in Form von Trendanalysen geeigneter Indikatoren herangezogen werden.	Ein entsprechendes Kapitel ist nicht vorhanden.
(5) Bezogen auf die in Kapitel 2 angegebenen Anlässe sind durch deterministische Sicherheitsanalysen die Auslegungsstörfälle in folgendem Umfang zu analysieren: a) Bei umfassenden Sicherheitsüberprüfungen sind die ~~Auslegungsstörfälle~~ in Anhang B aufgeführten Ereignisse~~vollständig in den erforderlichen Analysen~~ zu ~~behandeln~~betrachten (siehe hierzu Kap. 1. (4)). Vergleichbare Ereignisse können durch die Untersuchung abdeckender Ereignisse behandelt werden. ~~Die zugrunde zu legenden Auslegungs-Störfälle sind in (generischen) Musterlisten für DWR und SWR aufgelistet (Anhang B)~~. Die in den Anhängen zusammengestellten ~~Störfälle~~ Ereignisse sind bei Erfordernis den jeweiligen anlagenspezifischen Gegebenheiten anzupassen.	Ein entsprechendes Kapitel fehlt. Es ist üblich bei Sicherheitsüberprüfungen Störfallgruppen zu bilden und aus den jeweiligen Gruppen den abdeckenden Fall zu untersuchen. Es gibt keinen Sicherheitsgewinn für die Anlagen wenn alle Störfälle untersucht werden.
5.1.2.3 Sicherheitsebene 4 (1) Auf der Sicherheitsebene 4 sind die im Anhang B aufge zählten auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände zu betrachten. (2) Die sicherheitstechnischen Zielsetzungen sind durch ~~Schutzmaßnahmen~~ Maßnahmen unter Nutzung der technischen Reserven der Anlagenauslegung zu erreichen. Die~~se erforderlichen Schutzmaßnahmen~~ umfassen	Auf der Sicherheitsebene 4 können alle vorhandenen Maßnahmen herangezogen werden.
(3) Der Nachweis, dass die Sicherheits- und Schutzziele erreicht werden, erfolgt durch die deterministische Sicherheitsbewertung. Er ~~kann~~ darf auch durch die Einhaltung probabilistischer Kenngrößen gemäß Kapitel 5.2 erbracht werden. Die Angemessenheit weiterer Notfallmaßnahmen ergibt sich durch die probabilistische Sicherheitsanalyse.	Präzisierung
(4) Die Eignung und Wirksamkeit der Schutzmaßnahmen zur Beherrschung bzw. Minderung der Auswirkungen auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe und Zustände ~~kann~~ darf repräsentativ typspezifisch oder nach Anlagengruppen ermittelt werden. Die Ergebnisse ~~können~~ dürfen unter Zugrundelegung der anlagenspezifischen Gegebenheiten mittels ingenieurtechnischer Methoden auf die jeweilige Anlage übertragen werden.	
(5) Der Nachweis über den Schutz von Gebäuden und Komponenten bei Notstandsfällen erfolgt ~~grundsätzlich~~ auf Basis spezifizierter Lastannahmen. Auf der Si-	Präzisierung

cherheitsebene 4a sind die Lastannahmen anlagenspezifisch festgelegt. ~~Dabei~~ Es sind ~~auch~~ Schutzmaßnahmen gegen die induzierten Erschütterungen von Einbauten und Komponenten zu berücksichtigen. Der Nachweis der Abtragbarkeit von Belastungen kann aber auch in Verbindung mit probabilistischen Untersuchungen erfolgen. Dabei ist eine ausreichend geringes Eintrittshäufigkeit~~Risiko~~ nachzuweisen. Der anlagenbezogene Nachweis der Einhaltung von Schutzzielen bei den Anlagenzuständen der Sicherheitseben 4b ~~kann~~ darf durch ingenieurtechnische Einschätzungen der relevanten Zustände und der dafür vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen erfolgen. Grundlage ingenieurtechnischer Einschätzungen sind repräsentative Analysen der für diese Sicherheitsebene relevanten Zustände.	Präzisierung für Ebene 4a Risiko ist der falsche Begriff. Es ist kein Kriterium für ausreichend gering angegeben. Präzisierung
5.1.2.4 Ereignisse für Einzelnachweise	Neues Kapitel für die Ereignisse, für die Einzelnachweise zu führen sind. Das Kapitel muss in der Arbeitsgruppe neu erstellt werden.
5.2 Probabilistische Bewertungen 5.2.1 ~~Anforderung an die~~Ziel der PSA (1) In Ergänzung zu deterministischen Methoden (Kap. 5.1) werden auch probabilistische Analysen zur Sicherheitsbewertung einer Anlage herangezogen.	Diese Kapitel beschreibt nicht die Anforderungen sondern das Ziel einer PSA.
(2) Mittels einer PSA im Rahmen umfassender Sicherheitsüberprüfungen (~~integrale~~ PSA) kann das Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerkes in einem systematischen Ansatz bewertet werden. Quantitative Informationen über das Sicherheitsniveau können ermittelt werden. Ziel der PSA ist, d~~D~~ie Ausgewogenheit der sicherheitstechnische Auslegung ~~ist~~ aufzuzeigen.	Der Begriff „integrale PSA“ wird nicht benötigt und kann durch PSA ersetzt werden. Präzisierung
(4) ~~Die Analysen sollen auf der Grundlage entsprechender Anforderungen an Daten und Methoden durchgeführt werden. Kapitel 5.2.4 gibt einen Überblick über die generellen Anforderungen an die Durchführung einer PSA.~~	Dieser Absatz kann entfallen, da die Anforderungen an die PSA in Kapitel 5.2.4 beschrieben werden.
5.2.2 ~~Umfang einer~~Stufen der PSA ~~H i n w e i s :~~ ~~Die PSA erfasst Maßnahmen zur Vermeidung, Beherrschung und Begrenzung der Auswirkungen von Ereignissen in der Anlage. Sie wird in zwei Stufen mit unterschiedlicher Reichweite durchgeführt.~~	In diesem Kapitel werden die beiden Stufen der PSA beschrieben, der Titel ist deshalb umzuformulieren. Der Hinweis kann entfallen, da die beiden Stufen in den Kapitel 5.2.2.1 und 5.2.2.2 beschrieben werden. Die Begriffe PSA-Stufe1/Stufe2 sollten in das Kapitel Begriffe aufgenommen werden.
5.2.2.1 PSA Stufe 1 (1) In der Stufe 1 der PSA werden zunächst die Häufigkeiten für Ereignisabläufe bestimmt, bei denen Kernschmelzen nur noch durch den Einsatz von präventiven Notfallmaßnahmen zu verhindern ist. ~~Die durch solche Ereignisabläufe verursachten Anlagenzustände werden als Systemschadenszustände bezeichnet.~~ Unter Berücksichtigung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und Reparaturmaßnahmen werden dann die Häufigkeiten von Kernschadenszuständen ermittelt.~~Zuständen ermittelt, die mit einem Kernschmelzen verbunden sind. Solche Zustände werden als Kernschadenszustände bezeichnet.~~	Begriffe sollten im Kapitel 2 Begriffe definiert werden, insbesondere der Begriff Systemschadenszustand. sollte in allen BR das Wort Gefährdungszustand verwendet werden. Kernschadenszustand sollte ebenfalls in Kapitel 2 definiert werden.
(2) In die PSA sind alle Zustände des Leistungs- sowie des	Der erste Satz ist ausreichend zur Beschreibung der in

Nichtleistungsbetriebs (NLB) der Anlage einzubeziehen~~; letzterer beinhaltet die Anlagenzustände~~: ~~a)Ab- und Anfahren der Anlage - im allgemeinen mit Erreichen/Verlassen des Zustandes unterkritisch heiß - und die verschiedenen Zustände des Stillstandes~~ ~~b)~~a) ~~abgefahrene Anlage~~ Weiterhin ist die Zuverlässigkeit der Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken zu untersuchen.	eine PSA einzubeziehenden Anlagenzustände.
5.2.2.2 PSA Stufe 2 Die in der PSA Stufe 2 zu betrachtenden Ereignisse ergeben sich aus den relevanten Ereignissen des Leistungsbetriebes der Stufe 1. Darüber hinausgehend ~~analysiert die~~wird in der PSA Stufe 2 das Verhalten der Rückhaltebarrieren und der Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von Kernschadensfällen analysiert und ~~bewertet~~ die Häufigkeit von Anlagen-Schadenszuständen ermittelt Es dürfen Ergebnisse von Referenzanalysen übertragen werden..	PSA Stufe 2 soll sich auf den Leistungsbetrieb beschränken. Mit Hilfe einer PSA der Stufe 2 werden nicht die Anlagen-Schadenszustände, sondern die Eintrittsäufigkeit dieser Zustände ermittelt. Der Begriff Anlagen-Schadenszustand ist in Kap. 2 zu definieren. Da die Ergebnisse einer PSA der Stufe 2 mit großen Unsicherheiten behaftet ist, ist es zulässig Referenzanalysen zu verwenden.
5.2.3 Anwendung (1) Bei wesentlichen Änderungen in der Anlage und desBetriebes sind die betroffenen Ereignisse und Sicherheitsfunktionen in der vorliegenden PSA der Stufe 1 ~~neu~~ zu bewerten. ~~Als Basis für die Bewertung kann auf die integrale PSA zurückgegriffen werden.~~	Wegen der großen Unsicherheiten in PSA der Stufe 2 ist es ausreichend, bei Anlagenänderungen die Auswirkungen auf die PSA Stufe 1 zu bewerten. Dieser Satz kann entfallen, da der Sachverhalt im vorhergehenden Satz schon geschildert wird.
(3) Für eine PSÜ ist eine PSA Stufe 1 heranzuziehen. Ergänzend dazu dürfen Ergebnisse einer PSA Stufe 2 genutzt werden.	Hier sollte noch einmal klargestellt werden, dass für eine PSÜ eine PSA der Stufe 1 ausreichend ist ~~.~~ so lautete auch dieVorlage des Arbeitsgremiums
5.2.4.1 Probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 1	
(4) Bei den Analysen zum Nicht-Leistungsbetrieb sind dessen Besonderheiten wie Weitgehendes Fehlen von automatischen Maßnahmen Umfangreiche Freischalt- und Instandhaltungsmaßnahmen, c) Einschränkungen in der Betriebsweise der Sicherheits systeme durch spezifische Vorgehensweisen bei der Durchführung einer PSA Rechnung zu tragen. Den verschiedenen Phasen des Nicht-Leistungsbetriebes sollte durch eine ~~entsprechende~~ geeignete Unterteilung Rechnung getragen werden.	Auch im Nichtleistungsbetrieb existieren automatische Maßnahmen; ebenso wie Freischaltungs- und Instandhaltungsmaßnahmen im Leistungsbetrieb existieren.
Im Rahmen der Systemanalyse sind mittels Fehlerbäumen die Unverfügbarkeiten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten der angeforderten Systemfunktion unter Berücksichtigung der Operatormaßnahmen und abhängiger ~~sowie einschließlich~~ gemeinsam verursachter Ausfälle (GVA) zu bestimmen. Für die Quantifizierung sind die Zuverlässigkeitskenngrößen	GVA sind eine Teilmenge der abhängigen Ausfälle.

der Komponenten und auch der Operatormaßnahmen erforderlich.	
5.2.4.2 Probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 2	
(2) Dazu sind zu bewerten: a) ~~auf deterministischer Basis~~ für repräsentative Ereignisabläufe soweit für die probabilistische Bewertung erforderlich: k) Thermohydraulische und -dynamische Zustände in der DFU, im SHB und ggf. in angrenzenden Räumen l) Strukturverhalten der DFU und des SHB für repräsentative Lastfälle m) Identifikation möglicher Freisetzungspfade aus der Anlage mit zeitlichem Rahmen und einfacher Klassifizierung der Auswirkung	Für eine PSA der Stufe 2 ist es ausreichend, repräsentative Ereignisabläufe zu untersuchen.
(3)Die Ereignisbaumanalyse zu repräsentativen Kernschadensszenarien hat die physikalischen Phänomene (z.B. Wasserstoffverbrennung), die Erkenntnisse aus der Strukturbewertung sowie systemtechnische Maßnahmen und zugehörige Wahrscheinlichkeiten zu integrieren und Anlagenschadenszustände zu ermitteln. Hierbei dürfen Expertenschätzungen einbezogen werden.	Expertenschätzungen sind für die Genauigkeitsanforderungen der PSA Stufe 2 ausreichend. Ohne diese Expertenschätzungen kann keine PSA Stufe 2 durchgeführt werden.
(4)Vergleichbare Anlagenschadenszustände sind zu Freisetzungskategorien zusammen zu fassen. Kriterien für die Differenzierung sind ~~zu erwartende Auswirkung und~~ Größe und Zeitpunkte der Freisetzung. Auch die kontrollierten Zustände sind auszuweisen.	Für die PSA der Stufe 2 ist nicht die Auswirkung relevant, sondern die Größe und der Zeitpunkt der Freisetzung.
(5)~~Zur~~ Für die Ergebnisbewertung sind die Unsicherheitensanalysen und Sensitivitäten auszuweisen. ~~sowie Importanz- und Sensitivitätsbetrachtungen durchzuführen und für die Freisetzungskategorien auszuweisen~~.	Für eine PSA der Stufe 2 ist der Aufwand für Importanz- und Sensitivitätsanalysen und diese dann auch noch für verschiedene Freisetzungskategorien auszuweisen nicht gerechtfertigt, da die Ungenauigkeiten sowieso entsprechend groß sind. Es ist ausreichend Unsicherheiten und Sensitivitäten auszuweisen.
(6) Als Ergebnis der PSA Stufe 2 sind die Häufigkeiten der definierten Freisetzungskategorien und zugehörigen ~~Importanz-, Sensitivitäts-~~ und Unsicherheiten und Sensitivitäten ~~sanalysen~~ zu diskutieren.	Eine PSA weist Häufigkeiten aus. Für eine PSA der Stufe 2 ist der Aufwand für Importanz- und Sensitivitätsanalysen nicht gerechtfertigt, da die Ungenauigkeiten sowieso entsprechend groß sind. . Es ist ausreichend Unsicherheiten und Sensitivitäten auszuweisen
5.2.5 Ergebnisbewertung **5.2.5.1** Ergebnisbewertung bei Sicherheitsbewertungen ~~(1)Probabilistische Analysen im Rahmen von Sicherheitsbewertungen dienen dazu, das durch die Gesamtheit sicherheitstechnischer Einrichtungen und Maßnahmen erreichte integrale Sicherheitsniveau quantitativ zu bewerten und Aussagen zur Ausgewogenheit der Sicherheitsauslegung zu machen. Dazu sind die Ergebnisse der PSA heranzuziehen.~~ ~~(1)~~	Der Absatz kann entfallen, da der Inhalt von (1) bereits in Kapitel 5.2.1 aufgeführt ist.
(1)~~(2)~~Für deutsche Anlagen vorliegende probabilistische Sicherheitsanalysen weisen für ~~den~~ interne Ereignisse im Leistungsbetrieb als Summenhäufigkeiten Erwartungswerte von ~~Kernschäden~~ Kernschadenszuständen um 10^{-5}/Jahr aus.~~Ergebnisse für den Nichtleistungsbetrieb liegen in der gleichen Größenordnung..~~ Diese Ergebnisse dienen als Orientierungsgröße ausschließlich für die Ergebnisbewertung von	Zur Analyse externer Ereignisse liegen zurzeit nur vereinzelte Ergebnisse vor. Für die meisten externen Ereignisse existieren auch keine geeigneten bzw. anerkannten Methoden. Soweit ihr Beitrag dennoch untersucht werden soll, wird es vielfach erforderlich sein, stark konservative Ansätze zu verwenden. Deshalb sind externe Ereignisse

probabilistischen Analysen des o.g. Ereignisumfangs. Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen sollten maximal im Bereich um eine Größenordnung oberhalb dieses Wertes liegen. Der Referenzwert für eine große, frühe Freisetzung soll um etwa eine Größenordnung unterhalb der Summenhäufigkeiten von Kernschäden liegen. Zur Bewertung der Aussagesicherheit der Summenhäufigkeit ist die Unsicherheitsanalyse der integralen PSA heranzuziehen. Das aus der statistischen Unsicherheitsanalyse resultierende 95%-Perzentil soll maximal in einer Bandbreite von etwa einer Größenordnung oberhalb des Erwartungswertes liegen.	aus der Bewertung anhand der Orientierungsgrößen auszunehmen. Der Satz kann entfallen, da in (3) steht, dass der Beitrag des Nichtleistungsbetriebs den Beitrag des Leistungsbetriebs nicht überschreiten sollte.
Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts wird aus einem Vergleich der summierten Ereignisablaufpfade einzelner ~~einleitender~~ auslösender Ereignisse mit den Summenhäufigkeiten von Systemschadens- - bzw. Kernschadenszuständen abgeleitet. Dabei ist anzustreben, dass eines oder wenige einleitende Ereignisse nicht numerisch dominant zur Summenhäufigkeit gemäß (2) beitragen. Als Referenzwert für vorliegende probabilistische Sicherheitsanalysen deutscher Anlagen wird praktiziert, dass a) die Summenhäufigkeit eines Ereignisablaufes weniger als 60% oder b) die Summenhäufigkeit zweier Ereignisabläufe weniger als 80% zur Summenhäufigkeit gemäß (~~2~~1) beitragen sollten. Der Beitrag des Nichtleistungsbetriebs zu Summenhäufigkeiten von Systemschadenszuständen~~- bzw. Kernschadenszuständen~~ sollte den Beitrag des Leistungsbetriebs nicht übersteigen. Ein weiteres Kriterium der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts ist, dass bei den Kernschadenszuständen der Beitrag von Szenarien mit weiterem Verlauf im Niederdruckbereich (ND-Szenarien) den Beitrag von Szenarien im Hochdruckbereich (HD-Szenarien) überwiegt. Diese beiden Kriterien verlieren ~~an~~ ihre Bedeutung, wenn probabilistische Sicherheitsanalysen Summenhäufigkeiten ausweisen, die um mehr als eine Größenordnung unterhalb des Orientierungswertes aus (~~2~~1) liegen.	. Da für den Nichtleistungsbetrieb nur eine PSA Stufe 1 gemacht werden soll, ist es ausreichend von Systemschadenszuständen zu sprechen.
5.2.5.2 Ergebnisbewertung bei wesentlichen Änderungen (1) Probabilistische Analysen können bei der sicherheitstechnischen Bewertung geplanter wesentlicher Änderungen hinzugezogen werden. ~~Unter wesentlichen Änderungen werden hier insbesondere technische Veränderungen (z. B. Um-oder Nachrüstungen) oder Maßnahmen (z. B. Änderung von Prüfzyklen oder Prozeduren) verstanden, die wesentliche Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben.~~	Der Begriff wesentliche Änderung wird erst hier erklärt, aber schon in vorangegangenen Kapiteln benutzt. Dieser Begriff muss in Kapitel 2 erklärt werden. Unter „wesentlich“ wird eine Änderung nach §7 AtG verstanden.
(2) Bei Anwendung probabilistischer Analysen zur Bewertung wesentlicher Änderungen sind die Ereignisablauf- und Fehlerbaummodelle der ~~integralen PSA~~vorliegenden PSA, ~~Level~~ Stufe 1, heranzuziehen.	Der Begriff integrale PSA existiert nicht.
(3) Die probabilistischen Analysen zielen hier auf die Bewertung der statistischen Unverfügbarkeit ~~und numerischen Bedeutung~~ der von einer wesentlichen Änderung betroffenen Sicherheitsfunktionen ab. Die Bewertung der ~~numerischen~~ Bedeutung von Sicherheitsfunktionen soll sich in der Regel an der Häufigkeit von ~~Systemschadenszuständen~~ Gefährdungszuständen orientieren.	Der Begriff numerische Bedeutung existiert nicht. Der Absatz sollte überarbeitet werden. Begriff

~~Es~~ Sofern ein nennenswerter Einfluss auf die Häufigkeit von Gefährdungszuständen zu erwarten ist, ist zu analysieren, a) welche Sicherheitsfunktionen von der Änderung betroffen sind, b) wie sich die jeweilige statistische Unverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion durch die Änderung ~~numerisch~~ quantitativ verändert. Dazu sind die betroffenen Ereignis- und Fehlerbaummodelle ~~so zu überarbeiten und neu zu quantifizieren, dass ein Ergebnisvergleich der Sicherheitsfunktionen vor und nach der Änderung möglich wird~~entsprechend der Änderung zu überarbeiten..	Es ist nur sinnvoll die unter a) und b) genannten Tätigkeiten durchzuführen, wenn auch ein nennenswerter Einfluss erwartet wird. Der Ergebnisvergleich Vorher-Nachher kann nur durchgeführt werden, wenn der Zustand Vorher auch in der PSA modelliert wurde. Es ist nicht nachträglich der Zustand „Vorher“ zu modellieren. Dieses insbesondere dann nicht, wenn die durchgeführten Änderungen keinen nennenswerten Einfluss auf die PSA haben.
(4) Durch wesentliche Änderungen sollten sich die statistischen Unverfügbarkeiten der betroffenen Sicherheitsfunktionen grundsätzlich nicht erhöhen. Folgende Ausnahmen sind ~~in gestaffelter Form~~ zulässig: a) Eine sich durch eine wesentliche Änderung ergebende erhöhte Unverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen kann durch die probabilistisch nachweisbare Verbesserung anderer Sicherheitsfunktionen so kompensiert werden, dass die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen nicht erhöht wird.	Die Kompensation muss auch zulässig sein, wenn dadurch die Eintrittshäufigkeit für das Ereignis sinkt.
b) ~~Wenn die probabilistische Kompensation gemäß a) nicht nachweisbar ist, sind~~ erhöhte Unverfügbarkeiten von Sicherheitsfunktionen sind dann zulässig, wenn die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen nur so erhöht wird, dass der vor der Änderung vorliegende Häufigkeitsbereich des Sicherheitsniveaus quasi nicht verlassen wird. Der maximal zulässige Betrag einer Häufigkeitserhöhung orientiert sich damit an der Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen, die vor der wesentlichen Änderung vorlag. Orientierungswerte für maximal zulässige Erhöhungen zeigt die folgende Abbildung: Bild	Das eingezeichnete Beispiel sollte aus der Abbildung entfernt werden, da dieses den Eindruck vermittelt, dass der zulässige Bereich ausschließlich in dem dadurch entstehenden Rechteck befindet.
5.2.5.3 Ergebnisbewertung bei Einzelbewertungen (anlassbezogene Bewertungen) (1) Probabilistische ~~Analysen~~ Bewertungen sind bei der Einordnung der Sicherheitsrelevanz bestimmter Ereignisse/Anlässe ~~(z. B. Komponentenausfälle, Verschiebung von Prüfungen)~~ sowie der Bewertung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen aufgrund derartiger Ereignisse/Anlässe heranzuziehen. Es ist zu ~~analysieren~~bewerten, ob die Ereignisse/Anlässe potentielle Auswirkungen auf die Wirksamkeit oder Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen haben können.	Für Einzelbewertungen ist nicht zwangsläufig eine vollständige Analyse notwendig.
Hinweis: (z. B. Komponentenausfälle, Verschiebung von Prüfungen)	Die o.a. Klammerausdruck sollte als Hinweis umformuliert werden, da dieses erklärender Text ist.
(2) Für probabilistische ~~Analysen zur~~ Bewertungen der Ereignisse/Anlässe sind die Ereignisablauf- und Fehlerbaummodelle der ~~integralen~~ vorliegenden PSA, ~~Level~~ Stufe 1, heranzuziehen.	Der Begriff integrale PSA existiert nicht.
(4) Ergibt sich aus (3) eine nicht unwesentliche ereignis-bzw. anlassbezogene Erhöhung der Unverfügbarkeit einer Sicherheitsfunktion, ist im zweiten Schritt zu	

berechnen, wie sich diese Erhöhung auf die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen auswirkt. Anschließend ist eine Differenzbildung der Häufigkeiten von Systemschadenszustände nach/vor Ereignis/Anlass vorzunehmen. Die so ermittelte Differenz ist ein Indikator für den ereignis- bzw. anlassbezogenen Risikozuwachs. Durch Multiplikation mit einem Zeitraum (z. B. für die Tolerierung eines Befundes oder einers ~~Schadensbefundes~~Unverfügbarkeit) ergibt sich ein kumulativer Risikozuwachs im Vergleich zum Anlagenrisiko vor Ereignis-/Anlasseintritt. Ein Orientierungswert für einen tolerierbaren Zeitraum $T_{to}i$ (in Jahren), in dem ein Anlass oder Ereignis das Anlagenrisiko befristet erhöhen darf, ist aus folgender Beziehung ableitbar: Ttol < 10 / (SSHbei Anlass/Ereignis - SSH_{VO}rAnlass/Ereignis) wobei SSHvor Aniass/Ereignis die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen vor Eintritt eines Anlasses/Ereignisses (in 1/a) und SSHbei Anlass/Ereignis die Summenhäufigkeit von Systemschadenszuständen bei bzw. nach Eintritt eines Anlasses/Ereignisses (in 1/a) bedeutet. Der Risikozuwachs durch einen Anlass bzw. Ereignis soll mit o.a. Beziehung also in der Regel kleiner als 10 "^{5} 1/a sein. Nach Ablauf des tolerierbaren Zeitraums $T_{to}i$ soll in der Regel wieder das probabilistische Sicherheitsniveau SSH_{VO}r An-iass/Ereignis erreicht werden.	Befund und Unverfügbarkeit sind die allgemeineren Begriffe
5.3 Ingenieurmäßige Bewertung	Dem Verfahren der ingenieurmäßigen Bewertung kommt in dieser Regel eine zu geringe Bedeutung zu. Entsprechend dieser Regel existiert dieses Verfahren als ein alternatives Verfahren, welches unter ganz speziellen Bedingungen detaillierte deterministische bzw. probabilistische Verfahren ersetzen kann. In der Praxis kommt der ingeniuermäßigen Bewertung jedoch zentrale Bedeutung zu. Sie sollte deshalb vorrangig durchgeführt werden. Wenn als Ergebnis der ingenieurmäßigen Bewertung detaillierte Verfahren einzusetzen sind, so sind diese nachgeordnet durchzuführen. Dieses Kapitel muss deshalb vollständig überarbeitet werden. Die Zuordnung in der BR6 muss so erfolgen, dass der ingenieurmäßigen Bewertung eine übergeordnete Bedeutung zukommt. Darüber hinaus muss deutlich werden, dass eine ingenieurmäßige Bewertung sowohl für probabilistische als auch für deterministische Fragestellungen verwendet werden kann und darf. Insbesondere ist das Kapitel 5.3.4 auf die sachlichen Voraussetzungen zu konzentrieren, da die dort gestellten Anforderungen durch die Praxis des Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren erfüllt werden. Fachkundefragen sind nicht Bestandteil der BR6, sondern sollten in BR7 behandelt werden.
5.4 Anforderungen an die Aussagesicherheit von Analyseverfahren. 5.4.1 Anforderungen an Analyse-Rechenprogramme und Modelle. (1) Der Detaillierungsgrad der eingesetzten Rechenprogramme sowie der verwendeten Modellierung orientiert sich an der Komplexität der Aufgabenstellung. (2) Die eingesetzten Analyse-Rechenprogramme müssen	

validiert und verifiziert sein. Das Verfahren zur Validierungund Verifizierung ist abhängig von der Komplexität der durchzuführenden Analysen und von den Genauigkeitsanforderung an die Ergebnisse.	Ergänzung
(3) Analyseverfahren, die zur Nachweisführung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 erforderlich sind, müssen verifiziert und validiert sein. Dies ist ~~möglichst realitätsnah~~ vorzugsweise an Hand tatsächlich auftretender Ereignisse oder Lasten vorzunehmen.	Formulierung
(5) Auf der Sicherheitsebene 4 sind möglichst Modelle anzuwenden, die auch für Nachweise auf Sicherheitsebene 3 eingesetzt werden. ~~Ist dies nicht möglich, sind die~~Es können auch Modelle entsprechend dem aktuellen Kenntnisstand verwendet werden ~~aufzubauen und zu verifizieren~~.	Formulierung
(6)Die angemessene Konservativität der Ergebnisse ist durch die Wahl der Anfangs- und Randbedingungen zu erreichen. ~~Angemessen festzulegen.~~ Maßgeblich für die Summe der Konservativitäten ist das Nachweisziel.	Formulierung
(7) Bereits als verifiziert und validiert anerkannte Programme können ohne weitere Nachweise genutzt werden, sofern keine widersprechenden Erkenntnisse existieren.	Es sollte festgehalten werden, dass nicht für jede Problemstellung neu verifiziert und validiert werden muss.
5.4.1.1 Verifikation 5.4.1.2 Validation	Diese beiden Abschnitte sollten so überarbeitet werden, dass der Unterschied zwischen Verifikation und Validation deutlicher erkennbar wird.
5.4.3 Unsicherheiten (1) ~~(1)~~ Die verbleibende Unsicherheit der Analyseergebnisse ist insbesondere für die realitätsnahen Rechnungen möglichst zu bestimmen. (2) (Für konservative Analysen ist dieses nicht erforderlich, wenn ~~sind~~ die Unsicherhei- ten einschließlich der Modellunsicherheiten durch die Wahl ausreichend ~~begründeter~~ konservativer Anfangs- und ~~Randbedingungen abzudeckenabgedeckt~~ sind.	eindeutigere Formulierung Das ganze Kapitel 5.4.3 sollte noch einmal klar gegliedert werden und die Begriffe - Best-estimate Analyse - Realitätsnahe Analyse - Konservative Analyse Eindeutig bestimmt werden.
(2) Mittels Sensitivitätsanalysen ist der ungünstigste Einzelfehler, die ~~der~~ ungünstigste ~~Ausfall~~ Unverfügbarkeit aufgrund von Instandhaltung, bei der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen zusätzlich die ungünstigste Bruchgröße und Bruchlage sowie der ungünstigste Kernzustand im Hinblick auf die gespeicherte Energie und die Leistungsverteilung zu ermitteln..Die Festlegung der vorgenannten Bedingungen darf auch durch Nutzung vorlaufender Analysen erfolgen.	allegemeinerer Begriff Es sollte festgehalten werden, dass nicht immer die vorgenannten Sensitivitätsuntersuchungen gemacht werden müssen.
(5) Für die Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren sind statistische Verfahren anzuwenden. Damit ist zu zeigen, dass die Nachweiskriterien mit mindestens 95% Wahrscheinlichkeit nicht überschritten werden.	Das ganze Kapitel 5.4.3 sollte noch einmal klar gegliedert werden und die Begriffe - Best-estimate Analyse - Realitätsnahe Analyse - Konservative Analyse Eindeutig bestimmt werden.
(6) Auf eine Quantifizierung der Unsicherheit der thermonydraulischen und neutronenphysikalischen Rechen-	Das ganze Kapitel 5.4.3 sollte noch einmal klar gegliedert werden und die Begriffe

verfahren bei realistischen Analysen kann verzichtet werden, wenn das Ergebnis unterhalb des Nachweiskriteriums, vermindert um den oberen Teil des 95%-Toleranzbandes des ungünstigsten Falles der betreffenden Ereignisklasse, liegt.	- Best-estimate Analyse - Realitätsnahe Analyse - Konservative Analyse Eindeutig bestimmt werden.
6 Anforderungen an die Zuverlässigkeit technischer Ausführungen von Barrieren- und Sicherheitsfunktionen	Das Kapitel 6 gehört nicht in die BR6, er enthält überwiegend Anforderungen und Festlegungen, die bereits in anderen BR vorhanden sind oder dort behandelt werden müssen. Dieses Kapitel ist deshalb vollständig zu überarbeiten und den einzelnen BR zuzuweisen. Es werden deshalb keine detaillierten Kommentare aufgeführt. Übergeordnete Auslegungsanforderungen sollten der BR5 zugeordnet werden.
	Für der Überarbeitung wird u.a. folgendes vorgeschlagen: Absatz 6.5.4 – Alterung, hinsichtlich der Dokumentation und Trendverfolgung – unpräzise Formulierung, besser: „Aufgetretene Befunde sind bezüglich Alterung zu bewerten“. Absatz 6.5.5. Einfügen des Wortes „Verschleißbehaftete Komponenten des Sicherheitssystems...“

2.9.3 Anmerkungen zu Anhang B - Repräsentative Ereignisse für DWR / SWR

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si -Ebene Ereignis-klasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
0	Normal betrieb (Leistungsbetrieb, Lastwechsel, An-/Abfahren, Stillstands-kühlen, BE-Wechsel, BE-Lagerkühlung, Instandhaltungssi-tuationen, Druckprüfungen)	D/S	R	K	X	X	X	X	1	Der Normalbetrieb als Ebene 1 wurde aufgenommen, da hier Ausgangszustände für alle Ereignisse festgelegt werden und daher auch Anforderungen an die Betriebssicherheit (auch SZ-orientiert) zu erfüllen sind~~, hier insbesondere spezielle Anforde-rungen für R, K (siehe dort~~)
1.	Erhöhte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem									SWR: nur Systembereiche außerhalb DFÜ (nach äußerer Absperrung SHB)
1.1	Bruch / Leck in einer Frischdampfleitung hinter der äußeren Absperrarmatur mit gleichzeitigem Auftreten von Dampfer-zeugerheizrohrschäden	D	X	X	X	S		X	3	repräsentatives Ereignis (S) <u>Kein weiterer Einzelfehler, da Heizrohrschäden schon EF.</u>
1.2	Bruch / Leck in einer Frischdampfleitung hinter der äußeren Absperrarmatur (ohne Heizrohrschaden)	D	X	X	E			X	3	repräsentatives Ereignis (E)
1.3	Leck/Bruch in der Frischdampfleitung innerhalb des Sicher-heitsbehälters	D	X	X	E		X	X	3	Anforderung für Primärabblaseventil, bei getroffener Vorsorge: 0,1 F-Leck, sonst 2F-Bruch, repräsentatives Ereignis, hinsichtlich R: siehe 4.7
1.4	Leck/Bruch FDL im RG / MH	S	X	K	X	S	X	X	3	bei getroffener Vorsorge im RG: 0,1 F-Leck, sonst 2F-Leck; repräsent. Ereignisse
2.	Verringerte Wärmeabfuhr durch das Frischdampf- und Speisewassersystem									SWR: nur Systembereiche außerhalb DFÜ (äußere Absperrung SHB)
2.1	Lastabwurf auf Eigenbedarf	D/S	R	X				X	2	~~repräsent. Ereignis (Anforderung an Begrenzungseinrichtung-wird nicht behandelt, da bei Versagen Sicherheitsebene nicht verlassen wird.~~)
2.2	Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation (z.B. bei Verlust des Kondensatorvakuums)	D S	X R	K K	X X			X X	2 2	wenn FDD sofort unverfügbar <u>(Auslegungsfall nach TRD)</u> ~~(auslegungsbestimmende Transiente), d.h.: repräsent. Ereignis~~
2.3	Unbeabsichtigtes Schließen einzelner oder aller Frisch-dampf-Absperrarmaturen (D), DD-Armaturen (S) <u>Dieses sind 2 Ereignisse;</u>	D (1 Armat.) S(alle Armat.) D (alle Arm.) S (1 Armat.)	 X X	X K X X	E E X X			X X	2 3 3 2	repräsent. Ereignisse keine repräsentativen Ereignisse (abgedeckt siehe vorher)
2.4	Notstromfall, kurzzeitig (< 30 min)	D/S		K			X	X	2	repräsent. Ereignis, anforderungsbestimmend für SZ-

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si -Ebene Ereignis-klasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
										übergreifende Systemfunktionen ~~und Nachladungen~~
2.5	Ausfall ~~(einer) aller Hauptspeisepumpen~~der HAuptspeise-wasserversorgung	D/S	X	X					2	~~relevant für Leistungsbegrenzungen, abgedeckt durch LAW 2.1~~ D: An-/Abfahrpumpen, ~~betriebliche Notspeisepumpen~~Notspei-sesystem in betriebsfahrweise
	Eigenes Ereignis Ausfall aller betrieblicher Speisewasserversorgungen	D/S		K				X	3	S: HD-Einspeisungen aus KOKA repräsent. Ereignis (D: Anforderung Notbespeisung S: Druck-entlastung, ND-Einspeisung)
2.6	Lecks von Rohrleitungen im Speisewasserleitungssystem, bei DWR auch in Abschlämmleitung und Notspeiseleitung zwischen DE und Rückschlagarmatur	D		X	X				3	DWR: außerhalb RG, innerhalb RSB hinsichtlich Bespeisung abgedeckt durch 2.5
		S		K	X	S		X	3	SWR: RG und MH ~~repräsent. Ereignis~~Was bedeutet dieses?
3.	Verringerung des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem									
3.1	Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen / Zwangsumwälzpum-pen Ausfall einzelner HKP/ZKP	D S D S	 R x R	X K x K				 X X	2 2 2 2	abgedeckt durch 2.4 repräsentatives Ereignis abgedeckt durch Vorkehrungen (Stabeinwurf oder bei dessen Ausfall Resa) repräsentatives Ereignis (Stabilität, siehe auch vorher)
4.	Fehlerhafte Änderung der Reaktivität und der Leis-tungsverteilung									
4.1	Fehlerhaftes Ausfahren von Steuerelementen/-stäben /SS-Bänken bei Leistungsbetrieb	D/S	R	X	X			X	2(3)	bei zusätzlichem Versagen von Schutzanregungen 3 repräsentatives Ereignis
4.2	Unbeabsichtigte Reaktivitätszufuhr im unterkritischen Zu-stand oder Nulllast	D/S	R	X	X			X	3	repräsentatives Ereignis
4.3	Auswurf des wirksamsten Steuerelementes	D S	R X	X X	X X			X	3	bei getroffener Vorsorge gegen Stutzenbruch (BR3) Sonderbetrachtung gemäß BR6, Unverständlich abgedeckt durch 4.4
4.4	Herausfallen des wirksamsten Steuerstabs	S	R	X	X			X	3	repräsentatives Ereignis
4.5	Fehlfunktion der Regelung, die zu einem Anstieg des Durchsatzes im Reaktorkühlsystem führt	S	R	X	X			X	2	repräsentatives Ereignis (für Begrenzung der Leistungsdichte)
4.6	Kaltwassereinspeisung in das Reaktorkühlsystem aus an-schließenden Systemen (z.B. Umgehung der Rekuperativ-Wärmetauscher des Volumenregelsystems beim DWR bzw.	D	X						2	abgedeckt durch 4.1

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si -Ebene Ereignis-klasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
	Fehleinspeisung von Nachspeisesystemen oder Ausfall von HD-Vorwärmern bei SWR)	S	R	X						Ausfall HD-Vorwärmer oder fehlerhafte Notkühleinspeisung, repräsentativ für SWR
4.7	Kernunterkühlung durch FD-Leck	D	R	X	X			X	3	Leitungsleck-/Bruch: siehe Nr. 1 .2 und 1 .3 Hinsichtlich Rekritikalität: repräsentatives Ereignis
5.	Leckagen von Primärkühlmittel /Abnahme des KM-Inventars									
5.1	Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Rohrleitungen der DFÜ, kleine Rissöffnungen, offene Abblasestränge beim DWR)	D/S	X	K	X	X		X		repräsentatives Ereignis
		D	R							Deionatbildung
5.2	Mittleres/großes Leck in den Kühlmittelleitungen der DFÜ (je nach Bruchausschlussqualität < 0,1 F, 2F) • 2F (wenn Bruchausschluss)	D/S	R X	K K	E E	S S	X X	X X	3 ~~Di-mensi-onie-rungsb estim-men-d~~Ein-zelnac hweis	repräsentatives Ereignis, Anforderungen an Bruchausschluß siehe BR 3 Sonderbetrachtung gemäß BR6, Kernkühlung, RSB, Standsicherheiten Störfallfestigkeit und Redundanztrennung wegen Überflutung im Ringraum: Siehe BR5
5.3	Betriebliche Leckagen an Dampferzeugerheizrohren	D			X	X			2	Anstieg Sekundärkreisaktivität auf festgelegte Sekundärkreis-grenzwerte
5.4	Dampferzeuger-Heizrohrversagen (kurzzeitig, < 2 F) mit Dampfabgabe über Dach	D	X	K	E	X		X	3	repräsentatives Ereignis, hinsichtlich S abgedeckt durch 1 .1 , hinsichtlich R abgedeckt durch 5.1
5.5	Leck in einer primärkühlmittelführenden Messleitung im Ringraum (DWR) bzw. RG (SWR)	D/S		X	X	S	X	X	3	repräsentatives Ereignis hinsichtlich S
5.6	Leck im Nachkühlsystem an beliebigen Stellen außerhalb des Sicherheitsbehälters im Ringraum(DWR)/im RG (SWR) während des Nachwärmeabfuhrbetriebes	D S		K K	X X	X S S	X X	X X	3 3	repräsentative Ereignisse Störfallfestigkeit und Redundanztrennung wegen Überflutung im Ringraum: Siehe BR5

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si -Ebene Ereignis-klasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
5.7	Leck aus der Kondensationskammer	S	X	K	X	S	X	X	3	repräsentatives Ereignis
6.	Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus Hilfssystemen oder Komponenten									
6.1	Leck in einer Rohrleitung im Abgassystem / Gasaufbereitungssystem	D/S			X	S		X	3	repräsentatives Ereignis
6.2	Leck eines Behälters mit radioaktiv kontaminiertem Wasser (größte radiologische Auswirkungen, Abwasserverdampfer)	D/S			X	S		X	3	repräsentatives Ereignis
7.	Einwirkungen von außen									
7.1	Erdbeben (einschließlich Folgeschäden)	D/S	X	X	X	S	X	X	3	bei R, K, E: bei getroffenen Vorkehrungen keine Analyse bei S: repräsentatives Ereignis
7.2	Flugzeugabsturz	D/S	X	X	X		X	X	4a	Nachweisziel ist die Autarkie des benötigten Systemumfanges
7.3	Explosionsdruckwelle	D/S	X	X	X		X	X	4a	Nachweisziel ist die Autarkie des benötigten Systemumfanges
7.4	Giftige/explosionsgefährliche Gase	D/S	X	X	X		X		4a	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.5	Äußerer Brand	D/S	X	X	X		X		4a	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.6	Hochwasser	D/S	X	X	X		X		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.7	Blitzschlag	D/S	X	X			X		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.8	Sonstige extreme naturbedingte Einwirkungen (Extremtemperaturen, Eisgang, Wind, ...)	D/S	X	X			X		3	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
7.9	Einwirkungen von Nachbaranlagen	D/S	X	X	X		X		4a	bei getroffenen Vorkehrungen keine weiteren Betrachtungen
8	Verschiedenes									
8.1	Folge des Turbinenversagens	D/S	X	X	X		X		4a	bei entsprechender Anordnung keine Betrachtung, ansonsten setzt Einstufung nach 4a wirksame Maßnahmen gegen Turbinenversagen voraus
8.2	Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS)	D/S	R	X	E			X	~~Dimensionierungsbestimmend~~ 4a	hinsichtlich R: Reaktivitätsrückwirkung, bei SWR: SS-Einfahren hinsichtlich E: Druckbegrenzung repräsentatives Ereignis
9	Brennelementlagerung und -Handhabung									

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si -Ebene Ereignis-klasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
9.1	Brennelementbeschädigung bei der Handhabung • - Kern - BE-Becken	D/S	x R		 x x	 S S		 x x	3	im Gegensatz zu BE-Handhabungsstörfall hier: nur Beschädigung bzgl. S repräsentatives Ereignis Kern: abgedeckt durch Sicherstellung der Unterkritikalität beim Beladen BE:Becken: repräsentatives Ereignis
9.2	Wasserverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken	D/S D/S		x K	 x x	x	x		 2 3	Kleine Betriebsleckagen bei getroffenen Vorkehrungen (Füllstandsüberwachung, Anordnung Leitungen) keine weiteren Betrachtungen
9.3	Langandauernder Ausfall der betrieblichen Beckenkühlung	D/S	x	K				x	2-3	repräsentatives Ereignis bzgl. K (Sonderkühlfahrweisen); bei untermoderierter Auslegung bzgl. Reaktivitätskontrolle nicht relevant.
9.4	Borverdünnung im BE-Lagerbecken	 D D	x R					x	 3 3	durch Auslegung für unboriertes Wasser im Normalbetrieb abgedeckt. bei Inanspruchnahme von "Borkredit": repräsentatives Ereignis
9.5	Fehlbelegung des BE-Lagerbeckens	D	R					x	3	relevant bei Mehrzonen-Lagerung repräsentatives Ereignis
9.6	BE-Trockenlager Wasser-/Dampfeinbruch Verwendung wasserstoffhaltiger Löschmittel bei Brand	D/S	R					x	3	Kritikalität durch Auslegung auszuschließen (relevant bei reaktivitätswirksamen Änderungen an BE)
10.	Auslegungsüberschreitende Anlagenzustände									
10.1	Ausfall der gesamten DE-Bespeisung mit der Tendenz zur völligen Ausdampfung der Sekundärseiten	D	x	x				x	4b	Dimensionierungsbestimmend hinsichtlich Notfallbespeisung DE
10.2	Anhaltend hoher Primärkreisdruck im Bereich der Öffnungsdrücke der Primärsicherheitsventile	D		x	x			x	4b	Dimensionierungsbestimmend hinsichtlich primärseitiger Druckentlastung
10.3	Unkontrollierter Verlust des Kühlmittelinventars außerhalb DDA/Sekundärabschluß	D/S		x	x			x	4b	Maßnahmen zum Abschalten der Sicherheitseinspeisepumpen
10.4	Transienten mit der Tendenz des Abfallens des RDB-	S	x	x				x	4b	Anforderung an Notfallschutzmaßnahmen zur Kühlung

Nr.	Ereignis (Zustand)	DWR (D) SWR (S)	Schutzziele				Basis-regel		Si -Ebene Ereignis-klasse	Erläuterungen zu Ereignis / SZ / BR sowie Einstufungen repräsentativer Ereignisse
			R	K	E	S	5	6		
	Füllstandes bis Kernunterkante									(Borierung/Einspeisung) und Unterkritikalitätshaltung
10.5	Ausfall der gesamten Drehstromversorgung	D/S		X	X			X	4b	Anforderung an Batteriekapazität
10.6	Globaler langfristiger Druckanstieg im Sicherheitsbehälter mit der Tendenz zum Anstieg über den Auslegungsdruck	D/S			X			X	4b	Druckentlastung SHB, Anforderung an Abblaseventil
10.7	Anstieg der H2-Konzentration im RSB mit der Tendenz zum Erreichen der Zündphase	D/S			X			X	4b	Anforderung an Rekombinatoren

2.9.4 Anmerkungen zu Anhängen C und D

Anhang C

Zusammenstellung der technischen Nachweiskriterien für die Analyse von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen hinsichtlich Einhaltung der Schutzziele getrennt nach Sicherheitsebenen

Hinweis:

Dieser Anhang der vorliegenden Basisregel ist den anderen Basisregeln als Anhang B informativ angefügt.

(1) Die Schutzziele werden mit Hilfe der Sicherheitsfunktionen dann erreicht, wenn für alle für eine Anlage anzunehmenden Zustände, Ereignisse und Ereignisabläufe die gemäß den Sicherheitsebenen gestaffelten Anforderungen erfüllt werden. Diese sind für die Sicherheitsebenen 1 bis 3 abdeckend festgelegt durch die radiologischen Kriterien der StrISchV (siehe auch BR 4).

(2) Zur Erfüllung dieser Anforderungen werden für die Schutzziele vorgelagerte kerntechnische Nachweiskriterien derart bestimmt, dass bei deren Erfüllung in ihrer Gesamtheit die radiologischen Kriterien erfüllt werden. Die Vorverlagerung auf die technischen Nachweiskriterien dient vor allem der Vereinfachung der Nachweisführung.

Hinweis:

Ein technisches Nachweiskriterium ist z. B. eine Hüllrohrtemperatur, bei deren Einhaltung eine Gefährdung der Hüllrohrintegrität auszuschließen ist.

(3) Für die Sicherheitsebene 4, in der keine quantitativen radiologischen Kriterien eingehalten werden müssen, werden für die Sicherheitsebene 4a technische Kriterien und für die Sicherheitsebene 4b Ziele formuliert, die der Begrenzung der Strahlenexpositionen dienen.

(4) In den nachfolgenden Tabellen sind die nach Sicherheitsebenen gestaffelten technischen Nachweiskriterien derart formuliert worden, dass sie allgemein gültig und ausführungsunabhängig sind. In der Zusatzspalte werden typische Werte, Vorgehensweisen und Methoden angeführt.

Technische Nachweiskriterien zur Erfüllung der Schutzziele bei der Analyse von Ereignisabläufen und Anlagenzuständen:

C1 Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb)/Ereignisklasse 1

Nachweiskriterien	Schutz-ziele	~~Typische Werte, Vorgehensweisen, Methoden~~Anmerkungen
Inhärente Eigenschaften des Kerns zur Begrenzung von Reaktivitäts-/ Leistungsanstiegen • im Hinblick auf die Einhaltung zulässiger BE-Beanspruchungen	R (K,E)	im Zusammenwirken mit Regelungs-/Be-grenzungseinrichtungen
Abschaltung mit Steuerelementen ~~(Nettowirksamkeit)~~ kein Stuck-Rod in Ereignisklasse 1~~:~~ • k_{eff} < 0,99	R	
Dauerhafte Abschaltung: • $k_{e}ff$ < 0,99 + Überwachung Unterkritikalität + ~~meßtechnische Verifikation berechneter kritischer Borkonzentrationen beim DWR~~validiertes Rechenverfahren • k_{eff} < 0,95 + ohne Überwachung Unterkritikalität	R R	~~Kern im RDB (geschlossen oder offen)~~ ~~bei offenem RDB beim DWR ohne Berücksichtigung der Steuerelemente~~
Kritikalitätssicherheit BE-Lagerbecken/Trockenlager: • k_{eff} < 0,95 (BE-Becken) < 0,95 (Trockenlager)	R	Regel entsprechend KTA 3602 ändern und ergänzen
Brennstäbe / Brennelemente (Kern): Allgemeines Kriterium (Ziel): Uneingeschränkte Verwendbarkeit bis zum Erreichen der Auslegungsabbrände und der Handhabbarkeit durch: • Einhaltung spezifizierter Beanspruchungen aus Lasten des Normalbetriebes • Einhaltung zulässiger Werte der lokalen Leistungsdichte (Ausgangswerte für Beherrschung von anomalen Betriebs- und Störfällen, Zustandsbegrenzung) • Einhaltung minimaler zulässiger Abstände von kritischen Siede-zuständen/Wärmestromdichten (Ausgangswerte für Beherrschung anomaler Betriebs- und Störfälle, Zustandsbegrenzun-gen) • Einhaltung minimaler zulässiger Abstände vom zentralen Brennstoffschmelzen • Verhinderung unzulässiger Beanspruchungen der BS-Hüllrohre durch Begrenzung von Spannungen, Dehnungen, Korrosion (Oxidschichtdicken), H_2-Gehalte im Material und PCI (Pellet clad interaction)	K (E)	z. B. aus Drücken, Druckdifferenzen, Gewicht, Strömungskräften durch Brennstabauslegung und/oder Begrenzung Stableistungsänderungen, Abbrand
BE-Kühlung (Lagerbecken) • Einzuhaltende Beckenwassertemperatur gemäß Auslegung ~~für Integrität des Beckens und Begehbarkeit der Räume~~	K	~~<45°C~~

C2 Sicherheitsebene 2 (anomaler Betrieb)/Ereignisklasse 2

Nachweiskriterien	Schutz-ziele	~~Typische Werte, Vorgehens-weisen, Methoden~~Anmer-kungen
Inhärente Eigenschaften des Kerns zur Begrenzung von Reaktivitäts-/ Leis-tungsanstiegen • im Hinblick auf die Einhaltung zulässiger BE-Beanspruchungen	R (K,E)	im Zusammenwirken mit Begrenzungs-/Reaktor-schutzeinrichtungen
Schnellabschaltung: • k_{eff} <0,99	R	
Dauerhafte Abschaltung: • k_{eff} < 0,99 + Überwachung Unterkritikalität	R	~~Kern im RDB (geschlossen oder offen)~~ ~~bei offenem RDB beim DWR ohne Berücksichtigung der Steuerelemente~~ Berücksichtigung möglicher Deboriervorgänge
Dauerhafte Abschaltung: • k_{eff} < 0,95 + ohne Überwachung Unterkritikalität	R	Kern im RDB (geschlos-sen oder offen) bei offenem RDB beim DWR ohne Berücksichtigung der Steuerelemente
KritikalitätssicherheitBE-Lagerbecken/Trockenlager: • k_{eff} < 0,95 (BE-Becken) < 0,95 (Trockenlager)	R	Regel entsprechend KTA 3602 ändern und ergänzen
Brennstäbe / Brennelemente Allgemeines Kriterium (Ziel): Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit und Sicherstellung der Handhabbarkeit durch: • Einhaltung spezifizierter Beanspruchungen aus Lasten des anomalen Betriebes • Vermeidung kritischer Siedezustände/Wärmestromdichten alternativ: Einhaltung Temperatur-Zeit-Kriterium für Hüllrohre (werkstoff- und ferti-gungsabhängig) • Verhinderung von Schäden durch PCI (Pellet clad interaction) • Verhinderung zentrales Brennstoffschmelzen • Einhaltung zulässiger Werte der lokalen Leistungsdichte (Ausgangswerte für Störfallbeherrschung, Zustandsbegrenzung)	K (E)	z. B. aus Druck-, Druckdiffe-renzänderungen, Strömungs-kräften ~~z. B. maximaler lokaler Wert: Tmax = 600°C für t < 5 s~~ durch BS-Auslegung und/oder durch Begrenzung maximaler Stableistung derart, dass ex-perimentell ermittelte Be-lastungsgrenze für PCI nicht erreicht wird
BE-Kühlung (Lagerbecken) • Einzuhaltende Beckenwassertemperaturen gemäß Auslegung ~~für Integrität des Beckens und Begehbarkeit der Räume~~	K	~~<60°C~~
Primär- und sekundärseitige Druckbegrenzung	E	keine Überschreitung des 1,1 fachen Auslegungsdruckes

C3 Sicherheitsebene 3 (Störfall)/Ereignisklasse 3

Nachweiskriterien	Schutzziele	~~Typische Werte, Vorgehensweisen, Methoden~~Anmerkungen
Inhärente Eigenschaften des Kerns zur Begrenzung von Reaktivitats-/ Leistungsanstiegen • im Hinblick auf die Einhaltung zulässiger BE-/Systembeanspruchungen	R (K,E)	im Zusammenwirken mit Reaktorschutzeinrichtungen
Schnellabschaltung: • k_{eff} < 0,99 („stuck-rod" als EZF)	R	
Langfristige Abschaltung: • k_{eff} < 0,99 (EZF und ggf. Instandhaltung) + Überwachung Unterkritikalität	R	
Rekritikalität (Kern) • kurzzeitig zulässig, soweit die Kriterien SE 3 zu BS/BE eingehalten	R (K/E)	
KritikalitätssicherheitBE-Lagerbecken/Trockenlager • k_{eff} < 0,98~~5~~ (BE-Becken) < 0,98~~5~~ (Trockenlager) • k_{eff} < 0,98 (BE-Becken) < 0,98 (Trockenlager)	R	~~nur in begründeten Fällen, ereignisbedingt~~Regel entsprechend KTA 3602 ändern und ergänzen
Brennstäbe / Brennelemente (Kern): Allgemeines Kriterium (Ziel): Begrenzung Schadensumfang BS-Hüllrohre sowie Gewährleistung der Kühlfähigkeit und Abschaltbarkeit • Begrenzung auf lokale BS-Schäden bei Ereignisabläufen ohne direkte Freisetzung in die Umgebung [dazu Begrenzung der Stableistung auf E-benen 1 +2 so, dass der zulässige Schadensumfang nicht überschritten wird] • ~~Keine störfallbedingten BS-Schäden bei Störfallsequenzen mit direkter Freisetzung in die Umgebung~~ Die Systematik der Einordnung ist widersprüchlich, da für den unwahrscheinlicheren Fall höhere Anforderungen gestellt werden. Vermeidung kritischer Siedezustände/Wärmestromdichten alternativ: Einhaltung Temperatur-Zeit-Kriterium für Hüllrohre (Werkstoffabhängig) Vermeidung zentrales Brennstoffschmelzen • Einhaltung spezifizierter Beanspruchungen aus Störfalllasten für die BS, BE-Strukturteile und relevante Teile der RDB-Einbauten, so dass durch Verformungen oder Schäden Abschaltbarkeit und Kühlfähigkeit nicht unzulässig beeinträchtigt und der zulässige Schadensumfang (siehe oben) eingehalten werden • Vermeidung einer selbsterhaltenden exothermen Zirkon-Wasser-Reaktion einer unzulässigen Beeinträchtigung der Kühlbarkeit des Reaktorkerns durch plastische Verformung der Hüllrohre einer Brennstofffragmentierung durch zu hohe Enthalpiezufuhr im Brennstab	K (E)	lokal begrenzte BS-Schäden (< 10%) zulässig restriktive, vorgelagerte Kriterien ~~Bei Hüllrohrtemperaturen oberhalb von 600 °C (Grenztemperatur für Zircaloy) sind Nachweise zum Brennstabverhalten durchzuführen.~~ ~~z. B. aus Druckwellen, Druckdifferenzen (Strömungskräften), Temperaturverteilungen~~ Abgedeckt durch Nachweise für Ereignisse gemäß Anhang D
BE-Kühlung (Lagerbecken): • Einzuhaltende Beckenwassertemperatur gemäß Auslegung ~~für Integrität des Beckens und Begehbarkeit der Räume~~	K	~~< 60°C bzw. < 80°C~~
Primärseitige Druckbegrenzung	E	keine Überschreitung der für Störfälle zulässigen Spannungen und Drücke im Primärsystem (1 ,3facher Auslegungsdruck)
Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter	E	lokale Wasserstoffkonzentration kleiner als Zündgrenze

C4 Sicherheitsebene 4a (Spezielle, sehr seltene Ereignisse)/Ereignisklasse 4a

Nachweiskriterien	Schutz-ziele	~~Typische Werte, Vorgehens-weisen, Methoden~~Anmerkungen
Dauerhafte Abschaltung: • k_{eff} < 0,99 + Überwachung Unterkritikalität	R	
Kritikalitätssicherheit BE-Lagerbecken, Trockenlager: • k_{eff} < 0,98~~5~~ (BE-Becken) < 0,98~~5~~ (Trockenlager) • k_{eff} < 0,99 (BE-Becken) < 0,99 (Trockenlager)	R	~~nur in besonders begründbaren Fällen, ereignisbedingt~~ Regel entsprechend KTA 3602 ändern und ergänzen
Brennstäbe / Brennelemente (Kern): • Erhaltung und Gewährleistung der Nachkühlfähigkeit • Erhaltung der mechanischen Abschaltbarkeit	K (E)	Gewährleistung Nachkühlfähigkeit durch Kühlung ansonsten expliziter Nachweis erforderlich, dass UK in Verbindung mit inhärenten Eigenschaften des Kerns alleine durch Borierung sichergestellt ist
BE-Kühlung (Lagerbecken): • Einzuhaltende Beckenwassertemperatur gemäß Auslegung für Integrität des Beckens	K	~~<80°C~~
Primärseitige Druckbegrenzung auf Spannungen entsprechend ASME Level C	E	~~keine Überschreitung der für spezielle, sehr seltene Ereignisse zulässigen Spannungen und Drücke (Service Level C, 1 ,3facher Auslegungsdruck)~~Gilt für ATWS und entspricht dem 1,3fachen Auslegungsdruck, für andere Lastfälle ist ASME Level D zulässig

C5 Sicherheitsebene 4b (Auslegungsüberschreitende Anlagenzustände)/Ereignisklasse 4b

Ziele	Schutz-ziele	~~typische Werte, Vorgehens-weisen, Methoden~~Anmerkungen
Dauerhafte Abschaltung/Unterkritikalität • k_{eff} < 1	R	Langfristig ist höhere UK anzustreben
Unterkritikalität Brennelement-Lagerbecken/Trockenlager: • ^{k}eff $^{< 1}$ (Brennelement-Lagerbecken) < 1 (Trockenlager)	R	Langfristig ist höhere UK im Brennelement-Lagerbecken anzustreben
Brennstäbe / Brennelemente (Kern): • Erhaltung ~~und Gewährleistung~~ der Nachkühlung~~fähigkeit~~	K (E)	~~Gewährleistung Nachkühlfähigkeit durch Kühlung~~
Brennelement-Kühlung (Lagerbecken): • Bedeckung der Brennelemente mit Wasser	K	
Begrenzung der Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter auf Werte unterhalb der Detonationsgrenze	E	Integrität des Sicherheitsbehälters ~~bei möglichen Wasserstoffverbrennugnen~~

Hinweis:

Die ~~Kriterien zu den technischen Schutzzielen R und K~~die Ziele sind hier sinnvollerweise nur für präventive Notfallmaßnahmen angegeben, da sie nur hierdurch beeinflussbar/einhaltbar sind.

Bei mitigativen Notfallmaßnahmen sind ggf. o. g. Kriterien bereits verletzt.

Anhang D

Ereignisse für Einzelnachweise

Ereignis	Postulate	Nachweisziele / Auslegungsziele
Großes Leck an der Hauptkühlmittelleitung (bei vorhandenem Bruchausschluss)	2 F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung an beliebiger Stelle. Anfangs- und Randbedingungen wie Sicherheitsebene 3	max. Hüllrohrtemperatur der Brennstäbe< 1200 °C, Oxidationstiefe des Hüllrohrs < 17%, Zirkon/Wasser-Reaktion des Hüllrohrs <1 %, Spaltproduktfreisetzung aus den Brennstäben (Schadensumfang) bei < 10% aller Brennstäbe gilt der Nachweis als erbracht. Auslegung der Not- und Nachkühlsysteme (Fördermenge, Förderhöhe, Kühlmittelinventar) Auslegung des Sicherheitsbehälters und seiner Einbauten gegen Überdruck und Temperatur ~~und Druckdifferenz~~, Auslegung der baulichen Strukturen des Sicherheitsbehälters gegen Druckdifferenzen Auslegung des Pumpenschwungrades gegen Überdrehzahl, Standfestigkeit der Großkomponenten. (statischer Nachweis) Bei vorhandenem Bruchausschluss für Frischdampf-, Speisewasser- oder Volumenausgleichsleitung wird trotzdem die Standsicherheit der betroffenen Komponenten (Dampferzeuger, Druckhalter) für unterstellte Rundabrisse am Stutzen nachgewiesen (vgl. BR5, 5.5.2.1 (2)b). Dieses ist ebenso als Einzelnachweis einzuordnen wie der 2F-Bruch der HKML.
Auswurf ~~des wirksamsten~~ eines Steuerelements ~~da~~bei Bruchausschluss im Stutzenbereich	Auswurf des wirksamsten ~~eines zuvor fehlerhaft eingefahrenen~~ Steuerelements.	~~Nachweis des Entalpiekriteriums, dass die Reaktivitätstransiente zu der der Auswurf führt, keine Beschädigung des Reaktorkerns zur Folge hat.~~ Brennstabschäden entsprechend C zulässig

2.10 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

AG RS I3 - 13310/1

Bonn, 14. März 200

Fraktionsumlauf der Basisregeln,

Ihr Schreiben hi/3-1/ vom 19.12.2002

Sehr geehrte Damen, sehr geehrte Herren,

mit Ihrem Schreiben vom 19.12.2002 übersandten Sie mir die Regelentwurfsvorlagen der Basisregeln 1, 2, 3, 4, 5, 6 und 7 und baten um Übersendung meiner Stellungnahme einschließlich Begründung.

Ich habe die Basisregeln - soweit in der vorgegebenen kurzen Frist möglich - geprüft und dabei auch die Reaktor-Sicherheitskommission als mein Beratungsgremium hinzugezogen.

Das Ziel des KTA, alle nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu erfüllenden übergeordneten Anforderungen in den Basisregeln so zusammenzufassen, dass allein bei Beachtung der KTA 2000 der Stand von Wissenschaft und Technik als in der Anlage vollständig verwirklicht anzusehen wäre, ist in allen Regelentwurfsvorlagen nicht erreicht worden. Der Stand von Wissenschaft und Technik kann nicht alleine durch die primär ausführungsunabhängigen und schutzzielorientierten Basisregeln beschrieben werden. Ich stelle fest, dass die Regelentwurfsvorlagen der KTA-Basisregeln 1 bis 7 allenfalls in Verbindung mit konkretisierenden aktuellen Fachregeln die zu erfüllenden Anforderungen darstellen können. Dem auch für den Fall einer nicht fachregelkonformen Ausführung kann nicht allein die Basisregel herangezogen werden, sondern es müssen weiterhin die Fachregeln als Beurteilungsmaßstab angewendet werden.

Aber auch mit Blick auf das Verhältnis der KTA 2000 zu übergreifenden Regelwerken betont die RSK, dass die Aufstellung der grundlegenden sicherheitstechnischen Anforderungen zur Einhaltung der atomgesetzlich geforderten Vorsorge den regulatorischen Behörden vorbehalten ist.

Ich schließe mich der Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission vom 13.03.2003 an, die ich als Anlage beigefügt habe. Damit betrachte ich das Vorhaben grundlegende sicherheitstechnische Anforderungen unter Einschluss des gesamten kerntechnischen Regelwerks als Regeln des KTA festzuhalten, als endgültig gescheitert. Die intensiven Arbeiten des KTA zur Vorbereitung der KTA 2000 werden gleichwohl Einfluss auf die künftige Gestaltung des kerntechnischen Regelwerks haben.

Mit freundlichen Grüßen

Im Auftrag

Niehaus

Anlagen

Stellungnahme der RSK vom 13.03.2003

2.11 Reaktor-Sicherheitskommission

#	*Ziffer gemäß KTA*	Originaltext	*Einwände bzw. Anmerkungen, Fragen*
		5.3 Ingenieurmäßige Bewertung	
1	5.3.2.2	Voraussetzung für diese Verfahrensweise sind ebenfalls Kenntnisse aus vorausgegangenen analytischen (detaillierten) Betrachtungen. Aufgrund dieser schon vorliegenden Ausarbeitungen können Ergebnisse unter definierten Randbedingungen übertragen werden oder es kann eine vergleichbare Betrachtung modellhafter konservativer Annahmen zugrunde gelegt werden. Darunter fallen a) Grenzbetrachtungen b) Ähnlichkeitsverfahren c) Worst-case-Betrachtungen d) Plausibilitätsbetrachtungen e) Übertragbarkeitsverfahren f) Anlagenbegehungen g) Trendverfolgung h) Näherungsverfahren	Was sind Grenzbetrachtungen ? Inwiefern können diese, aufbauend auf „vorausgegangenen analytischen (detaillierten) Betrachtungen“ in Form einer ingenieurmäßigen Bewertung erfolgen ? Gleiche Fragen für Worst-Case- und Plausibilitätsbetrachtungen.
2	5.3.2.3	Eine weitere ingenieurmäßige Betrachtungsweise ist die Untersuchung und Nachweisführung anhand von Einzeleffektanalysen, von phänomenologischen Untersuchungen oder die empirische Übertragung.	Welche Rolle soll die ingenieurmäßige Bewertung hier spielen ? Inwiefern liegen hier dann „vorausgegangene analytische (detaillierte) Betrachtungen“ vor ?
3	5.3.3 (3)	Der ingenieurmäßigen Bewertung kommt auf der Sicherheitsebene 3 mit zunehmender Erfahrung wachsende Bedeutung zu, auch wenn hier analytische deterministische Nachweise vorrangig sind. Ergänzend können aus dem Bereich der ingenieurmäßigen Ansätze Anlagenbegehungen als alternatives Mittel einer Sicherheitsbewertung angemessen eingesetzt werden.	Mit „zunehmender Erfahrung bei Störfällen“ ist was gemeint ? Welche nicht vorrangige Bedeutung soll die ingenieurmäßige Bewertung hier konkret spielen (unter welchen Bedingungen sind zu welchen Fragen welche ingenieurmäßigen Bewertungen zulässig) ? Inwiefern kann eine Anlagenbegehung eine Sicherheitsanalyse ersetzen (für welche Fragestellungen) ?
1	5.4.1 (6)	Die Konservativität der Ergebnisse ist durch die Wahl der Anfangs- und Randbedingungen angemessen festzulegen. Maßgeblich für die Summe der Konservativitäten ist das Nachweisziel.	Wie ist der letzte Satz zu verstehen ? Gehört eine solche Aussage nicht in Abschnitt 5.1 ?
2	5.4.1 (4)	Analyseverfahren zur Nachweisführung auf Sicherheitsebene 3 sind zu verifizieren und möglichst zu validieren. Für die Validierung sind Ergebnisse von Experimenten heranzuziehen.	Demnach dürfte auf der SE 3 ein Code verwendet werden, der „nur“ verifiziert, also ohne experimentelle Überprüfung erprobt wurde. Ist das gewollt und wenn ja warum ?
3	5.4.1.1	H i n w e i s : Durch Verifikation wird sichergestellt, dass das verwendete Analyse-Rechenprogramm geeignet ist, die zu untersuchende Problemstellung zuverlässig zu beschreiben. Verifikation ist der Prozess zum Nachweis, dass das implementierte Modell die mit der konzeptionellen Beschreibung des Modells durch den Entwickler verbundene Absicht zur Berechnung eines physikalischen Sachverhalts angemessen repräsentiert.	Ich habe Probleme die Definitionen zur Verifikation und Validation zu verstehen, insbesondere den Unterschied zwischen beiden. Warum nicht eine so einfache Formulierung, wie bspw. in der KTA3101.2 oder der DIN 25478: „Unter Validierung versteht man den Gültigkeitsnachweis des Berechnungssystems durch Vergleich der berechneten Ergebnisse mit theoretischen Referenzlösungen oder Referenzmeßergebnissen“.
4	5.4.1.1 (4)	Das zu verifizierende Berechnungssystem ist auf Referenzprobleme anzuwenden, für die entweder theoretische oder qualifizierte Referenz-Messergebnisse vorliege. Teile eines Berechnungssystems dürfen für sich allein verifiziert werden.	Fehlt zu „theoretische“ nicht noch ein Begriff, also bspw. „theoretische Referenzlösungen ?

5	5.4.1.1 (5)	Als Referenzlösungen sind Ergebnisse von Berechnungssy stemen, die entweder a) bereits verifiziert sind, oder	Werden hier die in (4) angesprochenen „theoretischen“ definiert ? In (6) sind allerdings „theoretische Referenzlösungen“ nur die Benchmark-Probleme. Ist dies so gewollt ?
6		b) die zu berechneten physikalischen Sachverhalten durch realistischere Modelle darstellen zu verwenden.	In der KTA 3101.2 6.1 (4) sind rechnerische Referenzlösungen verwendbar, wenn diese auf realistischen Modellen basieren. Die Verwendung von „realistischeren“ Modellen alleine stellt eine wesentliche Absenkung des Anforderungsniveaus dar.
7	5.4.1.1 (6)	Liegen keine Referenzmessergebnisse vor und ist eine Extrapolierbarkeit auf nicht verifizierte Anwendungsbereiche erforderlich, so sind vorzugsweise theoretische Referenzlösungen, sog. Benchmark-Probleme, heranzuziehen.	Gemäß KTA 3101.2 heißt es: Liegen keine Referenzmeßergebnisse vor und ist eine Extrapolierbarkeit auf Anwendungsbereiche erforderlich, die für die Auslegung nicht erheblich sind, so sind vorzugsweise theoretische Referenzlösungen, sog. Benchmark-Probleme, heranzuziehen, die gegenüber dem Reaktor meist eine vereinfachte Geometrie, aber auch problemspezifische Erschwernisse (zum Beispiel besondere Heterogenitäten) aufweisen und für die theoretische Referenzlösungen mit höherer Genauigkeit bekannt sind. Der fett gedruckte fehlende Halbsatz ist nicht unerheblich, ebenso die Erläuterungen zu den Benchmark-Problemen. Zudem ist m.E. die Extrapolierbarkeit zu zeigen, nicht erforderlich.
8			Und was ist, wenn keine Referenzmessergebnisse vorliegen und keine Extrapolierung erfolgen soll ?
9	5.4.1.1 (7)	Bei der Anwendung von Korrelationen und Tabellen sind die durch die Experimente vorgegebenen Parametergrenzen einzuhalten. Falls in Ausnahmefällen Extrapolationen erforderlich werden, muss ihre Zulässigkeit begründet werden.	und Zuverlässigkeit quantitativ dargestellt ...
10	5.4.1.2	H i n w e i s : Durch Validation wird die Eignung der in einem Rechenprogramm verwendeten Modelle bestimmte Problemstellungen bzw. Phänomene in den relevanten Parameterbereichen beschreiben zu können, nachgewiesen.	Siehe obige lf. Nr. 3
11	5.4.1.2 (1)	Die Ergebnisse der Rechenprogramme müssen nachvollziehbar sein und möglichst mit den Ergebnissen von Experimenten, Anlagentransienten, Standardproblemen oder den Ergebnissen anderer Rechenprogramme verglichen worden sein. Bei dem Vergleich von mit realistischen oder „best estimate“-Rechenprogrammen erhaltenen Ergebnissen mit Experimenten sollen die Messwerte nicht abdeckend wiedergegeben werden, sondern möglichst mit deren Mittelwerten übereinstimmen.	Warum nur „möglichst“ ? Bei nicht bekannte Verteilung der Messwertunsicherheiten bedeutet die Orientierung an den Mittelwerten m.E. ein methodisch nicht korrektes Verfahren.
12	5.4.1.2 (2)	Experimente sollen den Betriebsbereich der Reaktoranlage hinsichtlich der wesentlichen Parameter überdecken. In Fällen, wo eine Nachbildung der originalen Reaktorbedingungen nicht erfolgt ist, muss die Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse auf Reaktorverhältnisse begründet werden.	Umfasst dies auch die Transienten- bzw. Störfallbedingungen ?
13	5.4.2	Anforderungen an Daten Bei der Erstellung von Modellierungen und Datensätzen für bestehende Einrichtungen und Anlagen sollten die Ist-Daten herangezogen werden. Die Datenunsicherheit ist möglichst gering zu halten. Die Unsicherheiten der Analyseergebnisse aufgrund der verbleibenden	Gilt der letzte Satz auch für Best-Estimate ? Die Abdeckung der Unsicherheiten durch die Auswahl ist m.E. auch explizit nachzuweisen, was in einigen Fällen keinesfalls trivial ist. Sollte als Anforderung klar genannt werden.

		Datenunsicherheiten soll durch die Vorgehensweise bei der Auswahl der Ausgangs- und Randbedingungen abgedeckt werden.	
14	5.4.3 (1)	Die verbleibende Unsicherheit der Analyseergebnisse ist insbesondere für die realitätsnahen Rechnungen möglichst zu bestimmen. Für konservative Analysen sind die Unsicherheiten einschließlich der Modellunsicherheiten durch die Wahl ausreichend begründeter konservativer Anfangs- und Randbedingungen abzudecken.	Best-Estimate Rechnungen ohne Unsicherheitsangabe sind m.E. methodisch nicht zulässig („Blindflug“).
15	5.4.3 (2)	Mittels Sensitivitätsanalysen ist der ungünstigste Einzelfehler, der ungünstigste Ausfall aufgrund von Instandhaltung, bei der Analyse von Kühlmittelverluststörfällen zusätzlich die ungünstigste Bruchgröße und Bruchlage sowie der ungünstigste Kernzustand im Hinblick auf die gespeicherte Energie und die Leistungsverteilung zu.	Warum hier nur Bezug auf den KMV (wo bleiben die anderen Störfälle, bspw. RIA) ?
16	5.4.3 (3)	Durch Vergleich der Ergebnisse aus Nachrechnungen von relevanten Experimenten oder Anlagentransienten kann die Unsicherheit der Analyseergebnisse aufgrund von Modell- und Datenunsicherheit bestimmt werden.	Warum nur „kann“ ? Muss dies nicht der Fall sein ? Im Übrigen ist dies doch die Aufgabe der Validierung/ Verifizierung, Abschnitt 5.4.1,oder nicht ?
17	5.4.3 (4)	Alternativ kann die Unsicherheit der Ergebnisse über eine Unsicherheitsanalyse bestimmt werden. Diese ist konsequent von den Eingangsdaten, Randbedingungen und Modellen bis hin zu den Ergebnissen durchzuführen. Dazu wird für einen	Alternativ zu den Nachrechnungen von Experimenten ? Ist die Alternative „Unsicherheitsanalyse“, also ohne Nachrechnungen von Experimenten, in allen Fällen zuverlässig ?
18		Eingangsparameter kein Einzelwert, sondern eine Verteilung verwendet, die den Kenntnisstand zu dem jeweiligen Parameter ausdrückt. Abhängig von der Verteilung der Eingangsparameter ergibt sich eine entsprechende Ergebnisdarstellung, mit der die Auswirkung sämtlicher einbezogener Eingangsparameter auf die Unschärfe des Rechenergebnisses quantifiziert wird.	Und was ist mit den anderen Parametern (Randbedingungen, Modellparameter, Transientenbedingungen) ?
19	5.4.3 (5)	Für die Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren sind statistische Verfahren anzuwenden. Damit ist zu zeigen, dass	Verstehe ich richtig, dass bspw. für ATHLET, RELAP oder 3D-Neutronik-Codes statistische Verfahren anzuwenden sind ?
20		die Nachweiskriterien mit mindestens 95% Wahrscheinlichkeit nicht überschritten werden.	Was ist mit 95% Wahrscheinlichkeit genau gemeint (Vertrauensbereich ?, Quantil ?) ?
21	5.4.3 (6)	Auf eine Quantifizierung der Unsicherheit der thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Rechenverfahren bei realistischen Analysen kann verzichtet werden, wenn das Ergebnis unterhalb des Nachweiskriteriums, vermindert um den oberen Teil des 95%-Toleranzbandes des ungünstigsten Falles der betreffenden Ereignisklasse, liegt.	Diese Aussage verstehe ich nicht wirklich. Mein Verständnis ist: 1.: Voraussetzung ist: man kennt den ungünstigsten Fall einer Ereignisklasse; aber was ist mit Ereignisklasse gemeint ? die Sicherheitsebenen oder bspw. die Klasse der KMV-Ereignisse oder der Ganzkerntransienten ? 2.: für diesen Fall hat man die Unsicherheiten quantifiziert, man kennt also die Unsicherheitsbandbreite. 3.: die Annahme ist dann, dass für alle anderen Fälle die Unsicherheitsbandbreite maximal so groß ist wie die für den ungünstigsten Fall bereits quantifizierte, so dass dann auf eine erneute Quantifizierung verzichtet werden kann. Ist es so gemeint ? Falls ja, worauf gründet sich die Annahme, dass die Unsicherheitsbandbreite unabhängig vom Fall (also

			nicht nur vom Ereignis, sondern auch von der Art der Modellierung, Parametersetzung und Berechnung) ist.
4	5.3.3 (4)	Auf der Sicherheitsebene 4 werden ingenieurmäßige Bewertungen verstärkt eingesetzt. Insbesondere auf der Sicherheitsebene 4b handelt es sich bei den durchzuführenden Maßnahmen um die Nutzung der Reserven einer Anlage. Dabei ist es ausreichend, auf eine repräsentative detaillierte Untersuchung zurückzugreifen. Mit den o. g. Methoden der ingenieurmäßigen Bewertung ist es angemessen, die vorliegenden Ergebnisse auf die konkrete Anlage zu übertragen. Für Aussagen zur Wirksamkeit der betreffenden Maßnahme sind Plausibilitätsbetrachtungen ausreichend. Diese sind nachvollziehbar zu dokumentieren.	Aber gerade hier fehlt es doch an den „analytischen (detaillierten) Betrachtungen“. Unter welchen Bedingungen ist eine Plausibilitätsbetrachtung eine zulässige Methode, gemessen ans den üblichen wissenschaftlichen Anforderungen, wie Reproduzierbarkeit, Objektivierbarkeit und Nachvollziehbarkeit ?

2.12 Berufsgenossenschaft der Feinmechanik und Elektrotechnik

Fraktionsumlauf der KTA-Basisregeln Nr. 1, 2, 3, und 6
Stellungnahme

Sehr geehrter Herr Dr. Kalinowski
zu den Basisregeln 1, 2, 3 und 6 bestehen keine Änderungswünsche.