



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



- Textmodul -

„Sicherheitsanforderungen
für Kernkraftwerke

Grundlegende
Sicherheitsanforderungen"

ENTWURF

Revision B

SR 2475

Ergebnisse Team 1



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



- Textmodul -

„Sicherheitsanforderungen
für Kernkraftwerke:
Grundlegende
Sicherheitsanforderungen“

Revision B

ENTWURF

Dieser Bericht ist im Auftrag des BMU im Rahmen des Vorhabens SR 2475 erstellt worden. Die Arbeiten des Vorhabens SR 2475 werden in Teams durchgeführt. Der vorliegende Bericht gibt die gemeinsamen Arbeitsergebnisse des Teams 1 „Grundlagenpapier“ wieder.

Die Mitglieder des Teams 1 sind:

R. Donderer, Physikerbüro Bremen*
U. Erven, GRS
Dr. U. Jendrich, GRS
S. Kurth, Öko-Institut
H. Liemersdorf, GRS
Dr. M. Maqua, GRS
Dr. habil. M. Mertins, GRS*
E. Piljugin, GRS
Dr. M. Sogalla, GRS
A. Voswinkel, GRS

* Teamleiter

September 2006

Auftrags-Nr.: 813071

Anmerkung:

Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung zitiert, ganz oder teilweise vervielfältigt werden bzw. Dritten zugänglich gemacht werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers bzw. der Unterauftragnehmer wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

Vorwort

Im Vorhaben SR 2475 werden zu bisher im kerntechnischen Regelwerk nicht verankerten oder erheblich überarbeitungsbedürftigen Sicherheitsaspekten modularisierte Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik als Regeltextmodule im Detaillierungsgrad der „BMI-Sicherheitskriterien“ und „RSK-Leitlinien“ zusammengestellt. Den Sicherheitsanforderungen sind insgesamt 11 Module zugeordnet. Das Zusammenwirken aller Regeltextmodule und der weiteren kerntechnischen Regelungen ist in einem Wegweiser dargestellt.

Zu folgenden Sicherheitsaspekten wurden Regeltextmodule erstellt:

- Modul 1: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Grundlegende Sicherheitsanforderungen“
- Modul 2: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Auslegung des Reaktorkerns“
- Modul 3: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“
- Modul 4: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Ausführung der Druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“
- Modul 5: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an Leittechnik (Modul 5, Teil 1)“
„Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an Elektrische Energieversorgung, Störfallinstrumentierung (Modul 5, Teil 2)“
- Modul 6: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an Nachweisführungen und Dokumentation“
- Modul 7: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz“

- Modul 8 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an das Sicherheitsmanagement“
- Modul 9 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an den Strahlenschutz“
- Modul 10 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“
- Modul 11 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke:
Anforderungen an die Handhabung und Lagerung der Brennelemente“

Die vorangegangenen Entwürfe der Regeltextmodule Rev. A sind seit September 2005 im Internet (<http://regelwerk.grs.de>) verfügbar und wurden u. a. in Workshops, die vom 23. Januar bis 3. Februar 2006 im BMU durchgeführt wurden, zur Diskussion gestellt.

Alle bis Ende Februar 2006 zur Rev. A der Regeltextmodule eingegangenen Kommentare sowie die Hinweise aus den Workshops wurden bei der Erstellung der Rev. B ausgewertet.

Die vorliegende Unterlage des Regeltextmoduls in der Fassung Rev. B enthält dementsprechend in synoptischer Darstellung die Ergebnisse der Auswertung aller zum Modul 1 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ übermittelten Kommentare und Hinweise aus den Workshops. Zur besseren Lesbarkeit ist Rev. B von Modul 1 in einen Fließtext umgesetzt worden. Rev. B von Modul 1 ist wiederum im Internet unter <http://regelwerk.grs.de> verfügbar.

Gliederung

Grundsätze

1 Organisatorische ~~Anforderungen~~ Grundlagen der Sicherheit

~~1.1 Sicherheitsmanagement~~

~~1.2 Qualitätssicherung~~

~~1.3 Erfahrungsrückfluss und Informationspflichten des Betreibers~~

2 Technisches Sicherheitskonzept

2.1 Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen

2.2 Konzept des gestaffelten Einschlusses der radioaktiven Inventare
(Barrierenkonzept)

2.3 Konzept der ~~g~~Grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele)

2.4 Radiologische Sicherheitsziele

3. Übergreifende technische Anforderungen

3.1 Generelle Anforderungen

3.2 Leittechnik

3.3 Warten

3.4 ~~Versorgungsfunktionen~~ Elektrische Energieversorgung

3.5 Strahlenschutz

4. Anforderungen zur Kontrolle der Reaktivität

5. Anforderungen zur Kühlung der Brennelemente

6. Anforderungen zum Erhalt der Barrierenintegrität

7. Zu berücksichtigende Betriebszustände und Ereignisse

7.1 Betriebszustände, Störungen und Störfälle

7.2 Übergreifende Einwirkungen von ~~I~~innen (EVI) und von ~~A~~ußen (EVA)

7.3 Notstandsfälle

7.4 Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen

7.5 Unfälle mit schweren Kernschäden

8 Anforderungen an Dokumentation und Nachweisführung

Vorbemerkung:

Zu Kommentaren, die keine Fachfragen betreffen (gekennzeichnet durch „-“), werden Antworten in der Anlage zu Modul 1 gegeben.

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
353	E.ON	<p>Sehr geehrte Damen und Herren, am 14./15.12.2004 fand in Ihrem Haus eine erste Informationsveranstaltung über Ihr Vorhaben, das kerntechnische Regelwerk zu aktualisieren, statt. In den einleitenden Vorträgen dieser Veranstaltung legten Vertreter Ihres Hauses dar, dass ein Bedarf an Strukturierung und Systematisierung des „alten“ Regelwerks unter Integration neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse und Entwicklungen - auch aus dem internationalen Umfeld - bestehe.</p> <p>Die Vorträge der Vorhabensbeteiligten in dieser Informationsveranstaltung und die bisher von Ihnen vorgelegten Textentwürfe zu 3 von insgesamt 11 angekündigten „Modulen“ lassen die Vermutung aufkommen, dass gravierende Verschärfungen an die Anforderungen für den Betrieb unserer Anlagen zu besorgen sind. So führten Vertreter Ihres Hauses auf Nachfrage in der o. a. Veranstaltung aus, dass aus dem "neuen" Regelwerk wohl ein nicht unerheblicher zusätzlicher Nachweis- und Nachrüstbedarf resultieren könne.</p> <p>Wie in der Informationsveranstaltung von Ihnen gewünscht, übermitteln wir Ihnen hiermit eine erste Stellungnahme der Betreiber zu Ihrem Vorhaben:</p>	-
		<p>1. Grundsatzfragen</p> <p>Von Seiten der Länder und Betreiber wurden auf der Informationsveranstaltung viele Grundsatzfragen angesprochen, auf die allerdings nur vage eingegangen wurde:</p>	-
		- In wieweit soll mit dem neuen Regelwerk eine Aussage im Hinblick auf die erforderliche Schadensvorsorge getroffen werden?	-
		- Sollen die neuen Regelwerke bei der Ersetzung der Sicherheitskriterien und der Störfallleitlinie die gleiche Bindungswirkung bzw. Wertigkeit erhalten?	-
		- Wie soll die Anwendung konkret im Aufsichtsverfahren erfolgen?	-
		- Stellt die Erfüllung der neuen Anforderungen bei Änderungsgenehmigungen eine Genehmigungsvoraussetzung in Bezug auf die von der Änderung betroffenen Teile dar?	-

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	<p>- Soll das Regelwerk quasi einen Neuanlagenstandard beschreiben, obwohl in Deutschland ein Neubauverbot besteht?</p> <p>Diese Fragen sind praktisch unbeantwortet geblieben.</p>	-
	<p>2. Änderung der Sicherheitsphilosophie</p> <p>In diesem Zusammenhang erinnern wir an die Verständigung der EVU mit der Bundesregierung vom 11. 06.2001, mit der sich die Bundesregierung verpflichtet hat, Sicherheitsstandards und die diesen zugrunde liegende Sicherheitsphilosophie nur dann zu ändern, wenn denn dieses aufgrund von neuen Erkenntnissen geboten ist. Nicht zulässig sind danach Änderungen der Sicherheitsstandards aufgrund lediglich einer neuen Bewertung (Änderung der Sicherheitsphilosophie).</p> <p>Die bisherige Sicherheitsphilosophie spiegelt sich vor allem in den sog. BMI-Sicherheitskriterien und BMI-Störfalleitlinien wieder. Diese behördliche Sicherheitsphilosophie ist seinerzeit auf Bundesebene zentral festgelegt worden, damit das Restrisiko im Bundesgebiet einheitlich bewertet wird (vergl. Schattke ATW, 8/9 1988). Es sind gerade die erwähnten Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien, die nun geändert werden sollen.</p> <p>Änderungen der Sicherheitsphilosophie sind nicht nur durch die Verständigung ausgeschlossen, sondern die bestehenden Kernkraftwerke sind hiergegen auch durch das Atomgesetz geschützt (Bestandschutz), da trotz der Änderung der Sicherheitsphilosophie die in den Anlagen realisierte „nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden“ weiterhin gegeben ist.</p>	-
	<p>Bei der Durchsicht der vorliegenden Textentwürfe drängt sich uns jedoch auf, dass ein Großteil der geänderten Anforderungen nun gerade nicht durch neue Erkenntnisse begründbar ist (Dies ist im Einzelnen beispielhaft in der Anlage erläutert). Vielmehr werden allen bisher etablierten Sicherheitsebenen verschärfende Forderungen aufgebürdet.</p>	Siehe hierzu die Beantwortungen zur Anlage des E.ON-Schreibens.
	<p>3. Internationale Praxis</p> <p>Ihr Haus hat dargelegt, dass als Messlatte für den Anpassungsbedarf ein internationaler Vergleich genommen werden soll. Dies ist in der von Ihnen veröffentlichten Studie der Kienbaum Management Consultants GmbH „Zukunftsfähigkeit der Bundesauftragsverwaltung im Bereich des Atomrechts“ beschrieben:</p> <p>„Das internationale kerntechnische Regelwerk wird zzt. mit dem gegen-</p>	Konkrete diesbezügliche Kommentare zu Formulierungen in Modul sind im Folgenden ziffernweise beantwortet.

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	<p>wärtig in Deutschland geltenden Regelwerk verglichen, um die Bedeutung der Unterschiede zwischen diesen Regelwerken beurteilen zu können, insbesondere im Hinblick auf die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schadensvorsorge. Aus dem Vergleich wird sich auch ergeben, welche Aktualisierungen und Ergänzungen im deutschen kerntechnischen Regelwerk notwendig sind. Maßgeblicher Bezugspunkt ist hierbei das Regelwerk der IAEA. Die IAEA-Sicherheitsstandards stellen die im Wesentlichen international anerkannte Referenz dar."</p> <p>Die Sichtung Ihrer bisherigen Entwürfe zeigt jedoch, dass viele der von Ihnen vorgeschlagenen Standards international nicht der gängigen Praxis entsprechen. Auch sind einzelne Punkte nur vereinzelt in einem Land in Bearbeitung. Darüber hinaus wurden IAEA-Regeln redaktionell und inhaltlich erheblich verschärft. Somit gehen viele der bisher von Ihnen vorgelegten Anforderungen über das international Übliche hinaus. Dies entspricht nicht der von Ihnen behaupteten Messlatte. Überhaupt ist eine Übertragung des Vorgehens im Ausland auf deutsche Anlagen aus folgenden Gründen nur begrenzt zulässig:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Im Ausland wird die Kerntechnik ohnehin weiterentwickelt. Mittel- und langfristig werden neue Kernkraftwerke geplant. Neue Auslegungsstandards werden daher häufig nur für Neuanlagen gefordert. - Die deutschen Kernkraftwerke haben aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmale im präventiven Bereich heute schon ein deutlich höheres Sicherheitsniveau im Auslegungsbereich als die meisten ausländischen Anlagen. - Zusätzlich weichen die gesetzlichen Randbedingungen in den verschiedenen Ländern beträchtlich voneinander ab. Scharfe Grenzen der „Erforderlichkeit“ wie in Deutschland („erforderliche Schadensvorsorge“) fehlen oder haben einen anderen Stellenwert. Gleiches gilt für die Genehmigungsvoraussetzungen bei Änderungen. 	
	<p>4. Deutsches Regelwerk im internationalen Vergleich</p> <p>Generell ist es nach unserer Erkenntnis keinesfalls so, dass im Bezug auf das vorhandene Regelwerk das Ausland Deutschland weit überholt hat, sondern dass im Gegenteil bisher einige Länder überhaupt kein Regelwerk besitzen, welches dem deutschen Regelwerk - was Umfang und Konsistenz angeht - vergleichbar ist. Die Situation im Ausland ist eher heterogen:</p> <p>In S c h w e d e n wurde z. B. kürzlich ein neues (sehr schlankes) Regelwerk verabschiedet. Dabei wurde gleichzeitig (vor Inkrafttreten)</p>	<p>Eine „grundlegende Anpassung“ des Regelwerks ist im Rahmen der Aktualisierung des Regelwerks u. E. nicht erfolgt, vielmehr sind aufbauend auf den bestehenden Regelwerkstexten übergeordnete Konzepte eingefügt (hier insbesondere das Gestaffelte Sicherheitskonzept), Lücken geschlossen (hier insbesondere der Nichtleistungsbetrieb sowie die Sicherheitsebene 4) und Anpassungen an neue Erkenntnisse vorgenommen worden.</p>

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	<p>festgelegt, in welcher Form dies von den bestehenden Anlagen umgesetzt werden soll, so dass dort die oben zitierten grundsätzlichen Fragestellungen obsolet sind. Neue Auslegungsanforderungen im finnischen Regelwerk beziehen sich im Wesentlichen auf Neuanlagen. Länder wie Spanien, Großbritannien, Frankreich, Belgien und die Niederlande besitzen praktisch kein konsistentes Regelwerk.</p> <p>Festzustellen ist, dass zum gegenwärtigen Zeitpunkt ein grundlegender Anpassungsbedarf weder aus neuen Erkenntnissen noch aus der international üblichen Praxis ableitbar wäre.</p> <p>Ein evtl. Erneuerungsbedarf in Deutschland kann sich u. E. daher allenfalls auf die Systematisierung von Regeln, das Füllen einzelner Lücken (wie z. B. Sicherheitsmanagement) und punktuell auf das Anpassen einzelner Anforderungen aufgrund neuer Erkenntnisse beziehen. Im internationalen Vergleich war und ist das deutsche kerntechnische Regelwerk inhaltlich auf sehr hohem Niveau.</p>	
	<p>5. WENRA</p> <p>Auf der Informationsveranstaltung hat Ihr Haus ebenso wie die o. g. Kienbaum-Studie die IAEA-Sicherheitsstandards als Referenz dargestellt. Auch sollen Erkenntnisse aus der Arbeit der WENRA in das "neue" Regelwerk einfließen.</p> <p>Wir begrüßen ausdrücklich den von der EU-Kommission geförderten WENRA- Prozess, im europäischen Rahmen „reference levels“ und „best practices“ zu erarbeiten, die gerade nicht den kleinsten gemeinsamen Nenner bei der nuklearen Sicherheit in der EU festschreiben sollen. Zu einem Vergleich unserer Anlagentechnologie und Betriebsführung mit derartigen WENRA- Maßstäben sind wir jederzeit bereit.</p> <p>Dies bedingt jedoch, dass der WENRA-Prozess der Erarbeitung dieser Maßstäbe zu einem Abschluss gekommen ist und damit ein transparenter, EU-weiter Vergleich überhaupt erst ermöglicht wird.</p> <p>Nach unserer Kenntnislage besteht innerhalb der WENRA Übereinkunft, dass die „reference levels“ wohl erst in 2006 abschließend erarbeitet und dokumentiert sein werden und anschließend die Erfüllung der Referenzniveaus von jedem der an den Arbeiten der WENRA beteiligten Staaten national zu überprüfen ist. Abweichungen sollen dann bewertet und in Maßnahmenprogramme zu Verbesserungen bis 2010 umgesetzt werden. Vor diesem Hintergrund einer EU-weiten Harmonisierung sicherheitstechnischer Anforderungen ist es daher sinnvoll, die Arbeiten der WENRA</p>	-

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>abzuwarten und in diesem Kontext das deutsche Regelwerk ggf. fortzu-entwickeln.</p> <p>Abschließend möchten wir Sie an Ihre Zusage aus der o. g. Informations-veranstaltung erinnern, den Prozess der Erstellung eines "neuen" Regel-werks allen Beteiligten transparenter zu machen, z.B. durch einheitliche Begriffbestimmungen, aber insbesondere durch Kennzeichnung und Begründung von verschärften Anforderungen. Auf der von Ihnen einge-richteten Internet-Plattform konnten wir bisher die Umsetzung Ihrer Zusa-ge nicht nachvollziehen. Zudem ist u. E. die Plattform als Medium für einen konstruktiven Meinungs-austausch nicht geeignet.</p>	
		<p>Zusammenfassend stellen wir fest:</p> <p>Die vorgelegten Entwürfe belegen, dass die behördliche Sicherheitsphilo-sophie geändert werden soll.</p> <p>Ein grundlegender Anpassungsbedarf des deutschen Regelwerks ist weder aus neuen Erkenntnissen noch aus der international üblichen Pra-xis ableitbar.</p> <p>Vor einer inhaltlichen Auseinandersetzung mit den vorgelegten Entwürfen bedarf es einer Beantwortung der o. g. Grundsatzfragen.</p> <p>Eine Harmonisierung des Regelwerks auf internationaler Basis ist durch den WENRA-Prozess eingeleitet. Die Betreiber sind bereit, diesen Pro-zess konstruktiv zu begleiten. Die Überarbeitung des deutschen Regel-werkes sollte in diesem Kontext erfolgen.</p> <p>Dieses Schreiben ergeht im Namen aller deutschen Betreiber.</p>	-
		<p>Anlage: Beispielhafte Erläuterung, dass den vorliegenden Entwürfen für das neue Regelwerk eine Änderung der Sicherheitsphilosophie (neue Bewertungen und nicht neue Erkenntnisse) zugrunde liegt.</p> <p>Die bisherige Sicherheitsphilosophie spiegelt sich vor allem in den sog. BMI-Sicherheitskriterien und BMI- Störfalleitlinien wieder. Diese behörd-liche Sicherheitsphilosophie ist auf Bundesebene zentral festgelegt wor-den, damit das Restrisiko im Bundesgebiet einheitlich bewertet wird. Es sind gerade die erwähnten Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien, die nun geändert werden sollen.</p>	<p>Zielsetzung der Aktualisierung des Regelwerks ist es u. a., die bestehende Vielzahl an Regelungstexten zu systematisieren. Eine Aktualisierung des Regelwerks unter Beibehaltung aller bestehender Texte wäre nicht zielfüh-rend. Die neu erarbeiteten Modultexte sollen daher die Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien ersetzen, jedoch ist damit keinesfalls per se ableitbar, dass die in diesen bestehenden Texten beschriebene Sicherheitsphilo-sophie geändert wird. Siehe hierzu im Weiteren die Diskussion der im Einzel-nen angesprochenen Änderungen.</p>
		<p>In den vorliegenden Entwürfen für die „Grundlegenden Sicherheitsanfor-</p>	<p>Aufgabenstellung der Aktualisierung des Regelwerks ist es, die aus aktuel-</p>

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		derungen" (Modul 1), die die bestehenden „BMI- Sicherheitskriterien“ ersetzen sollen, sind viele Anforderungen an die Anlagenauslegung („design“) d. h. an die Konstruktion von Kernkraftwerken enthalten. Dies kann schon vom Ansatz her allenfalls dann sinnvoll sein wenn Anforderungen an Neuanlagen gestellt werden sollen; die bestehenden Kernkraftwerke sind allerdings naturgemäß auf Basis der bestehenden Sicherheitskriterien ausgelegt und erfüllen diese. Insoweit erfüllen sie zwangsläufig nicht die verschärften Auslegungsanforderungen.	ler Sicht zu fordernden sicherheitstechnischen Anforderungen zusammenzustellen (Stand von Wissenschaft und Technik).
		So soll z. B. ein neues Konzept von unabhängigen Sicherheitsebenen zur Klassifizierung von Einrichtungen und Maßnahmen eingeführt werden, welches in dieser Form bei der Einrichtung der Anlagen nicht vorgesehen war. Das zur Begründung herangezogene international übliche „Defence in Deph“-Konzept trägt nicht: Dieses Konzept liegt schon dem bestehenden Regelwerk zugrunde und wird deshalb von unseren Anlagen uneingeschränkt erfüllt. Neue Erkenntnisse, dass dies nicht ausreiche, liegen nicht vor.	Die in den Modulen formulierten Anforderungen des Gestaffelten Sicherheitskonzepts entsprechen u. E. dem „defence in depth“ Konzept der IAEA. Zur Frage der Klassifizierung von Einrichtungen und Maßnahmen sowie zu weiteren Aspekten des Gestaffelten Sicherheitskonzepts siehe die Beantwortung der Kommentare zu Abschnitt 2.1.
		Darüber hinaus werden Ereignisse auf der sog. Sicherheitsebene 4a (Restrisikoereignisse wie Flugzeugabsturz) im neuen Regelwerk praktisch wie Auslegungsstörfälle behandelt und unterliegen damit völlig neuen Anforderungen.	In den Modulen werden u. E. keine Anforderungen hinsichtlich der Ereignisse der Sicherheitsebene 4a gestellt, die dazu führen würden, dass diese „praktisch wie Auslegungsstörfälle“ behandelt würden.
		Außerdem werden Anforderungen an die Beherrschung von Unfällen gestellt, die nicht nur weit jenseits der erforderlichen Schadensvorsorge liegen, sondern für die bisher auch keine Maßnahmen zur Reduzierung des Restrisikos empfohlen waren (Sicherheitsebene 4c). Für solche - praktisch ausgeschlossene - Unfallabläufe, für die ja Maßnahmen des Katastrophenschutzes greifen, sollen nun die Betreiber die Anlagen nachrüsten, wobei die gestellten Forderungen in ihren Auswirkungen nicht absehbar und möglicherweise gar nicht erfüllbar sind.	Die Formulierung der Zielsetzung (vgl. Kapitel 1 in Modul 7, Revision B) wurde überarbeitet: Auf der Sicherheitsebene 4c soll das übergeordnete Schutzziel - Rückhaltung radioaktiver Stoffe - soweit wie möglich erfüllt werden, d.h. die Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung soll begrenzt sowie die Anlage in einen langfristig kontrollierbaren Zustand überführt werden. Die Maßnahmen sind dabei vorrangig darauf ausgerichtet, die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich zu erhalten. Mitigative Notfallmaßnahmen sind auch international Bestandteil des Gestaffelten Sicherheitskonzepts. Auch in deutschen Anlagen sind auf Basis von RSK-Empfehlungen entsprechende Maßnahmen umgesetzt.
		Neben diesen Änderungen im Sicherheitskonzept sind eine Vielzahl weiterer Verschärfungen im Einzelfall erkennbar, ohne dass neue Erkenntnisse eine solche Forderung notwendig machen.	Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten kenntlich gemacht und begründet werden.
		Beispielsweise stellt die Forderung, dass es bei den Auslegungsstörfällen mit Ausnahme des postulierten großen Kühlmittelverluststörfalls keine Brennstabsschäden geben dürfen, eine Verschärfung des bisherigen Regelwerk dar und entspricht nicht der internationalen Praxis. Es ist auch	Die in Modul 3 Revision B formulierten Anforderungen an die Brennstabintegrität bei Störfällen unterscheidet zwischen den Ereignissen Transienten der Sicherheitsebene 3, Reaktivitätsstörfälle und Leckstörfälle.

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		keine technische Begründung für eine solche Forderung erkennbar.	<p>Bei den Transienten folgt Modul 3 den bestehenden Anforderungen bzw. der Praxis. Nachweisziel ist hier die Brennstabintegrität.</p> <p>Bei den Reaktivitätsstörfällen wird gefordert, dass der Brennstoff innerhalb des Hüllrohrs verbleibt (siehe auch RSK 389. Sitzung Anlage 1a). Hier wird somit die Brennstabintegrität nicht gefordert.</p> <p>Bei den Leckstörfällen existieren Regelungen in den RSK LL DWR. Gemäß RSK LL Ziffer 2.2 (4) „sind insbesondere der Berechnung der Strahlenbelastung nach dem unterstellten Bruch einer Hauptkühlmittelleitung folgende hypothetische Annahmen zu Grunde zu legen: (...) Es ist zu unterstellen, dass 10 % aller Brennstäbe versagen, sofern nicht durch eine Schadensumfangsanalyse ein niedrigerer Wert nachgewiesen ist.“ Weiter in RSK LL Ziffer 22.1.1 (1): „Durch die Kernnotkühlung muss gewährleistet sein, dass: (...) infolge von Hüllrohrschäden die in Kapitel 2.2 (4) unter Nr. 2 genannten Freisetzungen von Spaltprodukten nicht überschritten werden,“ (siehe auch die diesbzgl. Anforderungen in den Störfallberechnungsgrundlagen). Somit besteht die Anforderung, dass bei großen Leckstörfällen der Brennstabschadensumfang auf 10 % zu begrenzen ist (siehe auch Störfallberechnungsgrundlagen, Anhang zu den Störfall LL). Für kleinere Leckstörfälle als dem Bruch einer Hauptkühlmittelleitung bestehen bislang keine expliziten Anforderungen. Ein einheitliches internationales Vorgehen liegt hinsichtlich der Leckgröße, ab der Brennstabschäden zulässig sein sollen, nicht vor. Die Leckgröße variiert hier zwischen 20 cm² und dem 0,1 F Leck. Da bei einem Leckereignis die Integrität der dfU (eine der drei metallischen Barrieren) nicht mehr gegeben ist, wird in Anlehnung an die Regelung bei Transienten für Leckstörfälle < 0,1 F als Nachweisziel die Brennstabintegrität formuliert.</p>
		In diesen Fällen hat es der Regelgeber „sich einfach noch einmal neu überlegt“. Diesen Änderungen liegt somit keine neue Erkenntnis, sondern vielmehr eine neue Bewertung zugrunde.	Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten kenntlich gemacht und begründet werden.
		Außerdem wird vielfach durch eine Modifizierung der Wortwahl gegenüber den gültigen BMI-Sicherheitskriterien eine nicht begründete Verschärfung eingeführt. Relativierende Begriffe wie „weitgehend“ und „angemessen“, „vorzugsweise“ sowie Ausnahmeregelungen sind ohne sachliche Begründung entfallen. Weder Notwendigkeit noch Konsequenzen sind erkennbar.	Siehe hierzu die ziffernweise Diskussion dieser Kommentare.
		Gravierend ist ebenso, dass mit dem Regelwerksvorhaben dem Betreiber entgegen der Gesetzeslage Nachweispflichten auferlegt werden sollen	Eine Nachweispflicht im Sinne „für Dritte nachvollziehbar“ ist in Revision A nicht mehr enthalten. In Revision B ist die Anforderung „jederzeit“ in den

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		(„Der Betreiber muss jederzeit in der Lage sein.. die Sicherheit der Anlage für Dritte nachvollziehbar nachzuweisen.“).	Ziffern 8 (1), (2) und (5) anpassen gestrichen. Es ist jedoch u. E. unabdingbarer Bestandteil der Vorsorge, dass im wissenschaftlich-technischen Sinne Gewissheit darüber besteht, dass die sicherheitstechnischen Anforderungen erfüllt sind. Hierzu sind Nachweise erforderlich, die im wissenschaftlichen Sinn nachvollziehbar sind. Siehe auch die Antworten zu Ziffer 8 (1) von Modul 1. Eine rechtliche Nachweispflicht können und wollen die Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke als Beschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik nicht begründen. Ein sicherer Betrieb erfordert, dass der Betreiber sich selbst gegenüber auf dokumentierter Basis Gewissheit über den Anlagenzustand haben muss.
		Insgesamt widerspricht das Vorhaben des BMU daher der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den EVU, dass die Bundesregierung keine Initiative ergreifen wird, um den Sicherheitsstandard und die diesem zugrunde liegende Sicherheitsphilosophie zu ändern.	-
465	Vattenfall Europe	Sehr geehrte Damen und Herren, in weiterer Konkretisierung und Ergänzung der bereits mit den Betreiberstellungnahmen vom 15. März, 12. Mai und 19. August dieses Jahres geäußerten Bedenken zu Ihrem Regelwerksvorhaben erhalten Sie mit diesem Schreiben unsere allgemeine Kommentierung Ihrer Entwürfe der Textmodule 7 bis 10 sowie die detaillierte Kommentierung zu Textmodul 11.	-
		Wie wir bereits zu den Textmodulen 1 bis 6 geäußert haben, sehen wir in den von Ihnen vorgelegten Textmodulen im Wesentlichen eine Verschärfung der geltenden Sicherheitsstandards ohne dass dies auf Grund neuer Erkenntnisse sachlich geboten ist. Daraus ist erkennbar, dass den neuen Anforderungen eine Änderung der Sicherheitsphilosophie zugrunde liegt.	Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten kenntlich gemacht und begründet werden.
		Dies gilt auch für die hier kommentierten Textmodule 7 bis 11. Insbesondere werden Anforderungen in den Sicherheitsebenen 1 bis 3 erhoben, die nach gültigem Regelwerk jenseits der erforderlichen Schadensvorsorge liegen.	
		Aus den Textentwürfen lassen sich z. B. auch keine probabilistischen Kriterien entnehmen, wie sie internationale Praxis sind und sich in IAEA Guides aber auch im WENRA-Vergleich widerspiegeln, die als Begründung für die Veränderung oder Verschiebung von Anforderungen auf den Sicherheitsebenen herangezogen werden könnten.	Für die Zuordnung von Ereignissen zu den Sicherheitsebenen liegen keine allgemein anerkannten quantitativen probabilistischen Kriterien bzw. Zahlenwerte für die einzelnen Ereignisse vor, auf deren Basis eine im Kommentar angesprochene Verschiebung von Anforderungen auf den Sicherheitsebenen belastbar durchführbar wäre.

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		Zur Begründung herangezogen werden vielmehr insbesondere Passagen aus IAEA Guides, deren empfehlender Charakter durch die Formulierung in absolute Einzelanforderungen gewandelt wird. Gleichzeitig werden diesen übergeordneten Anforderungen Detailanforderungen zur Seite gestellt, die eher den Charakter einer KTA-Regel haben und in einem übergeordneten Regelwerk nicht zielführend sind und ggf. zu Widersprüchen in einem Gesamtregelwerk führen können.	Siehe hierzu die im Einzelfall erfolgende ziffernweise Beantwortung.
		In unseren Kommentaren zu den Textmodulen 7 bis 11 in der Anlage finden Sie weitere Anmerkungen zu den Textmodulen.	-
		Aus unseren bisherigen Kommentaren wird insgesamt ersichtlich, dass wir aus den vorliegenden Textentwürfen die Notwendigkeit einer grundlegenden Überarbeitung des vorhandenen Regelwerks nicht ableiten können. In keinem Punkt ist erkennbar, ob und warum die vorgesehene Verschärfung der Anforderungen für die Gewährleistung der nach Stand von Wissenschaft und Technik gebotenen Schadensvorsorge erforderlich ist. Umso größerer Bedeutung kommt der von uns bereits mit unserem Schreiben vom 15. März 2005 von Ihnen erbetenen Beantwortung von Grundsatzfragen hinsichtlich der vorgesehenen Anwendung des überarbeiteten Regelwerks im konkreten Aufsichts- und Genehmigungsverfahren zu, zu der wir Sie hiermit erneut auffordern.	-
466	Framatome	<p>Anliegend erhalten Sie die Stellungnahme der Framatome ANP GmbH zu den Entwürfen der GRS Module I - 3. Die Kommentare sind als vorläufig zu verstehen, da gegenwärtig eine abschließende Kommentierung aus zwei Gründen nicht möglich ist:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Von den insgesamt vorgesehenen Modulen sind bisher erst 3 vorgelegt oder erläutert worden. <p>Da die Interpretation vieler Forderungen aber auch von Festlegungen in anderen Modulen abhängig ist (insbesondere von Modul 6), konnte insoweit nur mit entsprechender Unschärfe kommentiert werden. (Wir hatten vorgehabt, mit unseren Kommentaren die Verteilung des Moduls 6 abzuwarten, da dieser nach Ihrer im Dezember vorgestellten Terminplanung für März in Aussicht gestellt war und wir hier besondere, in der Kommentierung zu berücksichtigende Zusammenhänge mit anderen Modulen sehen.)</p> <ul style="list-style-type: none"> - Eine ausführliche Diskussion der Inhalte war in dem bisherigen Rahmen (eine Informationsveranstaltung mit nur begrenzter Diskussion) nicht möglich, so dass an vielen Stellen nicht nachgefragt werden konnte, 	-

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>was die Autoren mit den Formulierungen eigentlich gemeint haben.</p> <p>Ein wesentlicher Punkt unserer Kommentierung betrifft Formulierungen, die zu einer Verschärfung von Anforderungen führen könnten, ohne dass hierfür eine sicherheitstechnisch nachvollziehbare Begründung geben würde. Wir hatten Ihren einleitenden Worten auf der Informationsveranstaltung am 14./15. Dezember 2004 entnommen, dass außer in den Fällen, die klar genannt seien (z.B. Sicherheitsmanagement), eine Ausweitung oder Verschärfung von Anforderungen nicht geplant sei.</p> <p>Aus unserer Sicht hat jedoch schon die Diskussion auf der Informationsveranstaltung gezeigt – dies wurde durch die weitere Bewertung der vorgelegten Module bestätigt -, dass die Autoren der Module teils bewusst, teils unbeabsichtigt Formulierungen gewählt haben, die zu einer Verschärfung oder Ausweitung von Anforderungen führen oder führen können.</p> <p>Die nach der bisherigen Auswertung der Module aus unserer Sicht wichtigeren derartigen Punkte haben wir in der Anlage I zusammengefasst und erläutert. Die detaillierten Kommentare sind in der Anlage 2 zusammengestellt.</p> <p>Mehr redaktionelle/formale Kommentare, die jedoch für die Handhabbarkeit eines neuen Regelwerks Bedeutung haben, sind in Anlage 3 aufgelistet.</p> <p>Für weitere zu kommentierende Module möchten wir unseren, auf der Informationsveranstaltung im Dezember geäußerten Wunsch wiederholen, Neuformulierungen von Anforderungen, die auf eine Ausweitung oder Verschärfung bisheriger Anforderungen hinauslaufen, entsprechend kenntlich zu machen, damit dies von Formulierungen unterschieden werden kann, die unbeabsichtigt zu stärker interpretationsfähigen Anforderungen führen. Dies würde den Arbeitsaufwand nennenswert reduzieren.</p> <p>Erlauben Sie uns noch folgende Anmerkung: Hinsichtlich systematischer Zusammenstellung von Anforderungen stellen die Module bisher einen Rückschritt gegenüber KTA 2000 dar. Insofern bestätigen die Module indirekt, dass KTA 2000 auf einem sinnvollen Wege war und dass der Abbruch der Diskussion zu KTA 2000 keine fachliche Begründung findet. Wir bedauern deshalb weiterhin den Abbruch des Vorhabens KTA 2000 wegen der aus unserer Sicht unnötigen Verluste an Zeit und finanziellem</p>	<p>Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten kenntlich gemacht und begründet werden.</p> <p>Die Bewertung hinsichtlich der systematischen Zusammenstellung teilen wir nicht.</p>

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		Aufwand.	
467	MSGV Schleswig-Holstein	<p>2. Zum Ebenenkonzept</p> <p>Das Regelwerk soll in der 1. Ebene (Modul 1) die bisherigen Sicherheitskriterien ersetzen. In der zweiten Ebene sollen Regelungen getroffen werden, die im Detaillierungsgrad die bisherigen Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission und der Störfall- Leitlinien ersetzen. In der dritten Ebene sind die BMI/BMU-Richtlinien enthalten. Die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses bilden die vierte Ebene.</p> <hr/> <p>Gegen das dargestellte Ebenenkonzept bestehen keine grundsätzlichen Bedenken, denn mit diesem Konzept sollen insbesondere die zu stellenden Anforderungen dahingehend harmonisiert werden, dass damit eine bundeseinheitliche Vorgehensweise nach dem Stand von Wissenschaft und Technik sichergestellt werden kann. Dass die KTA-Fachregeln, die die 4. Ebene bilden, nach wie vor der weiteren Konkretisierung des hier zu betrachtenden untergesetzlichen Regelwerkes dienen, wird ausdrücklich begrüßt, da sie bereits heute einen wesentlichen Bewertungsmaßstab für die Aufsichtsbehörde und die Sachverständigen darstellen. Damit wird auch aus unserer Sicht gewährleistet, dass die Umsetzung der zu stellenden Anforderungen nicht hinter dem durch die KTA-Verfahrensregelung vorgegebenen Standard zurück bleibt. Außerdem begrüßen wir die systematische Aktualisierung des KTA-Regelwerks durch die zyklische Überprüfung auf Aktualität, wie sie in den KTA-Grundlagen und -Verfahren beschrieben ist.</p> <hr/> <p>Auf mittelfristige Sicht sehen wir es aber als erforderlich an, die Inhalte der Regeln und Richtlinien der 3. Ebene und die RSK- Leitlinien, in die</p> <ul style="list-style-type: none"> - Ebenen 1 und 2, die zu stellenden übergeordneten Anforderungen, - bzw. Ebene 4, die Umsetzung dieser Anforderungen in den Fachregeln <p>zu integrieren und zu ergänzen. Die BMI/BMU-Richtlinien können dann formal entfallen. Zu den Ebenen der Regeln halten wir Definitionen für erforderlich, die den Charakter der Inhalte beschreiben. Die Zuordnungs- und Abgrenzungskriterien der einzelnen Ebenen sollen sicherstellen, dass Regelwerke einer Ebene ein homogenes Qualitätsniveau der Merkmale enthalten. Den erforderlichen Unterschieden im Abstraktions- und Detaillierungsgrad sowie die Unterscheidung in ausführungsunabhängige Merkmale und ausführungsbestimmende Merkmale sollte über die Definition der Regelwerksebenen Rechnung getragen werden.</p>	<p>Gemäß derzeitigem Stand entfallen nicht alle bestehenden BMI/BMU-Richtlinien (3. Ebene gemäß Kommentar) (siehe hierzu im Einzelnen im „Wegweiser Regelwerk“).</p> <hr/> <p>-</p> <hr/> <p>Mit der Aktualisierung des Regelwerks (Module) sind die Sicherheitskriterien (BMI) in Modul 1 integriert worden, die Störfall LL, RSK LL und die Grundlagen des BMU zum Sicherheitsmanagementsystem in die Modul 2-11. Die unverändert gebliebenen Richtlinien des BMI/BMU sind im Wegweiser aufgeführt. Eine Aufhebung dieser Richtlinien ist bisher nicht geplant gewesen. Als Abgrenzungsmerkmale für die in den Modulen 2-11 zu formulierenden Texten gegenüber KTA Regeln dienen zum Einen die bestehenden, zu ersetzenden Texte, sofern keine entsprechenden KTA Texte vorliegen. In Einzelfällen sind, sofern keine Regelungen in KTA Regeln vorliegen, neue Regelungen in den Modulen aufgenommen worden, die hinsichtlich des umgesetzten Abstraktions- und Detaillierungsgrad auch in eine KTA Regel überführt werden könnten. Als grobe Orientierung diene zudem die Prüffrage, inwieweit erwartet werden kann, dass die zu formulierenden Regelungen für einen deutlich längeren Zeitraum unverändert Bestand haben wer-</p>

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	<p>Die Abgrenzungen der Ereignisse und ihre Zuordnung zu den Sicherheitsebenen in Modul 3 entspricht teilweise nicht der bisherigen Genehmigungspraxis. So werden in dem Modul 3 u. a. die Störfall-Leitlinien als Basisunterlage herangezogen. Diese stellen vom Grundsatz ausführungsunabhängige Anforderungen dar. Der Geltungsbereich der Störfall-Leitlinien (und vom Grundsatz ebenso die gültigen RSK-Leitlinien für DWR) betreffen lediglich Druckwasser-Reaktoren, die ihre 1. TEG nicht vor dem 01.07.1982 erhalten haben. Ob aufgrund dieser Vorgaben und ggf. welche ausführungsunabhängigen Anforderungen aus diesen Leitlinien generiert und in die vorliegenden Entwürfe des Modul 3 übernommen und für alle Anlagen als verbindlich erklärt werden können, muss rechtlich in jedem Einzelfall bewertet werden. Es sollte daher geregelt werden, welche Bedeutung diese Anforderungen in dem Modul 3 bzgl. der Kernkraftwerke haben, die nicht auf der Grundlage der Störfall-Leitlinien genehmigt wurden.</p>	<p>den, als die Überprüfungsfristen der KTA Regeln.</p> <p>-</p>
	<p>Durch das Vorhaben sollen wesentliche Lücken im bisherigen Regelwerk geschlossen werden. Insbesondere betrifft dies die Bereiche</p> <ul style="list-style-type: none"> - anlageninterner Notfallschutz, Ereignisse im Nichtleistungsbetrieb, Digitale Leittechnik, Softwarequalität und -zuverlässigkeit, zu verwendende Untersuchungsmethoden und Nachweisverfahren, Sicherheitsmanagement und Harmonisierung der Qualitätssicherung KTA 1401/ISO 9001, - das personell-organisatorische Sicherheitskonzept; Schulungs- und Qualifizierungskonzept, - Auslegungs- und Nachweisanforderungen an die mechanische Kernauslegung. 	<p>Zu den genannten Bereichen sind u. E. in den jeweiligen Modulen die übergeordneten Anforderungen formuliert worden. Das Schulungs- und Qualifizierungskonzept ist detailliert in den entsprechenden Richtlinien zur Fachkunde beschrieben. Daher genügen in Modul 1 sehr allgemeine Anforderungen.</p>
	<p>Weiterhin sind Einzelthemen wie Alterungsmanagement, Radiolyse-gasproblematik und Hochabbrand, zu denen RSK- Stellungnahmen vorliegen, mit in den Blick zu nehmen. Als Ziel führend wird eine frühzeitige Beteiligung des KTA durch Umsetzung der übergeordneten Anforderungen in detaillierte Ausführungsmerkmale angesehen, um Interpretationsprobleme zu vermeiden. Mit dem gewählten Ansatz, die Hierachiestufen auf verschiedenen Ebenen zu systematisieren bei gleichzeitiger Fortgeltung der Fachregeln, können dann im aufsichtlichen Verfahren einzelne „auslegungsabhängige Ausführungsmerkmale“ weiterhin einer vertieften Prüfung unterzogen werden. Damit die Arbeitsgremien des KTA auch</p>	<p>Zu den genannten Einzelthemen sind auf Basis der RSK Stellungnahmen in den jeweiligen Modulen übergeordnete Anforderungen formuliert bzw. aufgegriffen worden.</p>

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>formal dieses BMU-Vorhaben bereits jetzt reflektieren können, sollte schnellst möglich der Kerntechnische Ausschusses (KTA) eingebunden werden.</p> <p>Es wird erwartet, dass die Erstellung von einschlägigen Regeln der Technik im KTA, die lange Zeit zurückgestellt worden war, in den kommenden Jahren zielstrebig verfolgt wird und in absehbarer Zeit zu einem geschlossenen System technischer Anweisungen zur Vereinfachung und Beschleunigung der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren führen wird.</p>	-
498	VGB Power	<p>Einige Kritikpunkte am Modul 1 „Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ des Regelwerksvorhabens des BMU: Gewählter Ansatz ist international unüblich: IAEA in „Safety of Nuclear Installations“ (Fundamental No. 110): Definition von Sicherheitszielen, z.B. Technical Safety Objective “To take all <u>reasonably practicable measures</u> to prevent accidents in nuclear installations and to mitigate their consequences should they occur; to ensure with a <u>high level of confidence</u> that, for <u>all possible accidents taken into account in the design of the installation</u>, including those of very low probability, any radiological consequences would be minor and below prescribed limits; and <u>to ensure that the likelihood of accidents with serious radiological consequences is extremely low.</u>”</p> <p>Direkt ableitbare Kritikpunkte:</p> <ul style="list-style-type: none"> Modul 1 gibt anstelle einer Zielorientierung konkrete starre Ausprägung vor Durch indikative Beschreibung wird der festlegende Charakter noch unterstrichen Keine Aussagen zu Verhältnismäßigkeitsbetrachtungen Unbegründete Verschärfung bestehender Anforderungen 	<p>Der Kommentar, dass der in Modul 1 gewählte Ansatz international unüblich sei, ist nicht nachvollziehbar. Es wird in Modul 1 zunächst das übergeordnete Sicherheitsziel (Schutz vor den radioaktiven Inventaren, siehe Ziffer 2.1 (1) Modul 1) formuliert, wie auch in den im Kommentar genannten IAEA Unterlagen (dort siehe Ziffern 201-205) und sodann im Weiteren technische Ziele (Ziffern 2.1 (2) ff). Die im Kommentar zitierte Aussage (Ziffer 206) aus der IAEA Unterlage ist u. E. durch diese Ziffern in Modul 1 angesprochen, wobei allerdings die Formulierung „reasonably practicable measures“ nicht verwendet wird, da hierzu aufbauend auf den bestehenden Anforderungen konkretere Formulierungen vorliegen.</p> <p>Dieser Kommentar ist nicht nachvollziehbar. So werden bspw. in Abschnitt 2.1 bei der Beschreibung der grundlegenden Merkmale des Gestaffelten Sicherheitskonzepts weitgehend Ziele formuliert. Eine Konkretisierung erfolgt in Abschnitt 3, wobei sich dort weitestgehend die bestehenden Regelungen der BMI Sicherheitskriterien wiederfinden.</p> <p>Sinn des Regelwerkes ist es u. E. zu beschreiben, welche Sicherheitsvorkehrungen bei Umsetzung des Standes von Wissenschaft und Technik vorzufinden sind. Diese Vorkehrungen werden, soweit sie dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen, dabei möglichst konkret festgelegt. Für eine Differenzierung (müssen/sollen) ist bei der Beschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik als eines Idealzustandes denklogisch kein Raum.</p> <p>Aussagen zu Verhältnismäßigkeitsbetrachtungen gehören u. E. nicht ins technische Regelwerk.</p> <p>Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten kenntlich gemacht und begründet.</p>

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
		det werden.
	<ul style="list-style-type: none"> Nicht im Aufsichtsverfahren etablierte, fachlich kontrovers diskutierte Themengebiete werden in den Regelwerksstatus überführt 	Siehe hierzu die Fachantworten an den jeweiligen Textstellen in den verschiedenen Modulen.
	<ul style="list-style-type: none"> Auslegungsüberschreitende Störfälle werden faktisch Auslegungsstörfällen gleichgesetzt 	Die Anforderungen, die in den Modulen bzgl. der Sicherheitsebenen 4b und 4c beschrieben sind, unterscheiden sich von denjenigen der Sicherheitsebene 3. Eine „faktische Gleichsetzung“ ist nicht erfolgt.
	<ul style="list-style-type: none"> Ansatz entspricht nicht der international üblichen Vorgehensweise 	Ohne Konkretisierung ist dieser Kommentar nicht nachvollziehbar (siehe auch oben zum Kommentar bzgl. IAEA Zitat).
	Fehlende Zielorientierung:	
	<ul style="list-style-type: none"> Es werden keine übergeordneten Sicherheitsziele definiert 	Dieser Kommentar ist nicht nachvollziehbar. Wie bereits ausgeführt, wird in Modul 1 zunächst das übergeordnete Sicherheitsziel (Schutz vor den radioaktiven Inventaren, siehe Ziffer 2.1 (1) Modul 1) formuliert und sodann im Weiteren technische Ziele (Ziffern 2.1 (2) ff).
	<ul style="list-style-type: none"> Das international ereignisorientiert ausgerichtete Konzept der Sicherheitsebenen wird durch eine starr komponentenorientierte Betrachtungsweise verschärft 	Hier liegt ggf. eine Fehlinterpretation vor. Die Sicherheitsebenen definieren sich aus Anlagenzuständen, die im Wesentlichen aus Ereignissen bestimmt werden (siehe Begriffsdefinition). Die auf den jeweiligen Sicherheitsebenen erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen (auch Komponenten) werden damit durch die zu Grunde liegenden Ereignisse bestimmt. Insofern ist u. E. eine „starr komponentenorientierte Betrachtungsweise“ sowie eine „Verschärfung“ gegenüber international üblichem Vorgehen in den Modulen nicht enthalten.
	<ul style="list-style-type: none"> Es werden neue, unbegründete Anforderungen an Nachweisziele und Komponentenauslegung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 gestellt 	Es ist eines der Grundmerkmale des Gestaffelten Sicherheitskonzepts, dass die „Verteidigungsvorkehrungen“ auf den jeweiligen Sicherheitsebenen möglichst unabhängig voneinander ausgebildet sind. Dieses Grundmerkmal ist in Modul 1 Ziffer 2.1 (5) formuliert. Aus diesem Merkmal ergeben sich zwangsläufig auch Anforderungen an die Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 und 2. In Revision B von Modul 1 sind diesbezüglich allerdings Präzisierungen vorgenommen worden, mit der Zielsetzung, die Vielzahl der Einrichtungen, die auf diesen Sicherheitsebenen vorhanden, jedoch nicht oder kaum von Sicherheitsrelevanz sind, auszusparen.
	<ul style="list-style-type: none"> Der etablierte Schutzzielbegriff ist entfallen, statt dessen Einführung des neuen Begriffs „Sicherheitsfunktion“ 	Der Begriff „Grundlegende Sicherheitsfunktion“ wird durch „Schutzziel“ ersetzt.
	<ul style="list-style-type: none"> Das bisherige Vorgehen, die Anlagensicherheit durch den Nachweis der Erfüllung von Schutzzielen (englisch: „fundamental safety functions“) nachzuweisen, entfällt (IAEA Safety reports No. 46: „For 	Dieser Kommentar ist nicht nachvollziehbar. In Abschnitt 2.3 von Modul 1 wird das Konzept der Schutzziele eingeführt und in allen anderen Modulen weiter verwendet. Grundmerkmal dieses Konzepts ist es, die Erfüllung der

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	nuclear power plants, the safety objectives are ensured by fulfilling the three fundamental safety functions.”)	Schutzziele durch die Einhaltung der den Schutzzielen zugeordneten Nachweiszielen und -kriterien nachzuweisen.
	Fehlende Würdigung der Verhältnismäßigkeit:	Aussagen zu Verhältnismäßigkeitsbetrachtungen gehören u. E. nicht ins technische Regelwerk.
	<ul style="list-style-type: none"> Formulierungen in nationalen und internationalen Quellen, die die auf Verhältnismäßigkeitsbetrachtungen hinweisen, („weitgehend“, „in angemessenen Umfang“, „to the extent practicable“, „to the extent possible“) wurden bewusst beseitigt. 	Es ist richtig, dass Begriffe, wie sie im Kommentar genannt werden, möglichst vermieden bzw. gestrichen wurden. Hintergrund dafür ist, dass mit Verwendung dieser Begriffe die Anforderungen einen unbestimmten Charakter erhalten, was in einem technischen Regelwerk nicht zielführend ist. Sofern bei der Frage, welche Sicherheitsvorkehrungen zu realisieren sind, Verhältnismäßigkeitsüberlegungen stattfinden, so sollte dies u. E. außerhalb des technischen Regelwerks erfolgen bzw. geregelt werden. Formulierungen wie „soweit technisch nicht möglich“ werden hingegen auch in den Modulen verwendet.
	<ul style="list-style-type: none"> Im Modul 1 „Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ soll die PSA lediglich ergänzend zur deterministischen Analyse eingesetzt werden; Ihr international üblicher sowie nach gültigem PSÜ-Leitfaden möglicher Einsatz als Instrument der Bewertung der Notwendigkeit von Maßnahmen wird nicht erwähnt. 	Siehe Antworten zu Ziffer 8, Modul 1 Revision A.
	<ul style="list-style-type: none"> WENRA zur Nutzung der PSA: „PSA shall be used <u>to identify the need for modifications</u> of the plant and its procedures...“ Convention on nuclear safety, Second Review Meeting of the Contracting Parties, April 2002: “Probabilistic safety assessment (PSA) is used by most Contracting Parties with nuclear installations for <u>identification of areas of potential improvement</u> in the design, plant upgrading or regulatory effectiveness.” 	
	<ul style="list-style-type: none"> Bei indikativer Darstellung des Regelwerkstextes kann jede Abweichung unabhängig von ihrer Sicherheitsrelevanz als Regelwerksverstoß interpretiert werden. 	-
	Neue, unbegründete Forderungen: Einige Beispiele:	-
	<ul style="list-style-type: none"> Forderungen nach permanenter Nachweispflicht im Sinne der Biblis-Auflage 	In Revision B ist die Anforderung „jederzeit“ in Ziffern 8 (1), (2) und (5) gestrichen. Siehe auch die Antworten zu Ziffer 8 (1) von Modul 1.
	<ul style="list-style-type: none"> Festlegung einer Pflicht zur Information der Behörden zu unbestimmten sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Betriebserfahrungen und Erkenntnissen unterhalb der Meldepflicht. 	Aus §19 vii des Gesetzes zur Sicherheitskonvention folgt, dass der Betreiber die Behörde über Betriebserfahrungen informieren muss, damit die Behörde ihrerseits den Verpflichtungen des Gesetzes nachkommen kann. Außerdem ist dies bereits Praxis siehe z.B. Monats- und Jahresberichte.

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		<ul style="list-style-type: none"> ▪ Neue Forderungen zu Maßnahmen des Betreibers zum Katastrophenschutz jenseits des Notfallschutzes. 	Die Unterstützung des Katastrophenschutzes durch den Betreiber ist keine neue Anforderung. In Modul 1 werden auch keine Maßnahmen gefordert, die über das bestehende Regelwerk hinausgehen würden. Der Kommentar ist insofern nicht nachvollziehbar.
		<ul style="list-style-type: none"> • Neue Forderungen zur Störfallbeherrschung auf den Sicherheits-ebenen 4b und 4c <ul style="list-style-type: none"> - Ereignisse der Sicherheitsebene 4b werden wie Auslegungs-störfälle behandelt - Umfangreiche Forderungen auf der Sicherheitsebene 4c, deren Erfüllung einen nicht vorhandener Kenntnisstand voraussetzt. 	Die Forderungen zu den zu planenden Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes basieren auf älteren und neuen Empfehlungen der RSK und dem internationalen Vorgehen. Es sollen repräsentative Ereignisse und Ereignisabläufe auf der Sicherheitsebene 4b und relevante Phänomene und Anlagenzustände auf der Sicherheitsebene 4c zu Grunde gelegt werden (siehe hierzu: Modul 7 Revision B). Beliebige Kombinationen von Ausfällen werden nicht gefordert. Nur hinreichend erforschte Phänomene sind angemessen zu berücksichtigen. Die Nachweise für die Wirksamkeit von eigens für den anlageninternen Notfallschutz vorgesehenen Notfallmaßnahmen beziehen sich auf die bei der Planung dieser Maßnahmen zu Grunde gelegten Ereignisabläufe. Diesbezüglich wurden an verschiedenen Stellen der Texte im Modul 7 Präzisierungen vorgenommen. Die Planungen des anlageninternen Notfallschutzes richten sich an den von der Anlagentechnik gegebenen Möglichkeiten aus. Grundlage ist die bestehende Anlagentechnik einschließlich der bereits implementierten Notfallmaßnahmen (dokumentiert z.B. in den Berichten der Bundesregierung zur Sicherheitskonvention). Ein zusätzlicher und diversitärer Satz von Sicherheitseinrichtungen ist nicht gefordert.
		<ul style="list-style-type: none"> ▪ Verschärfungen bei der Anwendung des Einzelfehlerkriteriums. ▪ Überlagerung des Nichteinfahrens des wirksamsten Steuerstabs mit einem weiteren Einzelfehler 	Siehe hierzu die Diskussionen an den betreffenden Textstellen.
		Überführung nicht etablierter Themen in den Regelwerksstatus:	-
		<ul style="list-style-type: none"> ▪ Definition des Sicherheitsmanagements und abgeleitete Anforderungen werden derzeit noch fachlich diskutiert 	Z. Z. läuft die Entwicklung von Sicherheitsmanagementsystemen in den Anlagen ohne eine ausreichende Berücksichtigung im nationalen Regelwerk. Lediglich die „Grundlagen“ bieten Anhaltspunkte für die Betreiber, Behörden und Gutachter. Internationale Regelungen haben bereits ein umfangreiches Regelwerk zu diesem Thema geschaffen. Der vorliegende Regelwerksentwurf Modul 1 gibt zur Entwicklung von Sicherheitsmanagementsystemen nur einen groben Rahmen vor, der in Modul 8 präzisiert wird.
		<ul style="list-style-type: none"> ▪ Geforderte Analysen von „Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen“ bieten breiten Spielraum für Interpretationen 	Die diesbezüglichen Forderungen von Modul 7 Revision B wurden überarbeitet. Es sollen repräsentative Ereignisse und Ereignisabläufe auf der Sicherheitsebene 4b aus 3 Ereignisgruppen zu Grunde gelegt werden. Dies empfiehlt auch die RSK in ihrem jüngsten Grundsatzpapier zum Vorgehen.

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		<ul style="list-style-type: none"> Die Forderungen zur Sicherheitsebene 4c (Unfälle mit Kernschmelzen) stellen eine Änderung der Sicherheitsphilosophie dar. Ihre Umsetzung im Aufsichtsverfahren ist darüber hinaus nach gegenwärtigem Stand von Wissenschaft und Technik nicht seriös möglich (große Kenntnisunsicherheiten) 	<p>Beliebige Kombinationen von Ausfällen werden nicht gefordert.</p> <ul style="list-style-type: none"> Im Modul 7 Rev. B werden spezifische Anforderungen für die 4. Sicherheitsebene zusammengestellt, die sich von denen im Auslegungsbereich unterscheiden. Zur rechtlichen Einordnung der 4. Sicherheitsebene wird im Rahmen des Vorhabens nicht Stellung genommen. Die bestehenden Unsicherheiten, insbesondere im Bereich der Sicherheitsebene 4c, wurden durch Einschränkungen bei den Formulierungen berücksichtigt (z.B. „soweit möglich“). Das Konzept des anlageninternen Notfallschutzes ergänzt die hochwertigen Maßnahmen auf den vorgelagerten Sicherheitsebenen. Die Vorgehensweise wird durch die vorgenommenen Ergänzungen insbesondere in den Kapiteln 2 und 3 im Modul 7 Rev. B erläutert. Es sind auf der Sicherheitsebene 4c nur solche Phänomene zu betrachten, die hinreichend erforscht sind.
		<ul style="list-style-type: none"> Es existieren keine im Aufsichtsverfahren etablierte Vorgehensweisen zur geforderten Quantifizierung von Unsicherheiten bei Nachweisen. 	<p>Es ist essentiell, dass Nachweisführungen mit einer hohen Aussagesicherheit versehen sind. Dies bedeutet bspw. bei rechnerischen Nachweisführungen, dass die mit diesen Rechnungen verbundenen Unsicherheiten bekannt sind, denn ansonsten wäre die Aussagesicherheit des Ergebnisses unbekannt. Die Quantifizierung von Unsicherheiten ist Bestandteil der täglichen wissenschaftlich-technischen Arbeit und bspw. seit dem Jahr 1989 im Regelwerk der USA gefordert, wenn "best estimate" Rechenprogramme bei Nachweisen zum KMV verwendet werden. In dem einschlägigen IAEA Safety Guide NS-G-1.2 „Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants“, Ziffer 4.90 ist dies ebenfalls niedergelegt. Insofern gibt der Kommentar nicht den internationalen Stand wieder.</p>
		<p>Unausgewogene Tiefe:</p> <p>Modul 1 „Grundlegende Sicherheitsanforderungen“ enthält Festlegungen mit sehr unterschiedlichem Detaillierungsgrad</p> <ul style="list-style-type: none"> Sehr ausführliche Darstellung der Anforderungen an die E- und Leittechnik Sehr ausführliche Darstellung der Anforderungen an Versorgungsfunktionen Sehr ausführliche Darstellung der Anforderungen an die Notsteuerstelle Sehr ausführliche Darstellung der Anforderungen an die Lüftung 	<p>In Revision B von Modul 1 werden gemäß ursprünglichem Text (BMI Sicherheitskriterien) vorhandene Passagen teilweise in die jeweiligen Fachmodule verlagert.</p>

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		<ul style="list-style-type: none"> ▪ Deutlich weniger ausführliche Darstellung der Anforderungen an Kühlung der Brennelemente, Kontrolle der Reaktivität und Einschluss der Radioaktivität ▪ Sehr kurze und unvollständige Behandlung der PSA 	
		<p>Fazit:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Modul 1 des Regelwerksvorhabens des BMU weist sowohl konzeptionelle als auch sachliche Mängel auf • Eine zielorientierte, ausführungsunabhängig formulierte Beschreibung von sicherheitstechnischen Anforderungen ist nicht vorhanden • Sicherheitstechnische Zielsetzungen auf Basis probabilistischer Methoden fehlen völlig • Internationale Vorgaben wurden lediglich selektiv und damit sinnentstellend berücksichtigt • Das Modul enthält viele unbegründete Verschärfungen • Es ist nicht für die Anwendung in Aufsichts- und Genehmigungsverfahren bestehender Anlagen geeignet ▪ Die genannten Mängel lassen sich nicht im Rahmen eines Workshops korrigieren 	<p>Siehe Antworten zu Ziffer 8 (7) Modul 1 Revision A.</p> <p>Siehe oben.</p>
622	Noack, RWE Power	<p>Wie ist der internationale Stand von Wissenschaft und Technik definiert? Die IAEA hat da verschiedene Arten von Unterlagen veröffentlicht und die in der Hierarchie am höchsten stehenden Unterlagen sind so genannte "Fundamentals". Da gibt es als Basisunterlage das Fundamental No 110 „Safety of Nuclear Installations". Da wird eine Zielorientierung vorgegeben. Ein Kritikpunkt, den wir gestern oft gebracht haben, der sich auch in Modul 1 findet. Wir sehen keine Definition von Zielen. Was tut die IAEA an dieser Stelle? Die IAEA hat einen „General Nuclear Safety Objective" definiert. Dieses „General Nuclear Safety Objective" beinhaltet den Schutz von Personen und der Umgebung vor den schädlichen Folgen der radioaktiven Strahlung. Das ist etwas, was wir im Atomgesetz haben. Untergeordnet definiert die IAEA in ihrem "Safety Fundamentals" einen "Radiation Protection Objective" und ein "Safety of Nuclear Installations Objective". Diese beiden Ziele dienen dazu, dieses "General Nuclear Safety Objective" zu erfüllen. Was schreibt die IAEA? Die IAEA schreibt, das finde ich ein sehr schönes Zitat, was unsere Kritik auch schon weitgehend begründet. Die IAEA fordert: "To take reasonable practicable measures to prevent accident in nuclear installation and to mitigate their</p>	<p>Wie bereits ausgeführt (siehe oben zu Kommentar 498), wird in Modul 1 zunächst das übergeordnete Sicherheitsziel (Schutz vor den radioaktiven Inventaren, siehe Ziffer 2.1 (1) Modul 1) formuliert, wie auch in der im Kommentar genannten IAEA Unterlagen (dort siehe Ziffern 201-205) und sodann im Weiteren technische Ziele (Ziffern 2.1 (2) ff). Die im Kommentar zitierte Aussage (Ziffer 206) aus der IAEA Unterlage ist u. E. durch diese Ziffern in Modul 1 angesprochen. Das im Kommentar genannte Zitat der IAEA beschreibt im Übrigen nicht das übergeordnete „General Nuclear Safety Objective" sondern ein darunterliegendes „Technical Safety Objective". Diesem übergeordnet setzt die IAEA das „Radiation Protection Objective".</p>

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>consequences should they occur. To ensure with the high level of confidence, that for all possible accidents taken into account in the design of the installation, including those of very low probability any radiological consequences would be minor and below prescribed limits and to insure, that the likelihood of accidents with serious radiological consequences is extremely low".</p> <p>Von diesem Zitat können wir direkt einige Kritikpunkte zum Grundansatz ableiten, die sich schlecht in Kommentare fügen lassen. Ein Kritikpunkt, der gestern oft kam, ist die Bewertung der Verhältnismäßigkeit. Die IAEA schreibt eindeutig "Reasonable Practicable Measures", das deutlich auf Verhältnismäßigkeit hinweist. Zur Nutzung der PSA fordert die IAEA ein „High Level of Confidence“, da wird schon eine Verhältnismäßigkeitsbetrachtung angestrebt. Und wichtig ist, dass man bei Maßnahmen dafür sorgt und die Maßnahmen daraufhin ausrichtet, dass die Wahrscheinlichkeit von Störfällen mit radiologischen Folgen extrem gering bleibt. Also werden bei Maßnahmen, bei Überlegungen Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen im Rahmen der IAEA vorangestellt. Etwas, was wir hier im Modul 1 vermissen.</p>	
502	FANP	<p>Ausnahmeregelungen akzeptabel? <u>Schrittfolge in der Diskussion</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Sicherheitstechnisch unbegründete Anforderungserhöhung 2. Nachfrage nach sicherheitstechnischer Begründung Antwort: die Nachweise gehen doch 3. Hinweis auf Fälle der bisherigen Genehmigungspraxis, in denen Nachweis so nicht geht Reaktion: Formulierung von Ausnahmeregelungen für diese Fälle 4. Tauchen später aufgrund weiterer Erkenntnisse bei anderen Fällen ebenfalls „Nachweisengpässe“ Reaktion: dafür gibt es keine Ausnahmeregelung <p>Beispiele:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Nur bei FDL-Leck kurzzeitige, begrenzte Rekritikalität → aber RSK-LL beispielhaft, daher auch reflux condensor → war nicht angesprochen - Stuck rod + Einzelfehlerkonzept → Hinweis: nirgendwo in der Welt Doppel-stuck rod → Ausnahmeregelung → reflux condensor → Ausnahme geht nicht, weil neue Erkenntnis - Keine BS-Schäden auf Sicherheitsebene 3, Ausnahme KMV → Hin- 	<p>Siehe hierzu unsere diesbezüglichen Antworten oben (zu Kommentar 498).</p> <p>-</p> <p>Siehe hierzu Synopse Modul 2.</p> <p>Siehe hierzu in Abschnitt 4 von Modul 1.</p> <p>Siehe hierzu Antwort auf Kommentar 353 (Anlage) sowie Synopse zu Modul</p>

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		weis auf fehlende Logik bei Ereignishäufigkeit/Restriktivität Kriterien → Reaktion: aber die Nachweise gehen doch → Hinweis auf bisher nicht betrachteten Fall → Ausnahme geht nicht	3.
505	FANP	<p>BMU-Workshopreihe zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks, 23. Januar bis 3. Februar 2006</p> <p>Übergeordnete Kommentare:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Ablauf des Verfahrens 2. Erreichen der vom BMU gesetzten Ziele/ Einhaltung von Zusagen <ol style="list-style-type: none"> a) Verbesserte Konsistenz, Eindeutigkeit des übergeordneten Regelwerks? b) Abgleich mit internationalem Stand? c) Keine Änderung der Sicherheitsphilosophie? 3. Anregung zum weiteren Vorgehen 	-
		<p>Ablauf des Verfahrens:</p> <ol style="list-style-type: none"> a) Völlig unrealistischer Terminplan (dadurch z.B. Entfall der zugesagten Informationsveranstaltungen zu den Modulen 4-11 aus Zeitnot) b) Unzureichende Beteiligung der <u>Anwender</u> von Regelwerk c) Kein Rahmen zur systematischen Diskussion/Klärung von Problem-punkten (angebotene Web-Seiten-Diskussion ungeeignet) 	-
		d) Einige vorgesehene Inhalte noch gar nicht in Module eingebracht (z.B. RSK- Stellungnahmen zur Änderung des Konzepts der Sicherheits-ebenen und zu VO-Maßnahmen)	Die aus unserer Sicht sach- und zielgerechte Formulierung der Anforderun-gen hinsichtlich des Gestaffelten Sicherheitskonzepts bzw. zu VO-Maßnahmen sind unter Berücksichtigung der genannten RSK Stellungnah-men in den Modulen umgesetzt worden.
		e) Fehlende Kennzeichnung der Anforderungserhöhungen gegenüber bisherigem Stand des Regelwerks	Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten kenntlich gemacht und begrün-det werden.
		f) Keine überarbeiteten Module für Workshop Januar 2006 als Diskussi-onsgrundlage	Dies wäre auf Basis der bis zum Januar 2006 nur geringfügig eingegange-nen Kommentare u. E. nicht zielführend gewesen.
		Ergebnis der Verfahrensdefizite:	-
		Trotz des Bemühens der Auftragnehmer vielfach unfertige Entwürfe, in wesentlichen Punkten nicht oder nicht abschließend kommentierbar, systematische Diskussion im Workshop praktisch nicht möglich, Module insgesamt nicht reif für Verabschiedung (s. inhaltliche Kommentare).	-

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		Verbesserte Konsistenz, Eindeutigkeit des neuen übergeordneten Regelwerks?	-
		a) Zuordnung von Inhalten/Anforderungen zu Modulen unlogisch, (z.B. EF- Konzept in M10 statt M1), z.T. fehlt roter Faden in Modulen (z.B. M2/3.2), Auswahl der Inhalte oft unlogisch/unausgewogen (z.B. M10, M1/3)	Die Platzierung von Detailregelungen zum Einzelfehlerkonzept in Modul 10 (anstelle von Modul 1, wie vom Kommentator offenbar bevorzugt) ist keine Frage der Logik, sondern eine Entscheidung hinsichtlich des Detaillierungsgrads der Regelungen, die in Modul 1 erscheinen sollen. Zu den Aussagen zu Modul 2 bzw. 10 siehe unsere Antworten dort.
		b) Fehlende Systematik durch Entfall der in KTA 2000 definierten Sicherheitsfunktionen, dadurch Formulieren übergeordneter, statt systemspezifischer Anforderungen erschwert	Es ist u. E. nicht die Aufgabe von Modul 1 „systemspezifische“ Anforderungen aufzustellen, sondern gerade eben übergeordnete Anforderungen. Eine Aufstellung von Sicherheitsfunktionen, wie in Anhang A der KTA 2000 „Sicherheitsgrundlagen“ aufgelistet, kann ggf. an anderer Stelle als Erläuterung im Regelwerk aufgenommen werden, jedoch tragen die diesbezüglich in den „Sicherheitsgrundlagen“ zu KTA 2000 formulierten Anforderungen u. E. nicht zur Systematik bzw. Klarstellung bei (siehe bspw. Ziffer 3.2 (3): „Der Nachweis der Erfüllung der Schutzziele stützt sich auf Sicherheitsfunktionen ab, die im Allgemeinen durch Wirksamkeits- und Zuverlässigkeitsanforderungen gekennzeichnet sind. Dabei müssen die zur Erfüllung der Sicherheitsfunktionen erforderlichen Systemfunktionen nicht ausschließlich auf Sicherheitssystemen aufbauen. Die technische Ausführung der Systemfunktionen muss die ebenenbezogenen Anforderungen an Wirksamkeit und Zuverlässigkeit beinhalten.“).
		c) Vom BMU vorgegebene Abkehr von der „schutzzielorientierten Bewertung“	Eine Vorgabe des BMU, von einer „schutzzielorientierten Bewertung abzuweichen“, liegt nicht vor. Die Erfahrung mit schutzzielorientierten Bewertungen in diversen PSÜ hat gezeigt, dass auf Grund fehlender Regelungen unterschiedliche Vorgehensweisen mit teilweise nicht nachvollziehbaren Ergebnissen angewendet wurden. Die aus unserer Sicht erforderliche Vorgehensweise bei der Bewertung der Sicherheitsaspekte ist in den Modulen beschrieben, insbesondere auch in Modul 6. Dabei ist die Einhaltung der Nachweisziele und -kriterien zu zeigen.
		d) Detaillierungsgrad oft ungeeignet für übergeordnetes Regelwerk (z.B. M2/5.1)	Zu den Aussagen zu Modul 2 siehe unsere Antworten dort.
		e) Anforderung zur Klassifizierung von Komponenten nach ihrer sicherheits-technischen Bedeutung, aber keine Information, wie sicherheitstechnische Bedeutung (schutzzielorientiert) ermittelt wird	Nach unserer Auffassung sind die diesbezüglichen, dem Detaillierungsgrad von Modul 1 entsprechenden Anforderungen in Ziffer 2.1 (10) formuliert. Eine Bezugnahme der Schutzziele erscheint in diesem Zusammenhang ohnehin nicht hilfreich.
		f) Konsistente Interpretation wird erschwert durch unterschiedliche Behandlung desselben Themas an verschiedenen Stellen (z.B. Ein-	In Revision B der Module wird versucht, die Darstellung von Themen, die unvermeidlich in mehreren Modulen angesprochen werden müssen, zu

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	zelfehler M1/3.1 (3) und M10)	verbessern.
	g) Mit der Begründung, unbestimmte Begriffe seien zu reduzieren, sind Formulierungen wie z.B. „soweit möglich“ vielfach gestrichen worden, dadurch fehlen sinnvolle Hinweise auf erforderliche Verhältnismäßigkeits-Betrachtungen, sinngemäße Interpretation erschwert.	Sofern bei der Frage, welche Sicherheitsvorkehrungen zu realisieren sind, Verhältnismäßigkeitsüberlegungen stattfinden, so sollte dies u. E. außerhalb des technischen Regelwerks erfolgen bzw. geregelt werden. Formulierungen wie „soweit technisch nicht möglich“ werden hingegen auch in den Modulen verwendet.
	h) Erschwerte Interpretation/Anwendung durch Verweisungsketten für Nachweisziele und –randbedingungen (z.B. M2→ M3,Kriterien→ M3,Ereignislisten→ M6→ M10)	Die Nachweisziele und -kriterien sind zentral in Modul 3 platziert, im Zusammenhang zu den Ereignissen. Ereignisspezifische Randbedingungen der Analysen sind, soweit u. E. sinnvoll, direkt bei den Ereignissen (Modul 3) formuliert. Randbedingungen, die ereignisübergreifend gelten, sind in Modul 6 formuliert. Es werden jedoch nach wie vor auch Randbedingungen in anderen Modulen auftauchen. Eine diesbezüglich weitergehende Zusammenfassung führt u. E. zu anderen Problemen der Übersichtlichkeit.
	i) Aus Gründen „philosophischer Stringenz“ werden Anforderungen formuliert, wobei unklar bleibt, was nachgewiesen werden soll oder ob das überhaupt relevant ist (z.B. M2/7.1 (2), M1/1)	In Modul 1 Kapitel 1 werden die allgemeinen Anforderungen an ein Sicherheitsmanagementsystem gestellt. Anhand nur dieser Anforderungen ist eine Entwicklung derartiger Systeme sicher nicht möglich. Detaillierte Anforderungen werden in Modul 8 aufgestellt. Zu den Aussagen zu Modul 2 bzw. 10 siehe unsere Antworten dort.
	j) Vielfach werden Anforderungen des bestehenden Regelwerks neu formuliert, wobei offen bleibt, ob eine Änderung der Anforderung gemeint ist oder nur die Neuformulierung nicht ganz gelungen ist (z.B. Einzelfehlerkonzept)	Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten kenntlich gemacht und begründet werden.
	k) Neu formulierte Anforderungen sind z. T. nicht konsistent mit dem bestehenden Regelwerk wie StrISchV, KTA-Regeln, BMI-Richtlinie Explosionsdruckwelle (z.B. M9/1(1))	In der Revision B wurde Modul 9 insgesamt auf sprachliche Konsistenz mit der StrISchV geprüft. Diese führte z.B. auch bei der Ziffer 1 (1) zu sprachlichen Anpassungen. Unterschiede zu Formulierungen der StrISchV wurden z.B. dann beibehalten, wenn die jeweilige Anforderung der StrISchV in Modul 9 inhaltlich zu konkretisieren ist.
	l) Anforderungen für Nachweisführungen verschiedener Verfahren werden vermengt (Genehmigung ↔ PSÜ)	Ohne weitere Konkretisierung ist dieser Kommentar nicht verständlich.
	Insgesamt sind Konsistenz und Eindeutigkeit beim gegenwärtigen Stand <u>verringert</u> und <u>nicht</u> erhöht worden. Der entsprechende Stand von KTA 2000 wurde noch nicht wieder erreicht.	Diese Bewertung teilen wir nicht. Eine detaillierte Auseinandersetzung mit der Konsistenz und Eindeutigkeit von KTA 2000 kann hier jedoch nicht erfolgen.
	Abgleich mit internationalem Stand?	-
	a) Die vom BMU geforderte „Indikativformulierung“ ist international völlig unüblich; der Entfall der üblichen Unterscheidung nach „shall/should“	Bei der Erstellung der Module bestand zunächst der Anspruch, in den Formulierungen eindeutig zu sein und daher möglichst durchgehend die Anfor-

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		verstärkt die Interpretationsprobleme.	derungen in „muss“-Form zu formulieren. Sofern Ausnahmen von der „muss“ Forderung als sachgerecht erforderlich angesehen wurden, waren Ausnahmerebedingungen zu formulieren. Eine andere Art der Differenzierung ist nicht angestrebt worden. Bei den Fällen, in denen eine solche Differenzierung vorgenommen wurde, war diese Differenzierung bei der Übertragung des Textes in die „indikativ“ Formulierung zu übernehmen. Daher geht mit der Umstellung der Texte in die „indikativ“ Form kein Verlust an Informationen einher. Der Vorteil besteht auch darin, dass bei einem nicht unmittelbar rechtsverbindlichen Regelwerk das Wort „muss“ eigentlich fehlt am Platze ist.
		b) Formulierungen in nationalen und internationalen Quellen, die auf Verhältnismäßigkeitsbetrachtungen hinweisen, („weitgehend“, „in angemessenen Umfang“, „to the extent practicable“, „to the extent possible“) wurden bewusst beseitigt.	Sofern bei der Frage, welche Sicherheitsvorkehrungen zu realisieren sind, Verhältnismäßigkeitsüberlegungen stattfinden, so sollte dies u. E. außerhalb des technischen Regelwerks erfolgen bzw. geregelt werden. Formulierungen wie „soweit technisch nicht möglich“ werden hingegen auch in den Modulen verwendet.
		c) Die international übliche Einbindung der Probabilistik in sicherheitstechnische Bewertungen zur Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen fehlt weiterhin. (WENRA: „PSA shall be used to identify the need for modifications of the plant and its procedures...“)	Siehe Antworten zu Ziffer 8 (7) Modul 1 Revision A.
		d) Internationale und deutsche Anforderungen werden <u>nicht</u> sinngemäß kombiniert (z. B. stuck rod/deutsches Einzelfehlerkonzept; Unsicherheitsanalyse/konservativ abdeckende Analyse).	Zum stuck rod siehe in Abschnitt 4. Zu anderen Beispielen, sofern im Folgenden in den Kommentaren präzisiert, siehe an den jeweiligen Textstellen.
		e) BMU-Begründung für Schaffung eines neuen Regelwerks (WENRA-Anforderungen in <u>bindendem</u> Regelwerk erfassen) wird völlig verfehlt.	-
		Mit der Verabschiedung der Module nach gegenwärtigem Konzept wird Abgleich mit internationalem Stand sicher nicht erreicht.	Diese Bewertung teilen wir nicht. Es ist nicht nachvollziehbar, auf welches „Konzept“ hier Bezug genommen wird.
		Keine Änderung der Sicherheitsphilosophie?	-
		a) Beschreibung des „technisch Möglichen“ als vermeintlich „idealer Anlagenzustand“ statt Definition der nach SvWuT <u>erforderlichen Vorsorge gegen Schäden</u>	Beschrieben wird ein Anlagenzustand, der die aus heutiger Sicht erforderlichen Vorkehrungen, unter Berücksichtigung der in den deutschen Anlagen realisierten Konzeption, den Stand von Wissenschaft und Technik sowie die in internationalen Anforderungen festgelegten Vorgaben umfasst. Eine alleinige Orientierung am „technisch Möglichen“ erfolgt nicht.
		b) Vorgehen zur Schutzziel-orientierten Bewertung ist nicht mehr erkennbar	Die Erfahrung mit schutzzielorientierten Bewertungen in diversen PSÜ hat gezeigt, dass auf Grund fehlender Regelungen unterschiedliche Vorgehensweisen mit teilweise nicht nachvollziehbaren Ergebnissen angewendet wurden. Die aus unserer Sicht erforderliche Vorgehensweise bei der Bewer-

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
		tung der Sicherheitsaspekte ist in den Modulen beschrieben, insbesondere auch in Modul 6. Dabei ist die Einhaltung der Nachweisziele und -kriterien zu zeigen. Es bleibt unklar, welche weiteren Regelungen hier vermisst werden.
	c) Ungeeignete Ausweitung des Konzepts der Sicherheitsebenen (neben Zuordnung von Ereignisabläufen auch Zuordnung von Komponenten und Leittechnikfunktionen)	Es wird nicht erläutert, inwiefern die Zuordnung auch von Einrichtungen zu den Sicherheitsebenen ungeeignet sein soll. Es ist u. E. unabdingbar, dass den Sicherheitsebenen nicht nur Ereignisse zugewiesen werden, sondern auch die Einrichtungen zur Beherrschung der Ereignisse. Andernfalls wäre eines der Grundmerkmale des Gestaffelten Sicherheitskonzepts, die Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen, schon konzeptionell nicht erfüllbar. Vergleichbar wird international vorgegangen, siehe bspw. IAEA NS-R-1, Ziffer 2.10: „Application of the concept of defence in depth in the design of a plant provides a series of levels of defence (inherent features, equipment and procedures) aimed at preventing accidents and ensuring appropriate protection in the event that prevention fails.“
	d) Pragmatische Vereinfachungen in Nachweis-/ Begutachtungspraxis werden als Anforderungen festgeschrieben	Die angeführten Beispiele werden an den jeweiligen Textstellen besprochen.
	e) Unbegründete Verschärfungen, z.B. Einzelfehlerkonzept, Barrierenintegrität/ Brennstabintegrität, Minimierungsgebot	
	f) Ohne sicherheitstechnische Begründung erhöhte Anforderungen werden nur teilweise durch Ausnahmeregelungen entschärft	
	g) Angleichung der Anforderungen auf der Sicherheitsebene 4 an die Sicherheitsebene 3	Die Anforderungen, die in den Modulen bzgl. der Sicherheitsebene 4 beschrieben sind, unterscheiden sich von denjenigen der Sicherheitsebene 3. Eine „Angleichung an die Sicherheitsebene 3“ ist nicht erfolgt.
	h) Viele in „philosophischen Formulierungen“ versteckte Anforderungen, die ohne Nutzen für die Sicherheit zu erheblich erhöhtem Aufwand führen (z.B. M1/1 → „Bürokratismus“ statt Sicherheit)	Die internationale Entwicklung zeigt, dass Sicherheitsmanagementsysteme als geeignetes Mittel angesehen werden, die Sicherheit von Kernkraftwerken dauerhaft zu gewährleisten. Dazu gehört sicherlich auch ein nicht zu unterschätzender Aufwand für die Dokumentation. Diese ist jedoch zum Einen für eine lückenlose Nachweisführung gegenüber den Behörden und zum Anderen auch als Wissensbasis für den Know-how-Übertrag auf eine jüngere Betriebsmannschaft erforderlich. Der mit der Dokumentation verbundene Aufwand ist in der Summe damit gerechtfertigt.
	Aufwand wird erhöht ohne nachvollziehbaren Gewinn für Sicherheit.	
	Anregung zum weiteren Vorgehen:	
	▪ Erstellung eines übergeordneten Regelwerks nach internationalem	-

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>Stand erfordert Neustart mit</p> <ul style="list-style-type: none"> • Beteiligung von Erfahrungsträgern in der Anwendung von kern-technischem Regelwerk, Anlehnung an Praxiserfahrung der KTA-Arbeit • Reduzierung auf übergeordnete Anforderungen • Verwendung der bisherigen Module als „Merkpostenliste“ • Sinngemäßer Beachtung des internationalen Standes, Empfehlung ILK ▪ Fachgesprächen zu Problempunkten 	
		<ul style="list-style-type: none"> ▪ Beim gegenwärtigen Stand der Module nur Sammlung von grundsätzlichen Kommentaren auf Workshop sinnvoll, aber keine detaillierte Diskussion zu einzelnen Formulierungen 	-
506	VGB Power	<p>Betreiberstellungnahme zum BMU-Vorhaben: Revision des kerntechnischen Regelwerks am 23.01.2006</p> <p>Gliederung:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Historie • Kritikpunkt 1: Inhalt • Kritikpunkt 2: Verfahren • Kritikpunkt 3: Vorhaben ist vereinbarungswidrig • Kritikpunkt 4: Ungeklärte Grundsatzfragen • Wie kann es weitergehen? <p>Historie:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Informationsveranstaltung am 14./15. Dezember 2004 • Schreiben an StS Baake vom 24.02.05 (Antwort: Gesprächsangebot) • Grundsatzschreiben der Betreiber an BMU vom 15.03.05 • Erarbeitung und Versendung von Kommentaren zu den Modulen 1-3: Mai 05 • atw-Aufsatz im Mai veröffentlicht (Vergleich mit dem Ausland) • Gespräch mit BMU 24.05.05 • Versendung von Kommentaren zu den Modulen 4-6: Aug. 05 • Weiteres Grundsatzschreiben der Betreiber an BMU zum Verfahren (Internet/Zeitablauf etc.) vom 2.08.05 • Rechtsgutachten zum Verfahren (Ossenbühl): Nov. an BMU • Versendung von Kommentaren zu den Modulen 7-11: Nov. 05 • Weiteres Grundsatzschreiben der Betreiber an BMU vom 6.01.06 • Workshops Ende Jan. 2006 	-

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>Wichtige Fragestellungen zum BMU Vorhaben (Grundsatzfragen):</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) Inwieweit soll mit dem neuen Regelwerk eine Aussage im Hinblick auf die erforderliche Schadensvorsorge getroffen werden? (2) Sollen die neuen Regelwerke bei der Ersetzung der Sicherheitskriterien und der Störfalleitlinie die gleiche Bindungswirkung bzw. Wertigkeit erhalten? Wie soll dies erfolgen? (3) Wie soll die Anwendung konkret im Aufsichtsverfahren erfolgen? (4) Stellt die Erfüllung der neuen Anforderungen bei Änderungsgenehmigungen eine Genehmigungsvoraussetzung in Bezug auf die von der Änderung betroffenen Teile dar? 	
		<p>BMU-Gespräch am 24.05 2005:</p> <p><u>Position der Betreiber / BMU-Gespräch am 24.05 2005</u></p> <p>Im internationalen Vergleich war und ist das deutsche kerntechnische Regelwerk <u>inhaltlich</u> auf sehr hohem Niveau.</p> <p>Die Betreiber sehen allenfalls einen gewissen Erneuerungsbedarf im deutschen Regelwerk in Bezug auf</p> <ul style="list-style-type: none"> • eine Systematisierung von Regeln, • das Füllen einzelner Lücken (wie z. B. Sicherheitsmanagement) und • das punktuelle Anpassen einzelner Anforderungen aufgrund neuer Erkenntnisse. <p>Darüber hinaus werden aber auch weitergehende Änderungen von den Betreibern unterstützt.</p>	-

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>Zur Erläuterung folgt eine Kategorisierung solcher Änderungen: <u>Änderung von Sicherheitsstandards (Kategorien)</u> Änderungen von Sicherheitsstandards lassen sich nach unseren Erfahrungen und auch nach unseren Informationen über vergleichbare Vorgänge im Ausland in Bezug auf ihre Begründung grundsätzlich in drei Kategorien einteilen:</p> <ul style="list-style-type: none"> • A Neue Erkenntnisse (Errata) • B Neue Möglichkeiten zur weiteren Verbesserung der Sicherheit • C Neubewertung der erforderlichen Sicherheit <p>• Zu A: Neue Erkenntnisse (Forschungsergebnisse, Ereignisse, Neuberechnung etc.) zeigen, dass die dem Sicherheitskonzept zugrunde liegenden technisch-wissenschaftlichen Annahmen falsch sind, so dass der Schutzzweck nicht erfüllt ist.</p> <p>• Zu B: Neue technische Möglichkeiten ermöglichen eine Erhöhung des Schutzniveaus, die vorher nicht oder nur mit unverhältnismäßig hohem Aufwand zu verwirklichen gewesen wäre, oder neue Analysen zeigen auf, an welchen Stellen man die Sicherheit mit verhältnismäßigen Mitteln wirksam weiter erhöhen kann.</p> <p>Zu C: Aufgrund einer neuen Bewertung („man hat es sich noch einmal überlegt“) wird ein höheres Sicherheitsniveau gefordert. Dies führt gegenüber dem bisherigen Stand zu einer Erhöhung der Konservativität, ohne dass dies durch neue Erkenntnisse als erforderlich dargestellt oder ohne dass es mit neuen technischen Möglichkeiten plausibel begründet werden könnte.</p> <hr/> <p>Änderungen des Regelwerks der Kategorie A (neue Erkenntnisse) werden von den deutschen Betreibern selbstverständlich akzeptiert.</p> <p>Änderungen des Regelwerks der Kategorien B (neue Möglichkeiten) und C (neue Bewertung) dürfen nach der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den EVU vom 11.06.2001 von der Bundesregierung nicht initiiert werden.</p> <p>Allerdings verschließen sich die deutschen Betreiber nicht grundsätzlich der Weiterentwicklung des Regelwerks und den hiermit in Verbindung stehenden Harmonisierungsbestrebungen auf europäischer Ebene, wenn dabei folgendes gewährleistet ist:</p> <hr/> <ul style="list-style-type: none"> • Die neuen Standards sollen eine sinnvolle technische Weiterentwicklung widerspiegeln (Kategorie B). 	<p>Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten begründet werden. Dabei werden auf die im Kommentar genannten Kategorien in Bezug genommen.</p>

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		<ul style="list-style-type: none"> • Neue Standards sollen nicht feststellen oder auch nur den Eindruck erwecken, dass es um die erforderliche Vorsorge gegen Schäden geht. Sie sollen die entsprechenden Maßnahmen nur als „sinnvoll“ oder „zweckmäßig“ bzw. als „Ergänzung“ etc. bezeichnen (wie etwa der RSK-Abschlussbericht von 1988 zu bestimmten Notfallschutzmaßnahmen). • Neue Standards (der Kategorie B) sollen (da sie sich nur auf Altanlagen beziehen können) nur empfehlenden Charakter haben. 	
		<p><u>WENRA</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • Die Betreiber begrüßen den vom EU-Rat geförderten WENRA-Prozess, im europäischen Rahmen „reference levels“ und „best practices“ zu erarbeiten, die gerade nicht den kleinsten gemeinsamen Nenner bei der nuklearen Sicherheit in der EU festschreiben sollen (upper quartile). • Der WENRA-Zeitplan gestattet – abweichend vom BMU- Vorhaben – eine angemessene Qualitätssicherung. • Zu einem Vergleich der Anlagentechnologie und Betriebsführung mit derartigen WENRA-Maßstäben sind die Betreiber bereit. <p>Im Ergebnis bedeutet dies:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Falls bestimmte neue Anforderungen international allgemein auch bei Altanlagen umgesetzt werden, sind die deutschen Betreiber bereit, eine vergleichbare Umsetzung auf freiwilliger Basis durchzuführen. Dabei sollen international übliche Verhältnismäßigkeitserwägungen (erzielbarer Nutzen zu erforderlichem Aufwand) herangezogen werden. Ebenfalls sollen dabei international übliche Qualitätsstandards und die im Ausland angewandte Praxis bei der Umsetzung berücksichtigt werden. <p>Mit diesem Angebot gehen die Betreiber deutlich über die Vereinbarung vom 11.06.2001 hinaus, auch wenn dort auf das internationale Sicherheitsniveau verwiesen wird.</p>	-
		<p>Kritikpunkt 1: Inhalt</p> <ul style="list-style-type: none"> • Eindruck: <ul style="list-style-type: none"> - Sammlung von Anforderungen je nach Neigung der Autoren und zugänglichen Fundstellen - Autoren nicht erfahren in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren 	-

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		<ul style="list-style-type: none"> Ideale Anlage ist hypothetisch: weder Konvoi, nirgendwo existent, wohl auch nicht möglich 	<p>Beschrieben wird ein Anlagenzustand, der die aus heutiger Sicht erforderlichen Vorkehrungen, unter Berücksichtigung der in den deutschen Anlagen realisierten Konzeption, den Stand von Wissenschaft und Technik sowie die in internationalen Anforderungen festgelegten Vorgaben umfasst. Eine alleinige Orientierung am „technisch Möglichen“ erfolgt nicht.</p>
		<ul style="list-style-type: none"> Weitgehend zu detailliert: KTA-Regel-Niveau, ohne dass die breite – im KTA übliche - Fachkenntnis einbezogen wurde 	<p>Als Abgrenzungsmerkmale für die in den Modulen 2-11 zu formulierenden Texten gegenüber KTA Regeln dienen zum Einen die bestehenden, zu ersetzenden Texte, sofern keine entsprechenden KTA Texte vorliegen. In Einzelfällen sind, sofern keine Regelungen in KTA Regeln vorliegen, neue Regelungen in den Modulen aufgenommen worden, die hinsichtlich des umgesetzten Abstraktions- und Detaillierungsgrad auch in eine KTA Regel überführt werden könnten. Als grobe Orientierung diene zudem die Prüffrage, inwieweit erwartet werden kann, dass die zu formulierenden Regelungen für einen deutlich längeren Zeitraum unverändert Bestand haben werden, als die Überprüfungsfristen der KTA Regeln.</p>
		<ul style="list-style-type: none"> Indikativformulierungen sind Regelwerken fremd, international ohne Beispiel, auch abweichend von Sicherheitskriterien etc. (IAEA: shall/should) 	<p>Bei der Erstellung der Module bestand zunächst der Anspruch in den Formulierungen eindeutig zu sein und daher möglichst durchgehend die Anforderungen in „muss“-Form zu formulieren. Sofern Ausnahmen von der „muss“ Forderung als sachgerecht erforderlich angesehen wurden, waren Ausnahmebedingungen zu formulieren. Eine andere Art der Differenzierung ist nicht angestrebt worden. Bei den Fällen, in denen eine solche Differenzierung vorgenommen wurde, war diese Differenzierung bei der Übertragung des Textes in die „indikativ“ Formulierung zu übernehmen. Daher geht mit der Umstellung der Texte in die „indikativ“ Form kein Verlust an Informationen einher. Der Vorteil besteht auch darin, dass bei einem nicht unmittelbar rechtsverbindlichen Regelwerk das Wort „muss“ eigentlich fehlt am Platze ist.</p>
		<ul style="list-style-type: none"> Unzureichende Qualität und Reifegrad (vgl. z.B. 389. Sitzung der RSK: kein roter Faden erkennbar) 	<p>Eine solche Aussage der RSK liegt nicht vor. Es wird hier (Anlage 1c der 389. Sitzung) explizit darauf verwiesen, dass „nur eine Reihe von Kommentaren weiter gegeben“ wird. In diesem Kommentar heißt es: „Der „rote Faden“ (Systematik) hinsichtlich der Behandlung der Sicherheitsebenen ist nicht immer erkennbar.“</p>

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>Betreiberteilnahme an den Workshops: Die vorliegenden Entwürfe besitzen keinen solchen Reifegrad, dass durch die beispielhafte Kommentierung der Betreiber eine abschließende Fertigstellung möglich wäre. Die Betreiber verweisen auf ihre grundsätzlichen Bedenken gegen das laufende Projekt zur Regelwerkerstellung in der vorliegenden Form. Die Workshops, die sich auf die jetzt vorliegenden Module beziehen, sind Bestandteil der bisherigen, nicht zielführenden Verfahrensweise. Umfang sowie die Qualität der Entwürfe sprengen jegliche Möglichkeit einer umfassenden fachlich vertieften und kompetenten Stellungnahme. Der rein formale Charakter der Beteiligung ist offenkundig. Unsere Teilnahme ändert nichts an unseren erwähnten Einwänden.</p>	-
		<p>Kritikpunkt 2: Verfahren</p> <ul style="list-style-type: none"> • Zusagen zum Verfahren wurden nicht eingehalten: z.B. Änderungen/ Verschärfungen kennzeichnen und begründen. 	Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten kenntlich gemacht und begründet werden.
		<ul style="list-style-type: none"> • Die meisten BMU-Beiträge vom Workshop Dez. 2004 fehlen. 	-
		<ul style="list-style-type: none"> • Kommentare z. T. unvollständig, falsch oder falsch zugeordnet (vgl. Betreiberschreiben vom 2. August 2005). 	Eine falsche Zuordnung von Kommentaren zu Modulen, was gemäß dem Schreiben vom 2. August erfolgt sein soll, wird, sofern dies bei der anfänglichen Zuordnung passiert sein sollte, in der Kommentarbeantwortung durch das jeweilige Team erkannt und korrigiert. In der Kommentarbeantwortung, die Revision A der Module zu Grunde lag, ist dies vollständig erfolgt. Zudem sind seit Herbst 2005 alle eingegangenen Kommentare in der Internetplattform abrufbar. Wunschgemäß ist auch in diesen Synopsen die Zuordnung abschließend per Organisation erfolgt.
		<ul style="list-style-type: none"> • Die Internetplattform stellt lediglich eine Pseudotransparenz dar (Verschachtelung). • Die Beteiligung der betroffenen Kreise, vor allem der Betreiber, Hersteller und Gutachter, ist ein nachträglich aufgesetztes, rein formales Element, das keine echte keine Fachdiskussion zulässt. Das bedeutet den Verzicht auf fast die gesamte in Deutschland vorhandene Expertise und damit auf ein entscheidendes Element der Qualitätssicherung. • Ziel und Anwendungshorizont muss am Anfang definiert werden (vgl. Grundsatzfragen, Kritikpunkt 4) • Verfahren international ohne Beispiel (vgl. atw Mai 2005) :Beispiel Schweden später 	-
		<p>Kritikpunkt 3: Vorhaben ist vereinbarungswidrig (Änderung der Sicherheitsphilosophie) Auszug aus der Vereinbarung mit</p>	-

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	<p>der Bundesregierung vom 11.06.2001:</p> <p><i>„III. Betrieb der Anlagen während der Restlaufzeit, 1. Sicherheitsstandard / Staatliche Aufsicht</i></p> <p><i>Unbeschadet unterschiedlicher Einschätzungen hinsichtlich der Verantwortbarkeit der Risiken der Kernenergienutzung stimmen beide Seiten überein, dass die Kernkraftwerke und sonstigen kerntechnischen Anlagen auf einem international gesehen hohen Sicherheitsniveau betrieben werden. Sie bekräftigen ihre Auffassung, dass dieses Sicherheitsniveau weiterhin aufrechterhalten wird.</i></p> <p><i>Während der Restlaufzeiten wird der von Recht und Gesetz geforderte hohe Sicherheitsstandard weiter gewährleistet, die Bundesregierung wird keine Initiative ergreifen, um diesen Sicherheitsstandard und die diesem zugrunde liegende Sicherheitsphilosophie zu ändern.“</i></p> <p>Dies bedeutet u. a., dass mit dem Verzicht der Betreiber auf eine zeitlich unbegrenzte Betriebsgenehmigung die Bundesregierung sich im Gegenzug verpflichtet hat, Sicherheitsstandards nur dann zu ändern, wenn denn dieses aufgrund von neuen Erkenntnissen geboten ist.</p> <p>Nicht zulässig sind danach Änderungen der Sicherheitsstandards aufgrund einer neuen Bewertung. Notwendige Änderungen aufgrund neuer Erkenntnisse (Forschungsergebnisse, Ereignisse, Neuberechnungen) werden von den Betreibern selbstverständlich akzeptiert.</p> <p>Vgl. oben Kat.A/ Kat.B/ Kat.C Die bisherige Sicherheitsphilosophie spiegelt sich vor allem in den sog. BMI-Sicherheitskriterien und BMI-Störfalleitlinien wieder. Diese behördliche Sicherheitsphilosophie ist seinerzeit auf Bundesebene zentral festgelegt worden, damit das Restrisiko im Bundesgebiet einheitlich bewertet wird (vgl. Schattke atw, 8/9 1988). Es sind gerade die erwähnten Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien, die nun geändert werden sollen.</p>	
	<p>Änderung der Sicherheitsphilosophie im Regelwerk nicht nur vereinbarungswidrig, sondern auch aus rechtlichen Gründen unzulässig:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Sicherheitsphilosophie für die bestehenden Anlagen ist <u>konkretisiert</u> in den Genehmigungen auf der Grundlage des bestehenden Regelwerkes; • <u>Bestandsschutz</u>: Durchbrechung dieser Konkretisierung durch Neufestlegung von Sicherheitsstandards nur bei neuen Erkenntnissen über die dem Sicherheitskonzept zugrunde liegenden technisch-wissenschaftlichen Annahmen möglich, nicht aber bei bloßer (d. h. aus anderen Gründen erfolgter) „Änderung der Sicherheitsphilosophie“. 	-

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	<p>Änderung der Sicherheitsphilosophie auf den Punkt gebracht: Verschärfungen, ohne dass dies wegen erkannter Fehler notwendig ist. (nach dem Motto: Man hat es sich noch einmal überlegt)</p> <p>Die Entwürfe für das „neue Regelwerk“ enthalten viele Beispiele für solche Verschärfungen, ohne dass dies wegen erkannter Fehler notwendig und begründet ist (beispielhafte Erläuterung im Workshop). Beispiele:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Anforderungen an die 1. Sicherheitsebene - Anforderungen an die 4. Sicherheitsebene 	<p>-</p>
	<p>Weiteres anschauliches Beispiel: Auslegung gegen Erdbeben als Lastfall C anstelle bisher Lastfall D</p>	<p>Zu den beiden genannten Beispielen: Es ist eines der Grundmerkmale des Gestaffelten Sicherheitskonzepts, dass die „Verteidigungsvorkehrungen“ auf den jeweiligen Sicherheitsebenen möglichst unabhängig voneinander ausgebildet sind. Dieses Grundmerkmal ist in Modul 1 Ziffer 2.1 (5) formuliert. Aus diesem Merkmal ergeben sich zwangsläufig auch Anforderungen an die Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 und 2. In Revision B von Modul 1 sind diesbezüglich allerdings Präzisierungen vorgenommen worden, mit der Zielsetzung, die Vielzahl der Einrichtungen, die auf diesen Sicherheitsebenen vorhanden, jedoch nicht oder kaum von Sicherheitsrelevanz sind, auszusparen. Die in den Modulen formulierten Anforderungen hinsichtlich der Sicherheitsebene 4 haben ihren Ursprung in den seit über 20 Jahren geltenden „Sicherheitskriterien“ und den Empfehlungen der RSK, die sich im Wesentlichen auf durchgeführte Risikostudien beziehen. In den nun vorliegenden Ergebnissen sind die vorliegenden Anforderungen systematisiert und den Ebenen des Sicherheitskonzept zugeordnet worden. Eine Verschärfung ist nicht vorgenommen worden.</p> <p>Eine Verschärfung gegenüber der bisherigen Praxis ist generell nicht vorgesehen. Auch bisher wurden die Lastfälle B und C für Komponenten angewendet, bei denen auf Grund von funktionellen Anforderungen zur Beherrschung des Bemessungserdbebens keine Formänderung und Plastifizierung zulässig war. Das Bemessungserdbeben wurde schon immer den „Auslegungsstörfällen“ zugeordnet, für die grundsätzlich weitgehend der Lastfall C maßgebend ist. Dies schließt aber nicht aus (siehe Anhang A2 zu Modul 3), dass für die Nachweisführung zum Bemessungserdbeben z.B. für Rohrleitungen und Kabeltragkonstruktionen, bei denen eine starre und versteifte Konstruktion vermieden werden sollte, auch der Lastfall D zur Anwendung kommen kann.</p>

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		Kritikpunkt 4: Ungeklärte Grundsatzfragen (1) Inwieweit soll mit dem neuen Regelwerk eine Aussage im Hinblick auf die erforderliche Schadensvorsorge getroffen werden? (2) Sollen die neuen Regelwerke bei der Ersetzung der Sicherheitskriterien und der Störfalleitlinie die gleiche Bindungswirkung bzw. Wertigkeit erhalten? Wie soll dies erfolgen? (3) Wie soll die Anwendung konkret im Aufsichtsverfahren erfolgen? (4) Stellt die Erfüllung der neuen Anforderungen bei Änderungsgenehmigungen eine Genehmigungsvoraussetzung in Bezug auf die von der Änderung betroffenen Teile dar?	-
		Tatsachen: <ul style="list-style-type: none"> Die Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien sind nicht unverbindlich. Die Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien sind auch nicht im Indikativ verfasst. Sie definieren die Sicherheitsphilosophie (vgl. Schattke s. o.). Sie konkretisieren die <u>erforderliche Schadensvorsorge</u> für die nach Inkraftsetzung gebauten Anlagen (vgl. diverse Verwaltungsgerichtsentscheidungen, z.B. OVG Lüneburg - 7 OVG A 108/86 -). Die Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien sollten beide von Anfang an die Verweisung in §28(3) StrlSchV (heute §49(1)) ausfüllen. Die Verweisung in §49(1) StrlSchV ist statisch (auch BMU am 24.05.2005). 	-
		Somit stellen wir die Grundsatzfragen erneut: Inwieweit soll mit dem neuen Regelwerk eine Aussage im Hinblick auf die erforderliche Schadensvorsorge getroffen werden?	-
		(1) Sollen die neuen Regelwerke bei der Ersetzung der Sicherheitskriterien und der Störfalleitlinie die gleiche Bindungswirkung bzw. Wertigkeit erhalten? Wie soll dies erfolgen? Diese Fragen blieben bisher unbeantwortet. Mündlich Aussagen hierzu (und Erläuterungspapier im Internet) sind widersprüchlich. Die Fragen müssen vor Erarbeitung des Regelwerks beantwortet werden und bestimmen die Zielrichtung.	-
		(2) Wie soll die Anwendung konkret im Aufsichtsverfahren erfolgen? Szenarien: <ul style="list-style-type: none"> - Änderungen - Anfahren nach Revision (neuer Kern) - Sicherheitsüberprüfung 	-

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>(3) Stellt die Erfüllung der neuen Anforderungen bei Änderungsgenehmigungen eine Genehmigungsvoraussetzung in Bezug auf die von der Änderung betroffenen Teile dar?</p> <p>Szenarien:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Redundanzserhöhung - Digitale Leittechnik - Leistungserhöhung 	-
		<p>5. Wie kann es weitergehen?</p> <ul style="list-style-type: none"> • Vergleich mit dem Ausland • Beispiel Schweden • Voraussetzungen für ein neues Regelwerk in Deutschland • Bewährte Praxis für Sicherheitsverbesserungen in Deutschland 	-
		<p>Vergleich mit dem Ausland: Übertragung des Vorgehens im Ausland auf deutsche Anlagen ist nur begrenzt zulässig:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Im Ausland wird die Kerntechnik weiterentwickelt. Mittel- und langfristig werden neue Kernkraftwerke geplant. Neue Auslegungsstandards werden daher häufig nur für Neuanlagen gefordert. • Die deutschen Kernkraftwerke haben aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmale im <u>präventiven</u> Bereich heute schon ein deutlich höheres Sicherheitsniveau im Auslegungsbereich als die meisten ausländischen Anlagen. • Regelwerke haben unterschiedliche Rechtsfolgen. Die gesetzlichen Randbedingungen in den verschiedenen Ländern weichen beträchtlich voneinander ab. Scharfe Grenzen der „Erforderlichkeit“ wie in Deutschland („erforderliche Schadensvorsorge“) fehlen oder haben einen anderen Stellenwert. Gleiches gilt für die Genehmigungsvoraussetzungen bei Änderungen. <p>Deutsches Regelwerk im internationalen Vergleich: Generell ist es keinesfalls so, dass im Bezug auf das vorhandene Regelwerk das Ausland Deutschland weit überholt hat, sondern dass im Gegenteil bisher einige Länder überhaupt kein Regelwerk besitzen, welches dem deutschen Regelwerk - was Umfang und Konsistenz angeht - vergleichbar ist. Die Situation im Ausland ist eher heterogen:</p> <p>In <u>Schweden</u> wurde z. B. kürzlich ein neues (sehr schlankes) Regelwerk verabschiedet. Neue Auslegungsanforderungen im <u>finnischen</u> Regelwerk beziehen sich im Wesentlichen auf Neuanlagen. Länder wie <u>Spanien</u>, <u>Großbritannien</u>, <u>Frankreich</u>, <u>Belgien</u> und die <u>Niederlande</u> besitzen prak-</p>	-

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>tisch kein konsistentes Regelwerk. siehe atw Mai 2005 Beispiel Schweden: In <u>Schweden</u> wurde mit dem Regelwerk gleichzeitig festgelegt, in welcher Form dies von den bestehenden Anlagen umgesetzt werden soll, so dass dort die oben zitierten grundsätzlichen Fragestellungen obsolet sind. Diese Festlegungen erfolgten nach einem intensiven Dialog mit den Betreibern. WENRA RHWG-Report Jan. 2006, Annex 3: „<i>The General Recommendations on how to interpret the regulations have been issued in direct connection to the regulation and are included in the respective SKIFS publication.</i>“ Auf der Informationsveranstaltung (Dez. 2004) wurde jeglicher Ansatz in dieser Richtung (z.B. Probeanwendung, um Auswirkungen und Interpretation zu testen) als Kontamination der hehren Ideale abgelehnt.</p>	
		<p><u>Voraussetzungen für einen neuen, erfolgreichen Ansatz zur Überarbeitung des Regelwerks:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • Verfahren muss neu aufgesetzt werden <ul style="list-style-type: none"> - neuer Zeitstrahl - neue Zielsetzung, z.B. schlankes Regelwerk bezügl. Sicherheitsziele und keine Detailregelung (diese als KTA-Regeln) - bestehende Entwürfe als Stoffsammlung - Beachtung der ILK-Stellungnahme vom Juli 2005 • Anwendungsregularien, d.h. <ul style="list-style-type: none"> - Verhältnis zum Bestandschutz, - zur „erforderlichen Schadensvorsorge“, - zur zeitlichen Umsetzung müssen einvernehmlich mit den Betreibern erstellt werden (vergl. Schweden) • Fachliche Einbindung von Gutachtern, Herstellern und Betreiber • Dies bedingt konsensuales Vorgehen 	-
		<p><u>Bewährte Praxis für Sicherheitsverbesserungen in Deutschland:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • Diskussion über <u>konkrete</u> sinnvolle sicherheitstechnische Verbesserungen • Einigung über Umsetzung erzielen • Flankierend Randbedingungen festlegen (vgl. Notfallmaßnahmen) 	-

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>Mit WENRA ist ein Anlass gegeben, einen solchen Prozess anzustoßen. Der WENRA-Prozess ist hinsichtlich der Erarbeitung von „Reference-Levels“ zu einem vorläufigen Abschluss gekommen. Damit kann eine Bewertung der (interpretationsfähigen) Ergebnisse fachlich fundiert beginnen. Zu einem Vergleich der Anlagentechnologie und Betriebsführung mit den WENRA-Reference-Levels sind die Betreiber bereit. Auf Basis der Bechmarkergebnisse kann eine Diskussion über <u>konkrete</u> sinnvolle Verbesserungen geführt werden. Ein solches pragmatische Vorgehen führt mit Sicherheit schneller zu sicherheitstechnischen Verbesserungen als ein streitiges Regelwerk. Die Betreiber sind bereit, das Ergebnis des WENRA-Prozesses an ihren Anlagen zu spiegeln:</p>	-
		<p>Falls der WENRA-Prozess ergibt, dass bestimmte neue Anforderungen international allgemein auch bei Altanlagen umgesetzt werden, sind die deutschen Betreiber bereit, eine vergleichbare Umsetzung auf freiwilliger Basis durchzuführen. Dabei sollen international übliche Verhältnismäßig-keitserwägungen (erzielbarer Nutzen zu erforderlichem Aufwand) heran-gezogen werden. Ebenfalls sollen dabei international übliche Qualitäts-standards und die im Ausland angewandte Praxis bei der Umsetzung berücksichtigt werden.</p>	-
		<p>Mit diesem Angebot gehen die Betreiber deutlich über die Vereinbarung vom 11.06.2001 hinaus, auch wenn dort auf das internationale Sicher-heitsniveau verwiesen wird.</p>	-
534	UM BW	<p>Kommentare zum Modul 1: Die angestrebte Regelwerkshierarchie (Modul 1 als übergeordnetes Modul) wurde im vorliegenden Entwurf nicht er-reicht. Die Tiefe der im Modul 1 geregelten Inhalte ist noch sehr unter-schiedlich. So werden in einzelnen Bereichen Details geregelt, während in anderen Bereichen nur generelle Anforderungen behandelt werden. Ein-zelne wesentliche Inhalte (z.B. übergeordnete Ausführungen zum Einzel-fehlerkonzept) fehlen ganz. Inhalte aus nach geordneten Modulen werden im Modul 1 nicht weiter abstrahiert, sondern wurden im Großen und Gan-zen wortwörtlich aus den jeweiligen Modulen übernommen. Hier wird noch erheblicher Überarbeitungsbedarf für das Gesamtmodul gesehen. (...) [siehe unter Ziffer 8 (7a)] (...) [siehe unter Ziffer 8] (...) [siehe unter Ziffer 2]</p>	<p>In Revision B von Modul 1 werden gemäß ursprünglichem Text (BMI Si-cherheitskriterien) vorhandene Passagen teilweise in die jeweiligen Fach-module verlagert.</p> <p>Bereits in Revision A von Modul 1 ist das Einzelfehlerkonzept eingeführt. In Revision B wird dieses noch erweitert und demgegenüber in Modul 10 ge-kürzt. Eine vollständige Darstellung des Einzelfehlerkonzepts soll jedoch auch in Revision B nicht in Modul 1 erfolgen, da u. E. zu detailliert.</p> <p>Es ist u. E. nicht erforderlich, in den zu ersetzenden Regelwerkstexten vor-handene und sachgerechte Formulierungen auf Grund des Abstraktionsge-dankens der Module zu verändern (bspw. abstrahieren). Wenn es dem besseren Verständnis eines Moduls dient, spricht u. E. nichts dagegen, bspw. Anforderungen aus Modul 1 zu wiederholen (Voraussetzung: wort-gleich) und auf die bestehende Regel in Modul 1 hinzuweisen. Dies ist das heute breit praktizierte Vorgehen, bspw. auch in KTA Regeln. Insofern stimmen wir der Bewertung, dass hier erheblicher Überarbeitungsbedarf besteht, nicht zu (Ausnahme siehe 1. und 2. Absatz dieser Antwort).</p>

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
580	UM BW	<p>Das Umweltministerium Baden-Württemberg begrüßt die Erarbeitung eines zeitgemäßen kerntechnischen Regelwerks, das die Anforderungen der erforderlichen Vorsorge gegen Schäden nach dem Stand von Wissenschaft und Technik konkretisiert. Ein systematisches Ausfüllen der Regulierungsebene unterhalb des Atomgesetzes und oberhalb der KTA-Fachregeln kann für ein sachgerechtes Verwaltungshandeln hilfreich sein, auch wenn die Laufzeiten der bestehenden Kernkraftwerke befristet und neue Kernkraftwerke nicht vorgesehen sind.</p> <p>Voraussetzung ist jedoch, dass durch die neue Regulierung ein Mehr an Klarheit und Rechtssicherheit in den atomrechtlichen Verwaltungsverfahren erreicht wird. Die Anforderungen müssen auf die bestehenden Kernkraftwerke anwendbar sein und von allen Beteiligten in den atomrechtlichen Verfahren einheitlich interpretiert und verstanden werden. Das Ringen um ein einheitliches Verständnis und das Ausschließen von missverständlichen Formulierungen hat in der Phase der Regelwerkserstellung zu erfolgen. Eine Verlagerung der Diskussionen auf die Anwendung in konkreten Verwaltungsverfahren muss vermieden werden.</p>	-
		<p>Das Umweltministerium Baden-Württemberg hat sich an der Workshopreihe zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks vom 23.1. bis 3.2.2006 beteiligt. Nach Abschluss der Workshops werden nun wesentliche Kommentare nochmals schriftlich vorgetragen. Durch diese schriftliche Kommentierung soll es dem das Regelwerk erstellenden Projekt ermöglicht werden, diese Kommentare sachgerecht zu bewerten und bei der Überarbeitung der Regelentwürfe, in der sog. Revision B, zu berücksichtigen.</p> <p>Aufbauend auf dieser Revision B der Regelentwürfe soll dann ein weitergehendes Beteiligungsverfahren zwischen Bund und den Ländern vereinbart werden. Ziel ist es dabei sicherzustellen, dass das Regelwerk auf der Grundlage eines umfassenden Diskussionsprozesses mit der Fachwelt und der Wissenschaft erarbeitet wird. Die nachstehende Kommentierung ist noch als ein Bestandteil des vorlaufenden Prozesses der Erarbeitung qualifizierter Regelentwurfsvorlagen zu sehen.</p>	-
		<p>Wie im Koalitionsvertrag zwischen CDU/CSU und SPD festgelegt, sollen Bund und Länder bei der Atomaufsicht vertrauensvoll zusammenarbeiten. Diese Festlegung wurde mit dem Beschluss des Hauptausschusses vom 19.01.2006 aufgenommen und für das Regelwerksvorhaben konkretisiert. Alle weiteren Schritte müssen vor dem Hintergrund dieses Beschlusses gesehen und bewertet werden. Er bildet die Grundlage der Zusammenarbeit.</p> <p>Auf dieser Basis ist das Umweltministerium Baden-Württemberg bereit,</p>	-

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	<p>an der Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerks in zielführender Weise mitzuarbeiten. Im Folgenden wird die rechtliche Stellung des Regelwerks nochmals aus hiesiger Sicht dargestellt. Anschließend werden wesentliche übergeordnete Kommentare, die das gesamte Regelwerk und alle Module betreffen, gegeben.</p> <p>Ergänzende Kommentare zu den einzelnen Modulen sind als Anlage beigefügt.</p>	
	<p>1. Rechtliche Stellung des neuen Regelwerks</p> <p>Das neue Regelwerk soll u.a. die von § 49 Abs. 1 StrlSchV in Bezug genommenen Störfalleitlinien und Sicherheitskriterien ersetzen. Da die Verweisung in § 49 Abs. 1 Satz 3 StrlSchV auf die „veröffentlichten Sicherheitskriterien und Leitlinien für Kernkraftwerke“ als statische Verweisung anzusehen ist, ist § 49 Abs. 1 Satz 3 StrlSchV entsprechend zu ändern.</p> <p>Ausgangspunkt bei der Erarbeitung eines neuen kerntechnischen Regelwerks muss dabei die gegenwärtige Rechtslage sein, nach der eine Genehmigung neuer Kernkraftwerke in Deutschland ausgeschlossen ist. Das kerntechnische Regelwerk hat sich daher vorrangig auf die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch den Betrieb sowie durch technische Änderungen der bestehenden Anlagen zu konzentrieren. Das kerntechnische Regelwerk muss ein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendes Referenzniveau für die Sicherheit der derzeit betriebenen deutschen Kernkraftwerke enthalten.</p>	-
	<p>Der derzeit vorliegende Entwurf des kerntechnischen Regelwerks weicht in der Darstellung des gestaffelten Sicherheitssystems grundsätzlich von der bislang geltenden Sicherheitsphilosophie ab, wonach die Sicherheitsebenen 1 bis 3 die Schadensvorsorge iSd § 7 Abs.2 Nr.3 AtG umfassen und darstellen, welche Vorsorgemaßnahmen nach dem gegenwärtigen Stand von Wissenschaft und Technik erforderlich sind. Ereignisse der Sicherheitsebene 4 gehören dagegen zum Restrisiko und liegen damit jenseits der Grenze der praktischen Vernunft, bis zu welcher Schadensvorsorge zu treffen ist. Diese Grundphilosophie der Auslegung deutscher Anlagen sollte beibehalten werden, allenfalls können Einzelereignisse auf Grund neuerer Erkenntnisse von einer Ebene in die andere verschoben werden. Die Änderung der grundlegenden Sicherheitsphilosophie der deutschen Kernkraftwerke verstößt gegen die Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000.</p>	-

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		2. Übergeordnete Kommentare zu den Modulen 1 bis 11	-
		2.1 Eine Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks muss, wie der Hauptausschuss des Länderausschusses für Atomkernenergie festgestellt hat, auf der Grundlage eines umfassenden Diskussionsprozesses mit der Fachwelt und der Wissenschaft erarbeitet werden. Nur auf dieser Basis kann die erforderliche Qualität des Regelwerks sichergestellt werden. Dies ist bisher nur ungenügend erfolgt. Angesichts des derzeitigen Reifegrades des gesamten Regelwerksentwurfs wie auch der einzelnen Module konnte die Workshop-Reihe nur ein Einstieg in die o.g. Fachdiskussion sein.	-
		2.2 Die Internationale Länderkommission Kerntechnik (ILK) hat in der Stellungnahme Nr. 22 Empfehlungen zu Anforderungen an ein zeitgemäßes Allgemeines Kerntechnisches Regelwerk in Deutschland ausgesprochen. Diesen Anforderungen werden die vorliegenden Modul-Texte noch nicht gerecht.	<p>Der inhaltliche Sinn der Empfehlung 5.1 der ILK ist im Regelwerksvorhaben umgesetzt. Insbesondere gilt:</p> <p>Die Grundlagen für die Fortschreibung des kerntechnischen Regelwerks im Rahmen SR 2475 sind neben der Berücksichtigung internationaler Empfehlungen (Sicherheitsstandards der IAEA und Referenzniveaus der WENRA) und fortgeschrittener Praktiken in anderen Ländern auch die Erfahrungen aus der Anwendung des bestehenden Regelwerks bei Genehmigung und Aufsicht in Deutschland. Das neu zu strukturierende kerntechnische Regelwerk orientiert sich am Stand von Wissenschaft und Technik und ist unabhängig von politischen Projektionen in die Zukunft. In Übereinstimmung mit der Stellungnahme der ILK konzentriert „es sich auf die Festlegung des erforderlichen hohen Standes der Sicherheit der bestehenden Kernkraftwerke in allen Phasen ihres Betriebes. Dabei sind technische Anforderungen an die Anlagen mit ihren Komponenten sowie sicherheitsbezogene Anforderungen an die Betriebsweise der Anlagen gleichermaßen bedeutsam. In die Arbeiten zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks werden umfassend auch jüngere Mitarbeiter einbezogen. Insofern wird hiermit auch ein Beitrag zum Transfer kerntechnischen Wissens auf eine jüngere Generation von Naturwissenschaftlern und Ingenieuren geleistet. Der Gültigkeitsbereich des zu überarbeitenden Regelwerks ist begrenzt auf ortsfeste Leistungsreaktoren. Nicht erfasst ist die Versorgung mit und Entsorgung von Brennstoff und seinem Transport sowie Stilllegung und Rückbau der Anlagen. Das fortzuschreibende kerntechnische Regelwerk hat einen modularen Aufbau und ist flach gegliedert:</p> <ul style="list-style-type: none"> • 1. Ebene: Grundlegende Sicherheitsanforderungen (Modul 1) • 2. Ebene: Fachmodule 1 bis 11 • 3. Ebene: Regeln des KTA <p>Die Anforderungen der Ebenen 1 und 2 sind ausführungsunabhängig. Insofern orientiert sich die Empfehlung 1/5.2 der ILK an den seit September</p>

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
			<p>2003 bestehenden Arbeitsgrundlagen im Vorhaben SR 2475. Alle anderen, in der Empfehlung 1/5.2 angegebenen Hinweise betreffen grundlegende Sachverhalte, die bei der Erstellung von Regelwerken zu beachten und deshalb nicht spezifisch für das kerntechnische Regelwerk sind. SR 2475 differenziert nicht, wie in der Empfehlung 2/5.2 angesprochen, zwischen faktisch bindenden Zielen und Anforderungen sowie nicht bindenden Empfehlungen. Hier wird die behördliche Zuständigkeit tangiert. In SR 2475 werden ausschließlich Sicherheitsanforderungen beschrieben, die nach Stand von Wissenschaft und Technik für ein erforderliches Sicherheitsniveau nachzuweisen sind. Die behördlichen Zuständigkeiten werden in den Regelwerksmodulen nicht angesprochen. Empfehlung 3/5.2 spricht eine bei der Regelwerkserstellung generell zu praktizierende Vorgehensweise an. Auch in SR 2475 ist die Nachvollziehbarkeit aller angegebenen Sicherheitsanforderungen sicherzustellen. Hierzu sind synoptische Darstellungen für die jeweiligen Regelwerksmodule gewählt worden, die mittels elektronischer Hilfsmittel (Internetauftritt) einer breiten Öffentlichkeit verfügbar gemacht wurden. ILK Empfehlung 4/5.2 beschreibt wiederum bei einer Regelwerkserstellung generell zu praktizierende Vorgehensweisen. Die Vollständigkeit und Widerspruchsfreiheit aller in den Regelwerksmodulen angegebenen Sicherheitsanforderungen ist festgelegtes Arbeitsprinzip bei den Arbeiten zur Regelwerkserstellung in SR 2475. Gemäß Festlegung des BMU sind bisher durch Sicherheitsanforderungen nicht erfasst die Versorgung mit und Entsorgung von Brennstoff und seinem Transport sowie Stilllegung und Rückbau der Anlagen. Alle anderen in der ILK Empfehlung 4/5.2 angesprochenen Sachverhalte sind in die Module integriert, basierend auf dem systematischen Ansatz des Gestaffelten Sicherheitskonzepts. Insofern erfolgt hier keine, wie in der ILK Empfehlung genannt, getrennte Darstellung eines sog. Auslegungsbereich von der Sicherheitsebene 4. Wie bereits zu 5.1 angemerkt, sind zur Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik als wesentliche Grundlage die internationalen Empfehlungen heranzuziehen. Dies geschieht nicht selektiv sondern es sind in Bezug u.a. auf die IAEA die Safety Fundamentals, die Safety Requirements und die Safety Guides sowie in Bezug auf WENRA alle WENRA Issues auf Anwendbarkeit für die Übernahme in ein fortzuschreibendes Regelwerk zu prüfen. Damit wird in der ILK Empfehlung 5/5.2 nichts angegeben, was nicht bereits in SR 2475 Praxis ist. Die Erläuterungen zur ILK Empfehlung 6/5.2 zielen in weiten Bereichen auf behördliche Zuständigkeiten. Wie bereits vorher angesprochen werden hierzu in den Regelwerksmodulen keine Ausführungen gemacht. In den Regelwerksmodulen sind die Sicherheitsanforderungen zusammengestellt, die nach Stand von Wissenschaft und Technik für ein erforderliches Sicherheitsniveau zu erfüllen sind. Abweichungen sind hin-</p>

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>sichtlich der sicherheitstechnischen Bedeutung durch die zuständigen Behörden zu bewerten. Von Anfang an wurde bei der Regelwerkserstellung auf die Einbeziehung von Interessengruppen, wie die aufsichtführenden Behörden, ihre Sachverständigen, die Betreiber und die Hersteller geachtet. Hierzu wurden verschiedene Ebenen in Anwendung gebracht: die direkte Beteiligung an der Regelwerkserstellung, die Teilnahme an den inhaltlichen Diskussionen in den Teams, die Teilnahme und Mitwirkung an einer Informationsveranstaltung, an Workshops und insbesondere an der Kommentierung der im Internet veröffentlichten Regelwerksmodule. Die ILK Empfehlung 7/5.2 beschreibt nur solche Sachverhalte, die auch seit Anbeginn Grundlage der Arbeiten in SR 2475 sind. Auch die ILK Empfehlung 8/5.2 beschreibt Sachverhalte, die zur geübten Praxis in SR 2475 zu zählen sind. Die Arbeiten zur Regelwerksfortschreibung unterliegen einem umfassenden Qualitätssicherungssystem, das eine spezielle Steuerungsgruppe im BMU sowie personelle Verantwortlichkeiten in der GRS einschließt. Die Arbeiten werden in insgesamt 10 Teams durchgeführt mit 3 bis 5 Teilnehmern pro Team, Team 1 als Vorhabenslenkungsteam umfasst die 10 Teamleiter. Auf weitere Erläuterungen zur Projektdurchführung, wie in der ILK Empfehlung beschrieben, wird hier nicht eingegangen, da hierzu auf Selbstverständlichkeiten zurückgegriffen wird. ILK Empfehlung 9/5.2 wendet sich ausschließlich an BMU, ILK Empfehlung 10/5.2 wendet sich ausschließlich an BMU.</p>
	<p>Z.B. heißt es in Empfehlung 2, das untergesetzliche übergeordnete Regelwerk solle faktisch bindende Ziele und Anforderungen deutlich von nicht bindenden Empfehlungen trennen</p>	<p>Die Module beschreiben keine „nicht bindenden Empfehlungen“, sondern beschrieben wird ein Anlagenzustand, der die aus heutiger Sicht erforderlichen Vorkehrungen umfasst.</p>
	<p>und in Empfehlung 3, die technische Basis der Anforderungen sollte erläutert werden. Regelwerksanforderungen müssen nachvollziehbar sein, richtig verstanden und sachgerecht angewendet werden können. Dies wird durch die Formulierung in der sog. „Indikativ-Form“ nicht erreicht. Diese Formulierung erlaubt nicht die gestufte Darstellung von bindenden Anforderungen und nicht bindenden Empfehlungen. Sie verwischt Anforderungen und erläuternde Ausführungen. Sie entspricht auch nicht den im nationalen und internationalen Bereich üblichen Vorgaben zum Aufbau und zur äußeren Form von Regelwerkstexten.</p>	<p>Die Module enthalten bewusst keine Erläuterungen zur technischen Basis der Anforderungen. Dies ist u. E. nicht Aufgabe des Regelwerks, bestenfalls der Dokumentationen dazu.</p> <p>Zur Frage des „Indikativ“: Bei der Erstellung der Module bestand zunächst der Anspruch, in den Formulierungen eindeutig zu sein und daher möglichst durchgehend die Anforderungen in „muss“-Form zu formulieren. Sofern Ausnahmen von der „muss“ Forderung als sachgerecht erforderlich angesehen wurden, waren Ausnahmebedingungen zu formulieren. Eine andere Art der Differenzierung ist nicht angestrebt worden. Bei den Fällen, in denen eine solche Differenzierung vorgenommen wurde, war diese Differenzierung bei der Übertragung des Textes in die „indikativ“ Formulierung zu übernehmen. Daher geht mit der Umstellung der Texte in die „indikativ“ Form kein Verlust an Informationen einher. Der Vorteil besteht auch darin, dass bei einem nicht unmittelbar rechtsverbindlichen Regelwerk das Wort „muss“ eigentlich fehlt am Platze ist.</p>

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	<p>2.3 Den übergeordneten Empfehlungen „das Allgemeine Kerntechnische Regelwerk sollte widerspruchsfrei, umfassend und vollständig sein“ und „die Präskriptivität des Allgemeinen Kerntechnischen Regelwerks sollte zu Gunsten seiner Zielorientierung zurückgenommen werden“ (Empfehlung 4 und 6 der ILK) genügen die vorliegenden Module nicht. Beispiele hierzu sind in der Anlage enthalten. Die Module müssen unter diesem Gesichtspunkt nochmals überarbeitet werden.</p>	<p>Hierzu siehe an den jeweiligen Textpassagen.</p>
	<p>2.4 Die vorliegenden Textentwürfe sind im Hinblick auf den Detaillierungsgrad der Inhalte noch unausgewogen. Der Umstand, dass zu einzelnen Regulierungsgebieten keine Detailregelungen in Form von KTA-Regeln existieren, kann nicht Anlass dafür sein, dass in das vorgesehene Regelwerksvorhaben unangemessene Detailregulierungen aufgenommen werden. Vielmehr sind für diese Gebiete allgemeine Anforderungen festzulegen, die dann später in KTA-Regeln weiter konkretisiert werden können.</p>	<p>Es ist u. E. zweitrangig, auf welcher Ebene des Regelwerks notwendige Anforderungen formuliert werden. Solange es keine KTA Regel zu regelungsbedürftigen Sachverhalten gibt, ist es daher sachgerecht, diese Regelungen an anderer Stelle zu formulieren. Es wäre unverständlich, einen ermittelten Stand von Wissenschaft und Technik nicht niederzuschreiben, nur weil er detaillierter ist. Eine Hierarchie gibt es zwischen detaillierteren und allgemeineren Anforderungen nicht, soweit sie jeweils zutreffend ermittelt wurden.</p>
	<p>2.5 Im übergeordneten kerntechnischen Regelwerk sollten nur Festlegungen von übergeordneten Sicherheitsanforderungen enthalten sein. Zum Nachweis dieser Anforderungen sollte ein klar strukturierter schutzzielorientierter Ansatz (wie er z.B. im Konzept der Sicherheitsfunktionen in den KTA- Sicherheitsgrundlagen beschrieben wurde) weiterhin zulässig sein. Diese bisher bei Sicherheitsüberprüfungen übliche und bewährte Vorgehensweise wird ohne sicherheitstechnische Begründung nicht mehr zugelassen.</p>	<p>Der in den KTA Sicherheitsgrundlagen formulierte Ansatz „schutzzielorientierte Vorgehensweise“ ist entgegen der Auffassung des Kommentators u. E. nicht klar strukturiert. Die Aufgabenteilung zwischen Deterministik und Probabilistik ist unklar, die Priorität deterministischer Anforderungen ungeklärt. Ein Ansatz wie: „Der Nachweis der Erfüllung der Schutzziele stützt sich auf Sicherheitsfunktionen ab, die im Allgemeinen durch Wirksamkeits- und Zuverlässigkeitsanforderungen gekennzeichnet sind. Dabei müssen die zur Erfüllung der Sicherheitsfunktionen erforderlichen Systemfunktionen nicht ausschließlich auf Sicherheitssystemen aufbauen.“ (KTA Sicherheitsgrundlagen, Ziffer 3.2 (3)) wird nicht dem Gestaffelten Sicherheitskonzept gerecht. Die Erfahrung mit schutzzielorientierten Bewertungen in diversen PSÜ hat gezeigt, dass auf Grund fehlender Regelungen unterschiedliche Vorgehensweisen mit teilweise nicht nachvollziehbaren Ergebnissen angewendet wurden.</p> <p>Andererseits bleibt unklar, welche Möglichkeiten für die Art der Nachweissführung vom Kommentator in den Modulen vermisst wird. Sofern unter den in den KTA Sicherheitsgrundlagen genannten „ebenenzugeordneten, ausführungsunabhängigen Schutzzielanforderungen“ die Nachweiskriterien gemäß Modul 3 gemeint sind, ist das in den Modulen beschriebene Nachweisverfahren hiermit kompatibel (bis auf die in den KTA Sicherheitsgrundlagen nicht klar geregelte „Ergänzung“ durch die Probabilistik). Sofern jedoch unter den „ebenenzugeordneten, ausführungsunabhängigen Schutzzielanforderungen“ etwas anderes zu verstehen ist, kann diesem Vorgehen nicht gefolgt werden, da die Kenntnis darüber, dass damit ein gleichwertiger</p>

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
			Nachweis erbracht werden könnte, nicht vorliegt. Eine solche Kenntnis ist jedoch u. E. Voraussetzung für eine Regelungssetzung.
		2.6 Die bestehende Sicherheitsphilosophie, die ihre Ausgestaltung in den Genehmigungen der Anlagen erfahren hat, wird in Teilbereichen (z.B. Behandlung der Sicherheitsebene 4, Erweiterung des Einzelfehlerkonzeptes) wesentlich verändert. Dies ist nicht im Einklang mit dem Beschluss des Hauptausschusses.	Siehe hierzu an den entsprechenden Textpassagen.
		2.7 Der Übergang auf ein neues Regelwerk sollte planvoll erfolgen, damit für die in Betrieb befindlichen Anlagen ein sinnvoller Anschluss an das bestehende Regelwerk möglich wird. Die Anwendung des neuen Regelwerks an Pilotvorhaben vor der Einführung zu testen, wird ausdrücklich begrüßt.	-
		2.8 Eine Anlehnung des neuen Regelwerks an moderne internationale Standards wird ausdrücklich begrüßt. Anforderungen aus dem internationalen Regelwerk müssen jedoch, vor einer Übernahme in das nationale Regelwerk, in systematischer Weise bewertet werden. Dabei muss auch geprüft und dargestellt werden, inwieweit sie mit der grundlegenden in Deutschland verfolgten Sicherheitsphilosophie vereinbar sind. Dies ist in den bestehenden Entwürfen zumindest in Einzelbereichen nicht erfolgt. So macht es einen deutlichen Unterschied, ob ein eher präventiv ausgerichtetes oder ein mitigativ ausgerichtetes Sicherheitskonzept verfolgt wird. Ein unreflektiertes Übernehmen von einzelnen Anforderungen aus unterschiedlichen Regelwerken ist nicht zielführend.	Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten kenntlich gemacht und begründet werden. Dabei wird auch, sofern in Bezug genommen, das Ergebnis der Übertragbarkeitsprüfung internationaler Regelung dargestellt.
		Zusammenfassend wird festgestellt, dass die vorliegenden Regelwerk-entwürfe noch nicht den Reifegrad besitzen, der für ein Regelwerk erforderlich ist. Das Umweltministerium Baden-Württemberg ist bereit, sich im weiteren Verfahren auf der Basis des Beschlusses des Hauptausschusses zu beteiligen und seinen Sachverstand aus der Praxis der atomrechtlichen Verwaltungsverfahren einzubringen.	-
590	Kleen, VENE	Ich möchte auf Ihre Ausführungen auch noch einmal ansprechen, zum Thema „Detaillierungsgrad des Regelwerkes“. Ein Hauptkritikpunkt, den wir wiederholt geäußert haben, ist, dass mit den sehr detaillierten Vorgaben im Grunde genommen nicht deutlich genug zum Ausdruck kommt, die übergeordneten Ziele, die einzuhalten sind. Dabei wehren wir uns nicht dagegen, dass es bestimmte deterministische Anforderungen gibt, die selbstverständlich zu erfüllen sind. Wenn wir aber eine sicherheitstechnische Bewertung einer Anlage machen, dann steht die sicherheits-	Die Regelungen sollten die übergeordneten Aspekte sowie die erforderlichen Detaillierungen enthalten. Inwieweit dies im Einzelfall in den Modulen erfolgt ist, wird an den jeweiligen Passagen zu diskutieren sein.

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		technische Bewertung eigentlich auf zwei Beinen. Das eine ist das Einhalten von sicherheitstechnischen oder deterministischen Mindestanforderungen. Das ist das Thema „Schadensvorsorge“.	
583	FANP	<p>Auf dem Workshop zum BMU-Vorhaben „Revision des Regelwerks“ Ende Januar/Anfang Febr. 2006 wurde seitens BMU mehrfach dazu aufgefordert, bis zum 28.2.2006 noch weitere Kommentare zu den bisher vorliegenden Modul-Texten schriftlich einzureichen. Wir möchten hierzu seitens Framatome ANP GmbH folgendes anmerken:</p> <p>Die bisher vorgelegten 11 Module für ein übergeordnetes untergesetzliches Regelwerk haben hinsichtlich</p> <ul style="list-style-type: none"> • der Konsistenz zwischen den Modulen, • der Durchgängigkeit eines für ein übergeordnetes Regelwerk angemessenen Detaillierungsgrades und • des Vermeidens von rein formal abgeleiteten Anforderungen, die ohne relevanten sicherheitstechnischen Nutzen nur den Aufwand erhöhen, noch nicht wieder den Stand des Projektes KTA 200 im April 2003 erreicht, als dieses Projekt auf Forderung des BMU abgebrochen wurde. (Diese Kritik gilt besonders ausgeprägt für die Module 5, 7, 10.) Wir sehen deshalb unsere bereits zum Ausdruck gebrachte Kritik am Abbruch des Projektes KTA 2000 bestätigt. Ein <u>Abschluss</u> des Projektes KTA 2000 mit Bereinigung der im Frühjahr 2003 noch vorhandenen Punkte hätte in erheblichem Umfang Zeit und Aufwand bei allen Beteiligten gespart. Trotz unserer kritischen Haltung gegenüber dem Abbruch hatten wir uns jedoch 2005/2006 bemüht, im Rahmen des BMU-Vorhabens „Revision des Regelwerks“ unsere Erkenntnisse zu technischen Sachverhalten und unsere Erfahrungen in der Anwendung des kerntechnischen Regelwerks erneut einzubringen (siehe unseren im Bezug genannten Schreiben sowie unsere nochmals beigelegten Folien vom Workshop). <p>Wir haben diese Kommentierung zu aus unserer Sicht grundsätzlichen sowohl strukturellen als auch inhaltlichen Defiziten der vorgelegten Module sowie – im Sinne einer beispielhaften Konkretisierung der grundsätzlichen Kritik – zu Einzelpunkten in den Modulen vorgenommen, obwohl die Kommentierung durch eine Reihe von Randbedingungen aus unserer Sicht erheblich und unnötig erschwert wurde, wie z. B.:</p> 	- bzw. siehe bereits oben gegebene Antworten.
		<ul style="list-style-type: none"> • Die Module wurden nicht in Gesamtheit zur Kommentierung verteilt, sondern sukzessive, so dass Zusammenhänge und Bezüge für die Kommentierung teilweise nicht erkennbar waren. 	-
		<ul style="list-style-type: none"> • Einige Module wurden nach der ersten Kommentierung in Struktur und Inhalt erheblich geändert, so dass darüber hinaus eine Veränderung 	-

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>von Bezügen gegeben war.</p> <ul style="list-style-type: none"> • Vielfach sind Umformulierungen von Anforderungen gegenüber dem bisherigen Regelwerk festzustellen, jedoch ohne Kennzeichnung, wo eine Erhöhung von Anforderungen beabsichtigt ist, die eine detaillierte inhaltliche Kommentierung erfordern würde. (Diese Kennzeichnung wurde nicht vorgenommen, obwohl auf dem ersten Workshop im Dezember 2004 ausdrücklich darum gebeten wurde und dies auch von dem Vorsitzenden der RSK ausdrücklich befürwortet wurde.) 	<p>Es wird eine gesonderte Synopse erstellt, in der wesentliche Änderungen gegenüber den ersetzten Regelwerkstexten kenntlich gemacht und begründet werden.</p>
		<ul style="list-style-type: none"> • Es gab keine oder zumindest keine ausreichenden Möglichkeiten, in Fachgesprächen technische Zusammenhänge mit Blick auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu erläutern. (Die anscheinend vom BMU dem Regelwerksteam gemachte Vorgabe, jede Anforderung des bisherigen Regelwerks – wie obsolet auch immer nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik – weiterhin mitzunehmen, war in diesem Zusammenhang auch nicht gerade hilfreich für das Ziel eines aktualisierten und in sich konsistenten Regelwerks.) 	<p>-</p> <p>Eine Vorgabe des BMU dem Regelwerksteam gegenüber, jede Anforderung des bisherigen Regelwerks weiterhin mitzunehmen, besteht und bestand nicht. Allerdings waren und sind diesbezügliche Änderungen (Ergänzungen und Streichungen) zu begründen.</p>
		<ul style="list-style-type: none"> • Die Texte der Module wurden lange Zeit nicht im Word-Format zur Verfügung gestellt, was das Eintragen von Kommentaren erleichtert hätte, so dass für die Kommentierenden eine unnötige Erhöhung des Aufwands gegeben war. Allerdings sehen wir eine weitere Kommentierung der bisher vorliegenden Modul-Texte, wozu seitens BMU aufgefordert wurde, zum gegenwärtigen Zeitpunkt aus folgenden Gründen als nicht effektiv und nicht zumutbar waren: 	<p>-</p>
		<ul style="list-style-type: none"> - Auf dem Workshop wurde mangels entsprechender, hinreichend klare Aussagen seitens BMU oder des Redaktionsteams für uns nicht erkennbar, ob und - wenn ja - wie weit unsere grundsätzlichen und übergreifenden Kommentare bei einer Überarbeitung berücksichtigt werden sollen. Damit blieb unklar, wozu wir im Einzelnen weitere Kommentare erarbeiten sollten. 	<p>-</p>
		<ul style="list-style-type: none"> - Insgesamt ist auf dem Workshop nur erkennbar geworden, dass die bisher vorliegenden Modul-Texte noch in erheblichem Umfang geändert werden sollen, wobei jedoch unklar blieb, wo und in welchem Umfang die von vielen Seiten vorgetragene umfangreiche und substanzielle Kritik berücksichtigt werden soll. (Selbst bei der so genannten „Indikativ -Formulierung“, die einstimmig von Landesbehörden, TÜV-Organisationen, Betreibern und Herstellern heftig kritisiert wurde und die auch von Mitarbeitern des beauftragten Teams als 	<p>-</p>

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>„vom BMU aufgezwungen“ bezeichnet wurde, wurde seitens BMU keine Zusage für eine Korrektur gemacht.)</p> <p>In dieser Situation ist für uns nicht erkennbar, ob und wo weiterer Aufwand für die Ausarbeitung von Detailkritik nutzbringend sein könnte und nicht ins Leere läuft. Wir verweisen deshalb auf unsere bisher vorgebrachte grundsätzliche Kritik, die zur Konkretisierung mit Beispielen in Einzelpunkten ergänzt wurde, um die zu beachtenden Zusammenhänge deutlich zu machen.</p> <p>Sobald die Module in einer überarbeiteten Form vorliegen, so dass erkennbar wird, wo und in welchem Umfang (noch) Kommentierung erforderlich ist, werden wir uns erneut um weitere Kommentierung bemühen. Ihr Einverständnis voraussetzend senden wir Kopien dieses Schreibens mit Anlagen auch an die anderen Beteiligten auf dem Workshop.</p>	
600	NUM	<p>Stellungnahme zu den in der Workshopreihe des BMU im Januar 2006 zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks behandelten Modulen</p> <p>Vorbemerkung: Das Niedersächsische Umweltministerium hat zu allen Workshops der oben genannten Workshopreihe Vertreter und Vertreterinnen entsandt und sich damit intensiv an der Diskussion zu den oben bezeichneten Modulen beteiligt. Auf die im Rahmen der Workshops abgegebenen detaillierten Stellungnahmen wird verwiesen; von einer Wiederholung der zur Aufzeichnung freigegebenen Stellungnahmen an dieser Stelle muss schon aus Gründen der Arbeitsökonomie abgesehen werden. Aus Gründen der Arbeitsökonomie mussten und müssen auch weiterhin Stellungnahmen und Kommentare im Wesentlichen auf Grundsätzliches, Allgemeingültiges bzw. Exemplarisches der Module fokussiert werden; aus einer Nichtkommentierung einzelner Aspekte der Module kann daher nicht auf die Zustimmung zu den entsprechenden Passagen der Module geschlossen werden. Der Länderausschuss für Atomkernenergie hat in seiner Sondersitzung am 19. Januar 2006 unter anderem einstimmig beschlossen, dass das Regelwerk auf der Grundlage eines umfassenden Diskussionsprozesses mit der Fachwelt und der Wissenschaft erarbeitet wird und dass dazu auf der Grundlage des bisherigen Verfahrens im Anschluss an den hier in Rede stehenden Workshop ein Beteiligungsverfahren zwischen Bund und Ländern vereinbart wird. Dieser Beschluss ist Maßstab und Leitfaden für die Beteiligung des Niedersächsischen Umweltministeriums an dem weiteren Verfahren zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks. In meinem Eingangsstatement im Workshop am 23. Januar 2006 habe ich dieses näher ausgeführt. Aus dem Beschluss haben sich naturgemäß auch Konsequenzen für das konkrete Vorgehen im Rahmen des Workshops und auch für die weitere Kommentierung der</p>	-

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		Module ergeben. Auf die Konsequenzen im Einzelnen bin ich meinen grundsätzlichen Anmerkungen im Workshop am 23. Januar 2006 bereits näher eingegangen. Darauf wird wegen der Einzelheiten verwiesen. Allerdings sei an dieser Stelle zur Erleichterung des Verständnisses für die nachfolgende Stellungnahme noch einmal auf die zentrale Konsequenz hingewiesen:	
		Alle Diskussionsbeiträge und Kommentierungen des Niedersächsischen Umweltministeriums sind unter der Prämisse zu sehen, dass es auf Grund des Beschlusses des Länderausschusses für Atomkernenergie bei der Diskussion um die vorliegende Module um die Schaffung von Grundlagen für eine Aktualisierung des Regelwerks geht und nicht um die konkrete Ausgestaltung und Formulierung des Regelwerks selbst. Dieses – die Erarbeitung des Regelwerks selbst – wird erst in den Gremien des Länderausschusses auf der Grundlage des noch zwischen Bund und Ländern abzustimmenden Beteiligungsprozesses der Wissenschaft und Fachwelt erfolgen. Der Beschluss hat somit die Grundlinien der weiteren Arbeiten zur Regelwerkerstellung vorgezeichnet. Er bildet zugleich die Grundlage der Zusammenarbeit zwischen Bund und Ländern. Auf die gemeinsamen Schreiben der für die Atomaufsicht in den Ländern Bayern, Baden-Württemberg, Hessen und Niedersachsen zuständigen obersten Landesbehörden vom 15. und 21. Februar 2006 zu dem weiteren Vorgehen und dem Beteiligungsverfahren wird verwiesen.	-
		Diese Vorbemerkung vorangestellt, wird zu den in der Workshopreihe des BMU im Januar 2006 zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks behandelten Modulen wie folgt Stellung genommen:	-
		STELLUNGNAHME I. Die vorliegenden Module sind ursprünglich als Aktualisierung bzw. Ersatz der Ebene des untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks konzipiert worden, die im Wesentlichen durch die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke des BMI, die Störfalleitlinien des BMI und die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren abgedeckt wird. Die vorliegenden Module sind hierfür nicht geeignet. Maßgeblich für diese Bewertung sind im Wesentlichen inhaltliche Gründe – sowohl konzeptioneller Art als auch wegen des fehlenden Reifegrades – und Verfahrensgründe in der Folge eines nicht alle maßgeblichen Anforderungen abdeckenden Erstellungsprozesses.	-
		II. Es geht jetzt darum, auf der Grundlage des Beschlusses des Länderaus-	-

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	<p>schusses für Atomkernenergie einen Prozess zu organisieren, in dem auf der Basis der mit den Modulen geleisteten Vorarbeiten die Bausteine eines aktualisierten Regelwerks erstellt werden können. Dabei wird es eine Aufgabe von zentraler Bedeutung sein, die Einhaltung der vom Länderausschuss für Atomkernenergie gestellten Anforderungen im Einzelnen zu prüfen. Hierbei werden unter anderem folgende Fragen im Vordergrund stehen müssen:</p> <ul style="list-style-type: none"> - die Frage des jeweiligen Beitrages der vorliegenden Vorstellungen und Vorschläge zur Vorsorge gegen Schäden, - die Frage der Kompatibilität der vorliegenden Vorstellungen und Vorschläge mit dem Sicherheitskonzept der Auslegung der deutschen Anlagen, - die Frage, inwieweit die Bandbreite der Wissenschaft bei den vorliegenden Vorstellungen und Vorschlägen bereits hinreichend Berücksichtigung gefunden hat, - die Frage der Angemessenheit der mit den vorliegenden Vorstellungen und Vorschlägen verbundenen Behandlungstiefe. <p>Die Diskussion im Rahmen des Workshops hat gezeigt, dass für alle Module zu diesen Fragen noch ein erheblicher Prüf- und Diskussionsbedarf besteht. Auf die dortigen Einzelbeiträge wird verwiesen.</p>	
	<p>III.</p> <p>Eine weitere grundsätzliche Fragestellung betrifft ebenso alle vorliegenden Module:</p> <p>Die Frage, ob die grundlegende Anforderung eingehalten ist, derzufolge das untergesetzliche Regelwerk ausschließlich der Konkretisierung der gesetzlichen Vorschriften des Atomgesetzes und der darauf beruhenden Verordnungen dienen kann und durch den damit abgesteckten gesetzlichen Rahmen beschränkt ist. Es ist nicht möglich, in dem untergesetzlichen Regelwerk über den gesetzlichen Rahmen hinauszugehen, auch dann nicht, wenn internationale Anforderungen hierzu vorliegen. Diese Beschränkung könnte nur durch eine entsprechende Änderung des Atomgesetzes und der Verordnungen aufgehoben werden. Die Diskussion im Rahmen des Workshops hat gezeigt, dass die in den Modulen gegenüber dem bisherigen Stand vorgenommenen Änderungen und Erweiterungen von Anforderungen nicht durchgängig aus den rechtlichen Grundlagen heraus abgeleitet und begründet worden sind und deshalb hierzu noch ein erheblicher Prüf- und Diskussionsbedarf besteht. Auf die dortigen Einzelbeiträge wird verwiesen. Insbesondere sind aus den genannten Gründen Anforderungen an die Ebenen 1 und 4, soweit sie regelfähig sind, entsprechend abgestuft zu formulieren. Dieses ist in allen in Frage</p>	-

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		<p>kommenden vorliegenden Modulen noch nicht ausreichend berücksichtigt worden.</p> <p>IV. Die vorliegenden Module werfen insgesamt eine weitere grundsätzliche Frage auf. Nach den Prinzipien der Eindeutigkeit und Klarheit sollten die Regelungen nicht in Konkurrenz zueinander erstellt werden. Doppelungen von Regelungen an verschiedenen Stellen des Regelwerks sind zu vermeiden. Diese grundsätzliche Anforderung gilt es nicht nur innerhalb der Module zu beachten, sondern auch gegenüber bereits bestehenden Regelungen in Bekanntmachungen des BMU, insbesondere den Richtlinien des BMU. Die Diskussion im Rahmen des Workshops hat gezeigt, dass diese Anforderung in den vorliegenden Modulen durchgängig noch nicht hinreichend beachtet worden ist. Auf die dortigen Einzelbeiträge wird verwiesen. Auch zu diesem Fragenkomplex besteht noch ein erheblicher Prüf- und Diskussionsbedarf.</p> <p>V. Ein weiteres übergreifendes Thema für weitere Prüfungen und Diskussionen ist die Frage der angemessenen Behandlungstiefe der Regelungen in den Modulen und in dem untergesetzlichen Regelwerk, das auf der Grundlage der Module zu erstellen ist. Eine Leitlinie für die Behandlungstiefe einer Regel lässt sich aus dem Gesamtbild des Regelwerks ableiten. Insgesamt gesehen bildet das deutsche Regelwerk eine hierarchisch strukturierte Pyramide. Es ist sicher angemessen, die Behandlungstiefe einer Regel entsprechend ihrer Einordnung in dieser Pyramide zu wählen: je höher die Einordnung der Regel, umso geringer die Behandlungstiefe, und umgekehrt.</p> <p>Die Module und das auf deren Grundlage zu erstellende Regelwerk sind in der hierarchisch strukturierten Regelwerkspyramide oberhalb der KTA-Regeln, die als Fachregeln weiter bestehen bleiben sollen, anzusiedeln. Daraus folgt nach dem erläuterten Prinzip, dass die Module eine geringere Behandlungstiefe als die KTA-Regeln aufweisen sollten. Wenn dieses nicht beachtet wird, entstehen vielfältige Probleme. So entstehen Abgrenzungsprobleme innerhalb der Regelpyramide selbst mit der möglichen Folge unklarer Vorgaben. Zu detaillierte Module und daraus entwickelte Regeln verengen u.U. zudem den notwendigen Raum für sinnvolle KTA-Regeln. Außerdem ist die Organisation des Diskussionsprozesses für das auf der Grundlage der Module zu entwickelnde Regelwerk nach Art, Umfang und Aufwand sicher nicht auf die Erstellung mit großem, etwa mit KTA-Regeln vergleichbarem fachlichem Tiefgang angelegt.</p>	<p>Es ist u. E. erforderlich, die Wirkungskette der Anforderungen, beginnend mit Modul 1, in den Anforderungen deutlich zu machen. Dies dient sowohl einem besseren Verständnis, insbesondere aber auch der Darstellung der technischen Zusammenhänge. In diesen Fällen spricht daher u. E. nicht nur nichts dagegen, bspw. Anforderungen aus Modul 1 in anderen Modulen zu wiederholen, sondern ist dies zu empfehlen. Die Verfahrensweise, die in Revision B diesbezüglich umgesetzt ist, ist: die Wiederholungen sind wortgleich vorzunehmen und es ist auf die entsprechende Ziffer in anderen Modulen hinzuweisen.</p> <p>Als Abgrenzungsmerkmale für die in den Modulen 2-11 zu formulierenden Texten gegenüber KTA Regeln dienen zum Einen die bestehenden, zu ersetzenden Texte, sofern keine entsprechenden KTA Texte vorliegen. In Einzelfällen sind, sofern keine Regelungen in KTA Regeln vorliegen, neue Regelungen in den Modulen aufgenommen worden, die hinsichtlich des umgesetzten Abstraktions- und Detaillierungsgrad auch in eine KTA Regel überführt werden könnten. Als grobe Orientierung diene zudem die Prüffrage, inwieweit erwartet werden kann, dass die zu formulierenden Regelungen für einen deutlich längeren Zeitraum unverändert Bestand haben werden, als die Überprüfungsfristen der KTA Regeln.</p> <p>In Anwendung des o. g. Ansatzes wurde die Behandlungstiefe der Module erarbeitet. Sofern für u. E. regelungsbedürftige Sachverhalte keine KTA Regeln vorliegen, ist es u. E. zunächst zweitrangig, auf welcher Ebene des Regelwerks notwendige Anforderungen formuliert werden. Solange es keine KTA Regel zu regelungsbedürftigen Sachverhalten gibt, ist es daher sachgerecht diese Regelungen an anderer Stelle zu formulieren. Es wäre unverständlich, einen ermittelten Stand von Wissenschaft und Technik nicht niederzuschreiben, nur weil er detaillierter ist. Eine Hierarchie gibt es zwischen detaillierteren und allgemeineren Anforderungen nicht, soweit sie jeweils zutreffend ermittelt wurden.</p>

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort Team 1
		Schließlich birgt eine nicht mehr angemessen vertiefte Behandlungstiefe auch die Gefahr der Überregulierung mit nachteiligen Folgen, wie der Behinderung weiterer Entwicklungen der Sicherheit durch die Anwender der Regel. Die Diskussion im Rahmen des Workshops hat gezeigt, dass diese Anforderung in den vorliegenden Modulen nicht durchgängig hinreichend beachtet worden ist. Auf die dortigen Einzelbeiträge wird verwiesen. Dieser Fragenkomplex bedarf im weiteren Verfahren noch weiterer Prüfungen und Diskussionen.	Beispiele für „nicht mehr angemessen vertiefte Behandlungstiefe“ in den Modulen sind hier nicht genannt. Sofern vorhanden, siehe hierzu die Diskussion zu den jeweiligen Ziffern.
		VI. Das Niedersächsische Umweltministerium ist der Auffassung, dass bei der Erstellung des Regelwerks auf der Grundlage der vorliegenden Module keine Beschränkung auf die „Indikativform“ erfolgen soll, sondern vielmehr die Ausdrucksmöglichkeiten der deutschen Sprache in vollem Umfang genutzt werden sollen. Dabei sind selbstredend die hoch entwickelten Anforderungen an die Erstellung von Regeln (z.B. DIN, KTA) zu beachten. Die Diskussion im Rahmen des Workshops hat meines Erachtens diese Auffassung des Niedersächsischen Umweltministeriums voll bestätigt. Auf die dortigen Einzelbeiträge wird verwiesen.	Bei der Erstellung der Module bestand zunächst der Anspruch in den Formulierungen eindeutig zu sein und daher möglichst durchgehend die Anforderungen in „muss“-Form zu formulieren. Sofern Ausnahmen von der „muss“ Forderung als sachgerecht erforderlich angesehen wurden, waren Ausnahmebedingungen zu formulieren. Eine andere Art der Differenzierung ist nicht angestrebt worden. Bei den Fällen, in denen eine solche Differenzierung vorgenommen wurde, war diese Differenzierung bei der Übertragung des Textes in die „indikativ“ Formulierung zu übernehmen. Daher geht mit der Umstellung der Texte in die „indikativ“ Form kein Verlust an Informationen einher. Der Vorteil besteht auch darin, dass bei einem nicht unmittelbar rechtsverbindlichen Regelwerk das Wort „muss“ eigentlich fehlt am Platze ist.
		VII. Das Niedersächsische Umweltministerium ist der Überzeugung, dass es mit einem geeigneten Diskussionsprozess bei Beachtung der vorstehenden grundsätzlichen Anmerkungen gelingen sollte, dem Beschluss des Länderausschusses für Atomkernenergie entsprechend eine zielführende Aktualisierung des Kerntechnischen Regelwerks auf der Grundlage der Module des bisherigen Verfahrens zu erarbeiten. Die Vertreter und Vertreterinnen des Niedersächsischen Umweltministeriums sehen sich in dieser Einschätzung auch durch die vielen fruchtbaren Gespräche im Rahmen und am Rande des o.a. Workshops bestärkt. Die Atomaufsichtsbehörden der Ländern Bayern, Baden- Württemberg, Hessen und Niedersachsen haben mit einem gemeinsamen Schreiben vom 21. Februar 2006 eine Vereinbarung über ein Beteiligungsverfahren vorgeschlagen, das ein Erfolgspfad bei der Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks werden könnte.	-
501	FANP	Stand von Wissenschaft und Technik oder die nach SvWuT erforderliche Vorsorge? > Anlass: Bewertung, ob in bestehender Anlage Armaturen aus sicherheits-technischen Gründen ausgetauscht werden sollen	-

Komm. Nr.	Kommentar	Antwort Team 1
	<ul style="list-style-type: none"> > Gutachterforderung: Antriebe für Sumpfarmaturen austauschen, da nicht für Umgebungsbedingungen bei Leckstörfall im Ringraum ausgelegt > Einwand: Bei Leck im RR dürfen Sumpfarmaturen nicht verfahren werden! Warum soll Funktion sichergestellt werden für Fälle, in denen Funktion sicherheitstechnisch falsch wäre? > Gutachterbegründung: Bei Konvoi wurden Armaturen eingebaut, die für diese Umgebungsbedingungen qualifiziert sind. Also ist das SvWuT. > Einwand: Bei Errichtung Konvoi wurden Armaturen neu gekauft. Bei Neukauf ist Kostenunterschied für verschiedene Umgebungsqualifikationen gering, daher pauschaler Einkauf ohne tiefere Begründung. Verweis auf Konvoi deshalb zur Begründung von Nachrüstungen ungeeignet. <p>Das technisch unkritische, nicht die nach SvWuT erforderliche Vorsorge suchende Zusammenschreiben von Dingen, die es technisch gibt („Stand von Wissenschaft und Technik“), führt zu erheblichem, sicherheitstechnisch nutzlosem bürokratischen Aufwand für Antragsteller, Landesbehörde und –gutachter (Begründungszwang, warum Anforderungen sicherheitstechnisch irrelevant sind).</p>	
501	<p>FANP</p> <p>Ermessensausübung ohne Vorschlag von technischen Sachverständigen?</p> <p>BMU: Ermessensausübung/Bewertung der Verhältnismäßigkeit sind Sache der Behörden, nicht des technisch Sachverständigen oder des Regelwerks (Begründung für „Indikativ-Formulierung“)</p> <p>Erwiderung:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Richtig ist, dass die Behörden letztlich die Verantwortung dafür tragen, dass der jeweilige Sachverhalt im erforderlichen Umfang ermittelt wird und Entscheidungen den Anforderungen des AtG entsprechen und willkürfrei und angemessen getroffen werden. - Ebenso richtig ist aber, dass die Behörden überfordert wären, wenn sie ohne Vorermittlung und Vorschlag durch technisch Sachverständige oder das technische Regelwerk nachvollziehbar und begründet entscheiden müssten, was <ul style="list-style-type: none"> - erforderliche Vorsorge, - zusätzliche Maßnahmen im Rahmen des Ermessens - oder sicherheitstechnisch nicht relevant ist. <p>Unbeschadet der abschließenden Verantwortung der Behörde für eine willkürfreie Entscheidung ist es für ein transparentes Verfahren sinnvoll</p>	-

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar	Antwort Team 1
		und notwendig, dass das Regelwerk „Vorschläge“ macht, welche technischen Maßnahmen der erforderlichen Vorsorge zuzuordnen sind und welche nicht. Dies wird mit der „Indikativ- Formulierung verhindert.	

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Grundlegende Sicherheitsanforderungen					Grundlegende Sicherheitsanforderungen
Grundsatz	Die Verantwortung für die Gewährleistung der Sicherheit trägt der beim Betreiber. Die Sicherheit hat Vorrang vor allen anderen Unternehmenszielen. Sie wird durch die Bereiche Mensch, Technik und Organisation sowie dem Zusammenwirken dieser Bereiche bestimmt.	473	RSK	Der Ansatz, Zusammenwirken Mensch – Technik – Organisation, wie die RSK diesen forderte, ist nicht zu finden. Der Ansatz, diesen Aspekt in den einzelnen Modulen aufzunehmen, ist nach Durchsicht der anderen Module nicht einmal ansatzweise gelungen. Einzelne Hinweise sind Bruchstücke und geben keinen geschlossenen Anforderungsansatz. (...) Durch einen Vorspann im Modul 1 sollte der ganzheitliche Ansatz beschrieben werden. (K2) Im Modul 1 bzw. im Vorwort zum Regelwerk ist folgende Formulierung aufzunehmen: „Das angemessene Zusammenwirken von Mensch-Technik-Organisation entspricht dem heutigen Verständnis für einen sicheren Betrieb von kerntechnischen Anlagen. Diese drei Teilsysteme stehen gleichberechtigt nebeneinander und müssen konsequent in allen Funktionsbereichen ganzheitlich miteinander vernetzt werden.“ (K1) Team 1: Vorschlag mit textlichen Anpassungen umgesetzt.	Grundsätze	Die Verantwortung für die Gewährleistung der Sicherheit trägt der beim Betreiber. Er gibt der Einhaltung der Sicherheitsziele Vorrang vor der Einhaltung anderer betrieblicher Ziele. Die Sicherheit hat Vorrang vor allen anderen Unternehmenszielen. Die Grundlage für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken ist das sicherheitsgerichtete Zusammenwirken technischer, organisatorischer und personeller Faktoren (Mensch-Technik-Organisation). Diese drei gleichgewichtigen Bereiche sind in allen Funktionsbereichen des Kernkraftwerks ganzheitlich miteinander vernetzt. Sie wird durch die Bereiche Mensch, Technik und Organisation sowie dem Zusammenwirken dieser Bereiche bestimmt. Auch bei einem hohen Automatisierungsgrad der Technik haben die Fähigkeiten und Handlungen des Personals eine hohe Bedeutung für die Sicherheit des Kernkraftwerks. Die organisatorischen Bedingungen sind derart, dass sicherheitsgerichtetes Handeln gefordert und gefördert wird. Dies erfordert eine hohe Sicherheitskultur, die das gesamte Unternehmen durchdringt und deren stetige Verbesserung angestrebt wird.
1.	Organisatorische Anforderungen				1.	Organisatorische Grundlagen der Sicherheit Anforderungen
1.1	Sicherheitsmanagement				1.1	Sicherheitsmanagement

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen- tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
		622	Noack, RWE Power	<p>Wir haben uns schon oft mit Gutachtern in verschiedenen Kreisen über Sicherheitsmanagement unterhalten. Ich denke, wir haben ein Sicherheitsmanagement. Der VGB hat in seinen Leitfäden zum Sicherheitsmanagement da einige Veröffentlichungen getätigt. Wir waren auch die Ersten, die veröffentlicht haben. Wir haben uns sehr intensiv mit dem IAEA-Regelwerk auseinander gesetzt. Wir haben in der Interpretation einige Dissenzen. Und wichtig ist, die Anwendung im Aufsichtsverfahren. Das hängt stark von den Texten ab, wie man diese Anwendung sieht. Wenn sich handelnde Person unterhalten aufseiten der Gutachter und von uns, dann ist man nicht weit auseinander. Aber diese Texte, die hier aufgeschrieben sind, sind ganz anders interpretierbar, als wir die IAEA interpretieren, was ich auch oft im Gespräch höre. Wie das dann im Aufsichtsverfahren, bei organisatorischen Fragen zu gestalten ist, steht noch völlig offen. Also ehe man so etwas, was fachlich noch nicht gründlich diskutiert ist, was die Gesamtorganisation der Kraftwerke betrifft, in ein übergeordnetes Regelwerk überführt, sollten doch praktische Erfahrungen vorliegen. Und da sind noch einige Diskussionen nötig. Ich denke, das ist zu früh, das Sicherheitsmanagement auf einer so hohen Stelle zu verankern. Wie gesagt, generell gegen eine Regelung haben wir nichts.</p> <p>Team 8: Das IAEA-Regelwerk wird z. Z. noch weiter entwickelt. Dies ist insbesondere an DS 338 „Management System“ und den darauf aufbauenden Guides festzumachen. In den Modulen wurden die übergeordneten Aspekte aus den IAEA Regelungen berücksichtigt. Das Fachgebiet ist sicherlich nicht so „gefestigt“ wie dies die klassischen Gebiete des Regelwerks sind. Dies sollte jedoch</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				nicht dazu führen, dass ein Regelwerk auf diesem Gebiet nicht erstellt wird, sondern dazu, dass diese Regelungen nach einer gewissen Anwendungsdauer kritisch überprüft und gegebenenfalls verbessert werden sollten.		
1.1 (1)	Festlegung der Sicherheitspolitik Die Sicherheitspolitik wird als integraler Bestandteil der gesamten Unternehmenspolitik des Betreibers betrachtet und beinhaltet mindestens folgende Zielsetzungen: <ul style="list-style-type: none"> - Die Sicherheit hat Vorrang vor allen anderen Unternehmenszielen wie Unternehmensgewinn, Produktivität und Termineinhaltung. - Die Sicherheit der Anlage ist zu jedem Zeitpunkt nachgewiesen. Bei unklarer Sachverhaltslage bzw. Sachverhaltsbewertung wird sicherheitsgerichtet entschieden. - Die Anlage wird in Übereinstimmung mit den gesetzlich und behördlich vorgegebenen Anforderungen betrieben. - Der sichere Betrieb wird entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik weiterentwickelt. - Ausreichende Ressourcen einschließlich einer angemessenen Anzahl und Qualifikation aller internen und externen Mitarbeiter sind sichergestellt. - Eine hohe Sicherheitskultur wird gefördert, sie durchdringt das gesamte Unternehmen und ihre 	524 606	MSGV SH	Verwendung des Begriffs "gesetzlich und behördlich vorgegebenen Anforderungen": Der Begriff in seinem Abstraktionsgrad ist zwar richtig, aber wenig konkret. Hier sollte der Bezug auf die für die jeweilige Anlage bestehenden Genehmigungen deutlich erkennbar hergestellt und die Formulierung entsprechend ergänzt werden. Unter 1.1 (1) würde es dann heißen: Die Anlage wird in Übereinstimmung mit der Genehmigung und den gesetzlich und behördlich vorgegebenen Anforderungen betrieben Team 8: Durch die Kürzung von Ziffer 1.1(1) in Modul 1 entfällt der Anknüpfungspunkt für die vorgeschlagene Änderung. Die gekürzten Texte werden nur noch in Modul 8 aufgeführt.	1.1 (1)	Festlegung der Sicherheitspolitik Die Sicherheitspolitik wird als integraler Bestandteil der gesamten Unternehmenspolitik des Betreibers betrachtet und beinhaltet mindestens folgende Zielsetzungen: <ul style="list-style-type: none"> -Die Sicherheit hat Vorrang vor allen anderen Unternehmenszielen wie Unternehmensgewinn, Produktivität und Termineinhaltung. -Die Sicherheit der Anlage ist zu jedem Zeitpunkt nachgewiesen. Bei unklarer Sachverhaltslage bzw. Sachverhaltsbewertung wird sicherheitsgerichtet entschieden. -Die Anlage wird in Übereinstimmung mit den gesetzlich und behördlich vorgegebenen Anforderungen betrieben. -Der sichere Betrieb wird entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik weiterentwickelt. -Ausreichende Ressourcen einschließlich einer angemessenen Anzahl und Qualifikation aller internen und externen Mitarbeiter sind sichergestellt. -Eine hohe Sicherheitskultur wird gefördert, sie durchdringt das gesamte Unternehmen und ihre ständige Verbesserung wird angestrebt. -Das Sicherheitsbewusstsein, das selbstkritische Verhalten und die kritisch hinterfragende Grundhaltung aller Mitarbeiter auf allen Ebenen

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>ständige Verbesserung wird angestrebt.</p> <ul style="list-style-type: none"> - Das Sicherheitsbewusstsein, das selbstkritische Verhalten und die kritisch hinterfragende Grundhaltung aller Mitarbeiter auf allen Ebenen des Unternehmens wird gefordert und gefördert. - In allen Bereichen des Unternehmens werden ein vertrauensvoller Umgang und eine offene Kommunikation gepflegt und eine Kultur gefördert, die den Austausch sicherheitsrelevanter Informationen fordert und unterstützt. - Zur Förderung und Umsetzung eines sicherheitsgerichteten Betriebs der Anlage wird eine transparente, angemessene Organisation geschaffen, erhalten und ggf. weiterentwickelt. - Alle Prozesse des Sicherheitsmanagementsystems sind qualitätsgesichert. - Interne und externe Betriebserfahrungen, Änderungen des Standes von Wissenschaft und Technik, Entwicklungen der internationalen Sicherheitsstandards und sonstige neue Erkenntnisse werden ausgewertet, um zum Erhalt und zur kontinuierlichen Verbesserung der Sicherheit beizutragen. - Das Unternehmen pflegt ein konstruktives Verhältnis mit den zuständigen Behörden und den von den Behörden ggf. hinzugezogenen Sachverständigen durch transparentes Handeln, in- 					<p>des Unternehmens wird gefordert und gefördert.</p> <p>-In allen Bereichen des Unternehmens werden ein vertrauensvoller Umgang und eine offene Kommunikation gepflegt und eine Kultur gefördert, die den Austausch sicherheitsrelevanter Informationen fordert und unterstützt.</p> <p>-Zur Förderung und Umsetzung eines sicherheitsgerichteten Betriebs der Anlage wird eine transparente, angemessene Organisation geschaffen, erhalten und ggf. weiterentwickelt.</p> <p>-Alle Prozesse des Sicherheitsmanagementsystems sind qualitätsgesichert.</p> <p>-Interne und externe Betriebserfahrungen, Änderungen des Standes von Wissenschaft und Technik, Entwicklungen der internationalen Sicherheitsstandards und sonstige neue Erkenntnisse werden ausgewertet, um zum Erhalt und zur kontinuierlichen Verbesserung der Sicherheit beizutragen.</p> <p>-Das Unternehmen pflegt ein konstruktives Verhältnis mit den zuständigen Behörden und den von den Behörden ggf. hinzugezogenen Sachverständigen durch transparentes Handeln, intensiven Austausch und offene Kommunikation.</p> <ul style="list-style-type: none"> - Die Öffentlichkeit wird angemessen informiert.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	tensiven Austausch und offene Kommunikation. - Die Öffentlichkeit wird angemessen informiert.					
		525 606	MSGV SH	Modul 1, Begriff "Betreiber", Modul 8, Begriff "Unternehmen": Im Rahmen der Organisationsanforderungen sollte der Bezug bei Verantwortlichkeiten und Zuordnungen klar auf den Genehmigungsinhaber abgestellt werden. Derzeit wird der Begriff "Betreiber" bzw. "Unternehmen" verwendet, ohne dass auf die Begrifflichkeiten aus dem Atomgesetz, wie "Antragsteller", "Genehmigungsinhaber" aufgebaut wird. Schon im "Grundsatz" (Mod. 1) wird die Verantwortung zur Gewährleistung der Sicherheit dem "Betreiber" zugeordnet. Bei der Frage, wer denn der "Betreiber" bzw. das "Unternehmen" ist, wird auch über die "Begriffsdefinitionen" kein direkter Hinweis auf den Genehmigungsinhaber bzw. die nach AtG verantwortlichen Personen gegeben. Für aufsichtliche Belange ist bei den EVU's, die mit ihren Organisationseinheiten z.B. an verschiedenen Standorten vertreten sind, die Zuordnung von Verantwortlichkeiten und Zuständigkeiten jedoch von Bedeutung. Dies betrifft insbesondere die Festlegung, wer die im Rahmen der Genehmigung für die "Leitung und Beaufsichtigung des Betriebes" (§7AtG, (2), 1) der jeweiligen Anlage verantwortlichen Personen sind und wo diese tätig werden. Vor diesem Hintergrund sollten die Anforderungen im Modul 1 und 8 hinsichtlich der Begrifflichkeit "Betreiber", "Genehmigungsinhaber" und "Verantwortliche" bzw. "verantwortliche Personen" konkretisiert werden. Dies könnte aus unserer Sicht in den Modulen selbst oder allgemeingültig in den Begriffsdefinitionen für "Betreiber" bzw. "Unternehmen" entspre-	1-4 (1)	<p>Unternehmen mit hoher Sicherheitskultur betreiben ein Sicherheitsmanagement, das die Ziele und Aktivitäten aller Unternehmensbereiche zur Gewährleistung eines sicheren Betriebs zusammenfasst.</p> <p>Das Sicherheitsmanagement umfasst die Gesamtheit der Tätigkeiten zur sachgerechten Planung, Organisation, Leitung und Kontrolle von Personen und Arbeitsaktivitäten. Die Zielsetzungen des Sicherheitsmanagements sind die</p> <ul style="list-style-type: none"> - Gewährleistung der Sicherheit, die - stetige Verbesserung der Sicherheit, sowie die - Förderung der Sicherheitskultur. <p>Dies erfordert die Gewährleistung einer hohen Qualität der sicherheitsrelevanten Infrastruktur, Prozesse und Tätigkeiten.</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>chend ergänzt werden.</p> <p>Team 8: Die Begriffe „Unternehmen“ und „Betreiber“ wurden im Modul 8 auf Grund folgender Überlegungen bewusst gewählt:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Auch im Falle mehrerer Genehmigungsinhaber sollen die Anforderungen an das SM durch die Person oder Personengesellschaft wahrgenommen werden, die auch die Betreiberverantwortung wahrnimmt, da diese den direkten Bezug zum Betrieb der Anlage aufweisen. – Der Begriff Unternehmen steht entsprechend den Ausführungen in den Begriffsdefinitionen in direktem Bezug zum Betreiber („das Unternehmen, dessen Inhaber Betreiber des Kernkraftwerks ist,“). „Unternehmen“ wurde dann verwendet, wenn besonders hervorzuheben ist, dass „die zum Betrieb des Kernkraftwerks erforderlichen Personen, sächlichen Mittel und Rechte, einschließlich der Anlage selbst und der Organisation“ mit einer Anforderung adressiert werden. <p>Team 8 ist bewusst, dass mit diesen Begrifflichkeiten von den im AtG gebräuchlichen Adressaten „Genehmigungsinhaber“ und „verantwortliche Person“ abgewichen wird. Zur Klärung der Verantwortlichkeiten im SM wurden diese Abweichungen jedoch für notwendig erachtet.</p>		
1.1 (2a)	Wesentliche Zielsetzung des Sicherheitsmanagements ist das sichere Organisieren aller Prozesse, die direkt oder mittelbar Einfluss auf die Sicherheit haben können (sicherheitsrelevanten Prozesse), sowie die stetige Verbesserung der Sicherheit. Alle für das Sicherheitsmanage-		Team 8	Straffung und sprachliche Überarbeitung	1.1 (2a)	Zur Realisierung des Sicherheitsmanagements wird ein Sicherheitsmanagementsystem eingerichtet, das alle Festlegungen, Regelungen und organisatorischen Hilfsmittel zur Abwicklung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse zusammenfasst, das auf allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts gemäß Ziffer 2.1 (1) wirkt.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	ment erforderlichen organisatorischen Strukturen, Abläufe, Vorkehrungen und Maßnahmen fasst der Betreiber in einem Sicherheitsmanagementsystem zusammen, das auf allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts gemäß Ziffer 2.1 (1) wirkt.					Wesentliche Zielsetzung des Sicherheitsmanagements ist das sichere Organisieren aller Prozesse, die direkt oder mittelbar Einfluss auf die Sicherheit haben können (sicherheitsrelevanten Prozesse), sowie die stetige Verbesserung der Sicherheit. Alle für das Sicherheitsmanagement erforderlichen organisatorischen Strukturen, Abläufe, Vorkehrungen und Maßnahmen fasst der Betreiber in einem Sicherheitsmanagementsystem zusammen, das auf allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts gemäß Ziffer 2.1 (1) wirkt.
1.1 (2b)	Die Abgrenzungen und die Schnittstellen sowie das Zusammenwirken und die Wechselwirkungen des Sicherheitsmanagementsystems mit anderen Managementsystemen des Unternehmens unter Berücksichtigung der Priorität der Sicherheit sind festgelegt und geregelt. In entsprechender Weise ist das Verhältnis zu externen Organisationen geregelt.		Team 8	Zu Ziffer 1 (3) verschoben	1.1 (2b)	Die Abgrenzungen und die Schnittstellen sowie das Zusammenwirken und die Wechselwirkungen des Sicherheitsmanagementsystems mit anderen Managementsystemen des Unternehmens unter Berücksichtigung der Priorität der Sicherheit sind festgelegt und geregelt. In entsprechender Weise ist das Verhältnis zu externen Organisationen geregelt.
1.1 (3)	<p>a) Ziel des Sicherheitsmanagementsystems ist es, einen sicheren Betrieb zu gewährleisten und eine stetige Verbesserung der Sicherheit und des Sicherheitsbewusstseins der Mitarbeiter herbeizuführen. Hierzu wird das Unternehmen als selbstlernendes System organisiert.</p> <p>b) Das Sicherheitsmanagementsystem ist geeignet, frühzeitig Hinweise auf mögliche Beeinträchtigungen der Sicherheit zu</p>		Team 8	Straffung und sprachliche Überarbeitung	1.1 (3)	<p>Die Abgrenzungen und die Schnittstellen sowie das Zusammenwirken und die Wechselwirkungen des Sicherheitsmanagementsystems mit anderen Managementsystemen des Unternehmens sind so festgelegt und geregelt, dass Sicherheitsziele nicht durch andere Unternehmensziele beeinträchtigt werden. In entsprechender Weise ist das Verhältnis zu externen Organisationen geregelt.</p> <p>Um die Zielsetzungen des Sicherheitsmanagements zu erreichen, ist das</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>geben.</p> <p>c) Das Sicherheitsmanagementsystem deckt folgende Aspekte ab:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Definition der Sicherheitspolitik, - Identifikation der erforderlichen Ressourcen und Aktivitäten, - Festlegung der Organisationsstruktur, - Maßnahmen, die sicherstellen, dass die erforderlichen Aktivitäten sicher durchgeführt werden, - Überwachung von Sicherheitsmanagementprozessen, - Verbesserungen der Sicherheit auf der Basis interner und externer Erfahrungen. <p>d) Das Sicherheitsmanagementsystem ist als „geschlossener Managementzyklus“ gestaltet. Der geschlossene Managementzyklus wird auf alle Tätigkeiten, Prozesse und Elemente des Sicherheitsmanagementsystems angewendet. Auch auf das Sicherheitsmanagementsystem als Ganzes wird der Managementzyklus angewendet.</p>					<p>Unternehmen als selbst lernendes System organisiert.</p> <p>Das Sicherheitsmanagementsystem ist geeignet, frühzeitig Hinweise auf eine mögliche Beeinträchtigung der Sicherheit zu geben.</p> <p>Das Sicherheitsmanagementsystem ist als „geschlossener Managementzyklus“ gestaltet. Dieser wird auch auf alle Tätigkeiten, Prozesse und Elemente des Sicherheitsmanagementsystems angewendet.</p> <p>a) Ziel des Sicherheitsmanagementsystems ist es, einen sicheren Betrieb zu gewährleisten und eine stetige Verbesserung der Sicherheit und des Sicherheitsbewusstseins der Mitarbeiter herbeizuführen. Hierzu wird das Unternehmen als selbstlernendes System organisiert.</p> <p>b) Das Sicherheitsmanagementsystem ist geeignet, frühzeitig Hinweise auf mögliche Beeinträchtigungen der Sicherheit zu geben.</p> <p>c) Das Sicherheitsmanagementsystem deckt folgende Aspekte ab:</p> <ul style="list-style-type: none"> -Definition der Sicherheitspolitik, -Identifikation der erforderlichen Ressourcen und Aktivitäten, -Festlegung der Organisationsstruktur, -Maßnahmen, die sicherstellen, dass die erforderlichen Aktivitäten sicher durchgeführt werden, -Überwachung von Sicherheitsmanagementprozessen, -Verbesserungen der Sicherheit auf der Basis interner und externer Erfahrungen. <p>d) Das Sicherheitsmanagementsystem</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
						ist als „geschlossener Managementzyklus“ gestaltet. Der geschlossene Managementzyklus wird auf alle Tätigkeiten, Prozesse und Elemente des Sicherheitsmanagementsystems angewendet. Auch auf das Sicherheitsmanagementsystem als Ganzes wird der Managementzyklus angewendet.
1.1 (4)	Die Prinzipien des Sicherheitsmanagements werden umfassend auf allen Ebenen der Organisation und externer Organisationen, die Aufgaben im Auftrag des Betreibers durchführen, angewendet. Das Sicherheitsmanagementsystem erfüllt hierzu folgende Anforderungen:	Team 8		Straffung und sprachliche Überarbeitung	1.4 (4)	Das Sicherheitsmanagementsystem erfüllt folgende Anforderungen: Die Prinzipien des Sicherheitsmanagements werden umfassend auf allen Ebenen der Organisation und externer Organisationen, die Aufgaben im Auftrag des Betreibers durchführen, angewendet. Das Sicherheitsmanagementsystem erfüllt hierzu folgende Anforderungen:
	a) Die Sicherheitspolitik demonstriert das Bekenntnis des Betreibers zu einer hohen Sicherheitsleistung und wird durch definierte Sicherheitsstandards, die Entwicklung von Sicherheitszielen und die Bereitstellung der notwendigen Ressourcen unterstützt. Sie stellt den Vorrang der Sicherheit vor allen anderen Unternehmenszielen heraus.	Team 8		sprachliche Überarbeitung		a) Die Sicherheitspolitik demonstriert das Bekenntnis des Betreibers zu einer hohen Sicherheitskultur. Leistung und wird durch definierte Sicherheitsstandards, die Entwicklung von Sicherheitszielen und die Bereitstellung der notwendigen Ressourcen unterstützt. Sie stellt den Vorrang der Sicherheit vor allen anderen Unternehmenszielen heraus. Zur Umsetzung der Sicherheitspolitik werden eindeutige messbare und widerspruchsfreie Sicherheitsziele entwickelt sowie die Maßnahmen zur Erreichung dieser Ziele abgeleitet.
	b) Es werden ausreichend materielle, personelle und finanzielle Ressourcen zum Erreichen der	Team 8		sprachliche Überarbeitung		b) Die erforderlichen Es werden ausreichend materiellen, personellen und finanziellen Ressourcen zum

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>Sicherheitsziele bereitgestellt. Diese Ressourcen umfassen:</p> <ul style="list-style-type: none"> -die Infrastruktur einschließlich der sicher zu betreibenden Anlage (gemäß den Anforderungen der nachfolgenden Abschnitte), - eine ausreichende Anzahl von geeignetem und qualifizierten Personal mit der erforderlichen Fachkunde und Zuverlässigkeit, wobei die Fachkunde durch Ausbildung, Schulung und Weiterbildung gewährleistet ist, - ausreichende Finanzmittel, um die Sicherheit des Kernkraftwerks über die gesamte Betriebsdauer zu gewährleisten, und - ergonomisch angemessene Arbeitsumgebung und Arbeitsbedingungen, und - geregelte Zusammenarbeit mit externen Organisationen. 					<p>Erreichen der Sicherheitsziele sind bereitgestellt. Diese Ressourcen umfassen:</p> <ul style="list-style-type: none"> - die Infrastruktur einschließlich der sicher zu betreibenden Anlage (gemäß den Anforderungen der nachfolgenden Abschnitte), - eine ausreichende Anzahl von geeignetenm und qualifizierten Personalal mit der erforderlichen Fachkunde, Erfahrung und Zuverlässigkeit; wobei die Entwicklung der Fachkunde durch Ausbildung, Schulung und Weiterbildung wird gewährleistet-ist, - ausreichende Finanzmittel, um die Sicherheit des Kernkraftwerks über die gesamte Betriebsdauer zu gewährleisten, und - ergonomisch angemessene Arbeitsumgebung und Arbeitsbedingungen; und - die geregelte Zusammenarbeit mit externen Organisationen.
	<p>c) Aufgaben, Verantwortung und Befugnisse (Entscheidungs- und Weisungsbefugnisse) innerhalb des Unternehmens sind bis herunter auf die Ausführungsebene eindeutig zugeordnet, mit den Betroffenen abgestimmt sowie bekannt gemacht und umgesetzt.</p>					<p>c) Aufgaben, Verantwortung und Befugnisse (Entscheidungs- und Weisungsbefugnisse) innerhalb des Unternehmens sind bis herunter auf die Ausführungsebene eindeutig zugeordnet, mit den Betroffenen abgestimmt sowie bekannt gemacht und umgesetzt.</p>
	<p>d) Alle sicherheitsrelevanten Prozesse werden qualitätsgesichert geplant, durchgeführt, überwacht und gegebenenfalls verbessert. Die Schnittstellen zwi-</p>	Team 8		sprachliche Überarbeitung		<p>d) Alle sicherheitsrelevanten Prozesse werden mit hoher Qualität qualitäts-gesichert geplant, durchgeführt, überwacht und gegebenenfalls verbessert. Die Schnittstellen zwischen</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	schen den Prozessen sind festgelegt.					den Prozessen sind festgelegt.
		Team 1		Präzisierende Ergänzung.		e) Es ist sichergestellt, dass sicherheitsrelevante Tätigkeiten nur durch hierfür geeignetes Personal durchgeführt werden.
Hinweis	Die sicherheitsrelevanten Prozesse umfassen sowohl betriebliche Prozesse als auch Prozesse des Sicherheitsmanagementsystems selbst, zum Beispiel folgende wesentliche Tätigkeiten: Betreiben der Anlage, Betriebsbereithaltung der Anlage (einschließlich Instandhaltung und Änderungsmaßnahmen), Bereitstellen von Brennelementen, Behandlung radioaktiver Abfälle als Kernprozesse, Unternehmensziele, Alterungsmanagement, Wissensmanagement, Unternehmenskommunikation als Führungsprozesse sowie Anlagenüberwachung, Personalauswahl und -ausbildung, Ereignismeldung und -analyse, Dokumentenhandhabung, Beschaffung und Lagerung als Unterstützungsprozesse.	Team 8		Wird nach Modul 8 verschoben	Hinweis	Die sicherheitsrelevanten Prozesse umfassen sowohl betriebliche Prozesse als auch Prozesse des Sicherheitsmanagementsystems selbst, zum Beispiel folgende wesentliche Tätigkeiten: Betreiben der Anlage, Betriebsbereithaltung der Anlage (einschließlich Instandhaltung und Änderungsmaßnahmen), Bereitstellen von Brennelementen, Behandlung radioaktiver Abfälle als Kernprozesse, Unternehmensziele, Alterungsmanagement, Wissensmanagement, Unternehmenskommunikation als Führungsprozesse sowie Anlagenüberwachung, Personalauswahl und -ausbildung, Ereignismeldung und -analyse, Dokumentenhandhabung, Beschaffung und Lagerung als Unterstützungsprozesse.
	e) Die Dokumentation stellt dar, wie die Forderungen an das Sicherheitsmanagementsystem sowie der Managementzyklus erreicht und umgesetzt werden	Team 8		Wird in Modul 8 detailliert beschrieben, allgemeine Anforderungen an die Dokumentation werden in Modul 6 behandelt.		e) Die Dokumentation stellt dar, wie die Forderungen an das Sicherheitsmanagementsystem sowie der Managementzyklus erreicht und umgesetzt werden
1.1 (5)	Das Sicherheitsmanagementsystem wird in geeigneten Abständen sowie bei sicherheitstechnisch relevanten Änderungen und bei Vorliegen wesentlicher neuer Erkenntnisse überprüft und gegebenenfalls fortgeschrieben.	Team 8		Streichung, da abgedeckt durch „Vorliegen neuer Erkenntnisse“.	1-4 (5)	Das Sicherheitsmanagementsystem wird in geeigneten Abständen sowie bei sicherheitstechnisch relevanten Änderungen und bei Vorliegen wesentlicher neuer Erkenntnisse überprüft und gegebenenfalls verbessert. fortgeschrieben.
1.1 (6)	Die Planung, Durchführung, Überprüfung und Verbesserung des Sicherheitsmanagementsystems				1-4 (6)	Die Planung, Durchführung, Überprüfung und Verbesserung des Sicherheitsmanagementsystems werden ist

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	ist systematisch und nachvollziehbar dokumentiert.					systematisch und nachvollziehbar dokumentiert.
1.2	Qualitätssicherung		Team 8	Streichung, da vom Detaillierungsgrad her in Modul 8 besser platziert.	1.2	Qualitätssicherung
1.2 (1)	Die Qualitätssicherung ist wesentlicher Bestandteil des Sicherheitsmanagements. Sie wird bei allen Aktivitäten, die die Sicherheit der Anlage betreffen können, angewendet. Um dies zu gewährleisten, entwickelt der Betreiber ein umfassendes, dokumentiertes Qualitätssicherungssystem, führt es ein und pflegt es. Es ist darauf ausgerichtet, entsprechend den Zielen des Sicherheitsmanagements die kerntechnische Sicherheit durch kontinuierliche Verbesserung der betrieblichen Aktivitäten und Methoden zu erhöhen.				1.2 (1)	Die Qualitätssicherung ist wesentlicher Bestandteil des Sicherheitsmanagements. Sie wird bei allen Aktivitäten, die die Sicherheit der Anlage betreffen können, angewendet. Um dies zu gewährleisten, entwickelt der Betreiber ein umfassendes, dokumentiertes Qualitätssicherungssystem, führt es ein und pflegt es. Es ist darauf ausgerichtet, entsprechend den Zielen des Sicherheitsmanagements die kerntechnische Sicherheit durch kontinuierliche Verbesserung der betrieblichen Aktivitäten und Methoden zu erhöhen.
1.2 (2)	Das Qualitätssicherungssystem umfasst alle sicherheitsrelevanten Aktivitäten, Maßnahmen und technischen Einrichtungen der Anlage und ist für alle internen Mitarbeiter, Lieferanten, Auftragnehmer und Servicefirmen, die sicherheitsrelevante Arbeiten ausführen, verpflichtend. Es stellt sicher, dass die Qualitätssicherung bei allen Managementprozessen und betrieblichen Aktivitäten sowie bei der Überprüfung der Managementprozesse und der Angemessenheit der Betriebsführung zur Anwendung kommt. Das Qualitätssicherungssystem berücksichtigt die Zustände auf				1.2 (2)	-Das Qualitätssicherungssystem umfasst alle sicherheitsrelevanten Aktivitäten, Maßnahmen und technischen Einrichtungen der Anlage und ist für alle internen Mitarbeiter, Lieferanten, Auftragnehmer und Servicefirmen, die sicherheitsrelevante Arbeiten ausführen, verpflichtend. Es stellt sicher, dass die Qualitätssicherung bei allen Managementprozessen und betrieblichen Aktivitäten sowie bei der Überprüfung der Managementprozesse und der Angemessenheit der Betriebsführung zur Anwendung kommt. Das Qualitätssicherungssystem berücksichtigt die Zustände auf allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts gemäß Ziffer 2.1 (1). Sämtli-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts gemäß Ziffer 2.1 (1). Sämtliche Ziele, Grundsätze, Systeme und Methoden der Qualitätssicherung stehen im Einklang mit den Zielen, Grundsätzen, Systemen und Methoden des Sicherheitsmanagementsystems.					ehe Ziele, Grundsätze, Systeme und Methoden der Qualitätssicherung stehen im Einklang mit den Zielen, Grundsätzen, Systemen und Methoden des Sicherheitsmanagementsystems.
1.2 (3)	Die Anforderungen an die Qualitätssicherungsmaßnahmen sind so gestaffelt, dass sie die sicherheitstechnische Bedeutung aller Einrichtungen, Maßnahmen und Prozesse widerspiegeln.				1.2 (3)	Die Anforderungen an die Qualitätssicherungsmaßnahmen sind so gestaffelt, dass sie die sicherheitstechnische Bedeutung aller Einrichtungen, Maßnahmen und Prozesse widerspiegeln.
1.2 (4)	Die Prozesse zur Prüfung und Sicherung der Qualität im Qualitätssicherungssystem erfüllen folgende Anforderungen: - Systematische Ableitung der Qualitätssicherungsmaßnahmen aus den Qualitätszielen, - zuverlässige Überwachung der Betriebszustände, - Qualitätsprüfung durch unabhängige Maßnahmen und während der Durchführung der Aufgabe sowie - Festlegung der Vorgehensweise bei erkannten Abweichungen von den Qualitätsanforderungen einschließlich der Sicherung der Qualität sicherheitsrelevanter Arbeiten externer Auftragnehmer und Lieferanten.				1.2 (4)	Die Prozesse zur Prüfung und Sicherung der Qualität im Qualitätssicherungssystem erfüllen folgende Anforderungen: - Systematische Ableitung der Qualitätssicherungsmaßnahmen aus den Qualitätszielen, - zuverlässige Überwachung der Betriebszustände, - Qualitätsprüfung durch unabhängige Maßnahmen und während der Durchführung der Aufgabe sowie - Festlegung der Vorgehensweise bei erkannten Abweichungen von den Qualitätsanforderungen einschließlich der Sicherung der Qualität sicherheitsrelevanter Arbeiten externer Auftragnehmer und Lieferanten.
1.3	Auswertung von Betriebserfahrungen und anderen Erkenntnissen, Erfahrungsrückfluss und Informationsaustausch		Team 8	Streichung, da vom Detaillierungsgrad her in Modul 8 besser platziert.	1.3	Auswertung von Betriebserfahrungen und anderen Erkenntnissen, Erfahrungsrückfluss und Informationsaustausch

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
1.3 (1)	Zum Erhalt und zur Verbesserung der Sicherheit der Anlage stellt der Betreiber sicher, dass Ereignisse und sonstige Betriebserfahrungen, Änderungen des Standes von Wissenschaft und Technik sowie der internationalen Sicherheitsstandards auf systematische Weise nach den Vorgaben seines Sicherheitsmanagementsystems gesammelt, gesichtet, ausgewertet, dokumentiert und gegebenenfalls umgesetzt werden.				1.3 (1)	Zum Erhalt und zur Verbesserung der Sicherheit der Anlage stellt der Betreiber sicher, dass Ereignisse und sonstige Betriebserfahrungen, Änderungen des Standes von Wissenschaft und Technik sowie der internationalen Sicherheitsstandards auf systematische Weise nach den Vorgaben seines Sicherheitsmanagementsystems gesammelt, gesichtet, ausgewertet, dokumentiert und gegebenenfalls umgesetzt werden.
1.3 (2)	Der Betreiber überprüft Betrieb und Zustand seiner Anlage aufgrund der Auswertung eigener und externer Betriebserfahrungen sowie wesentlicher Erkenntnisse. Der Betreiber wertet meldepflichtige Ereignisse anderer Anlagen im Rahmen seines Programms zur Sammlung und Analyse von Betriebserfahrungen aus. Insbesondere geht er entsprechenden behördlich veranlassten Informationen nach. Behördliche Empfehlungen für das weitere Vorgehen werden im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf die jeweilige Anlage überprüft und ggf. entsprechend behördlicher Vorgaben in einer der sicherheitstechnischen Bedeutung angemessenen Zeit umgesetzt. Der Betreiber informiert die zuständigen Behörden umfassend über die abgeleiteten Ergebnisse und Maßnahmen.				1.3 (2)	Der Betreiber überprüft Betrieb und Zustand seiner Anlage aufgrund der Auswertung eigener und externer Betriebserfahrungen sowie wesentlicher Erkenntnisse. Der Betreiber wertet meldepflichtige Ereignisse anderer Anlagen im Rahmen seines Programms zur Sammlung und Analyse von Betriebserfahrungen aus. Insbesondere geht er entsprechenden behördlich veranlassten Informationen nach. Behördliche Empfehlungen für das weitere Vorgehen werden im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf die jeweilige Anlage überprüft und ggf. entsprechend behördlicher Vorgaben in einer der sicherheitstechnischen Bedeutung angemessenen Zeit umgesetzt. Der Betreiber informiert die zuständigen Behörden umfassend über die abgeleiteten Ergebnisse und Maßnahmen.
1.3 (3)	Der Betreiber entwickelt Prozesse, um meldepflichtige Ereignisse und sonstige sicherheitstechnisch wich-				1.3 (3)	Der Betreiber entwickelt Prozesse, um meldepflichtige Ereignisse und sonstige sicherheitstechnisch wichtige Be-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen- tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	tige Betriebserfahrungen und Erkenntnisse den zuständigen staatlichen Stellen mitzuteilen sowie mit anderen Betreibern, Betreiberorganisationen, Sachverständigenorganisationen und internationalen Gremien auszutauschen.					triebserfahrungen und Erkenntnisse den zuständigen staatlichen Stellen mitzuteilen sowie mit anderen Betreibern, Betreiberorganisationen, Sachverständigenorganisationen und internationalen Gremien auszutauschen.
2.	Technisches Sicherheitskonzept				2.	Technisches Sicherheitskonzept
			Team 1		2 (1)	Zum sicheren Einschluss der im Kernkraftwerk vorhandenen radioaktiven Stoffe ist ein Sicherheitskonzept realisiert, welches die Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele (siehe Ziffern 2.4) verbindet mit dem mehrfachen Einschluss der radioaktiven Stoffe durch Barrieren, unterstützt durch Rückhaltefunktionen, (siehe Ziffern 2.2) und dem Schutz der Barrieren und Rückhaltefunktionen durch Maßnahmen und Einrichtungen auf mehreren gestaffelten Sicherheitsebenen (siehe Ziffern 2.1).
2.1	Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen				2.1	Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen

Einschub zu den übergeordneten Kommentaren, das gestaffelte Sicherheitskonzept betreffend:

Komm. Nr.	Kommen- tator	Kommentar
489	Nagel (RSK AST)	Anmerkungen zum Modul 1, Kap. 2 und 3.1 Allgemeines: Der derzeitige Status bedarf in vielen Punkten im Detail noch der Überarbeitung; insbesondere auch um möglichst kompatibel mit dem bisherigen Regelwerk zu sein und um eine Kompatibilität mit den weiteren Modulen sicherzustellen.
	Team 1	-
		Begriffe: Es ist unbegründet, warum Begriffe und Begriffsdefinitionen vom bisherigen Regelwerk geändert werden sollen. Einige Beispiele:

Komm. Nr.	Kommen tator	Kommentar
		- Der Begriff „Störfall“ ist in der StrlSchV definiert und müsste also zunächst in dieser geändert werden.
	Team 1	Die in den Begriffsdefinitionen gewählte Definition des Begriffs „Störfall“ ist aus der Definition in der StrlSchV abgeleitet worden, wobei die Inhalte der StrlSchV erhalten geblieben sind. Ein inhaltlicher Konflikt ist hier u. E. nicht gegeben, ebenso nicht ein akuter Anpassungsbedarf in der StrlSchV.
		- Die Anlagenteile entsprechend der Sicherheitskriterien sollen nun Einrichtungen genannt werden.
	Team 1	Der Begriff „Einrichtung“ wird als Synonym für „Anlagenteil“ verwendet (siehe Begriffsdefinitionen). Dies entspricht u. E. der heutigen Praxis.
		- Der Begriff „Sicherheitsfunktion“ war als eine der übergeordneten Anforderungen mit dem PSÜ-Leitfaden definiert worden. Nun ist in etwa das was im PSÜ-Leitfaden mit Schutzziel bezeichnet wurde, mit dem Begriff „Sicherheitsfunktion“ belegt worden, ohne dieses in den Begriffsdefinitionen zu definieren.
	Team 1	Der Begriff „Grundlegende Sicherheitsfunktion“ wird in Revision B durch „Schutzziel“ ersetzt (siehe auch Begriffsdefinitionen).
		- Die Sicherheitsebene 5 wurde in den Begriffsdefinitionen nicht eingeführt.
	Team 1	In den Begriffsdefinitionen ist der Begriff „Katastrophenschutzmaßnahme“ definiert und in diesem Zusammenhang die Sicherheitsebene 5 eingeführt.
517	Vattenfall	Stichwort: Zielsetzung der sicherheitstechnischen Auslegung nicht formuliert: Im Unterschied zum international anerkannten kerntechnischen Regelwerk der IAEA fehlt im vorgesehenen Regelwerk des BMU eine übergeordnete Formulierung der Zielsetzungen, die mit den im Regelwerk gestellten detaillierten Anforderungen erreicht werden soll. Bei der IAEA ist die übergeordnete Zielsetzung (Safety Objectives), die mit den nachgeordneten Safety-Functions erreicht werden soll, wie folgt formuliert (IAEA NS-R-1): 2.2 "General Nuclear Safety Objective": To protect individuals, society and the environment from harm by establishing and maintaining in nuclear installations effective defences against radiological hazards.
	Team 1	Diese Zielsetzung ist u. E. mit Ziffer 2.1 (1) von Modul 1 ausreichend und an herausgehobener Stelle erfasst.
		2.4 Radiation Protection Objective": To ensure that in all operational states radiation exposure within the installation or due to any planned release of radioactive material from the installation is kept below limits and as low as reasonable achievable, and to ensure mitigation of the radiological consequences of any accidents.
	Team 1	Diese Zielsetzung ist u. E. mit Ziffern 2.2 (1) und 2.4 (1) von Modul 1 ausreichend und ebenfalls an adäquater Stelle erfasst.
		2.5 "Technical Safety Objective": To take all reasonable practicable measures to prevent accidents in nuclear installations and to mitigate their consequences should they occur; to ensure with a high level of confidence that, for all possible accidents taken into account in the design of the installation, including those of very low probability, any radiological consequences would be minor and below prescribed limits; and to ensure that likelihood of accidents with serious radiological consequences is extremely low.
	Team 1	Diese Zielsetzung ist u. E. mit Ziffer 2.1 (3) von Modul 1 ausreichend erfasst.
		Ausgehend von dieser Formulierung sind die gestellten Anforderungen des IAEA-Regelwerkes nachvollziehbar begründbar oder auch selbsterklärend. Die Bewertung unterschiedlicher technischer Lösungsansätze gelingt mit einer derartigen Formulierung des Regelwerkes unter Nutzung der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik gestellten Anforderungen und Analysemethoden.

Komm. Nr.	Kommen tator	Kommentar
	Team 1	-
		Dem gegenüber erfüllt die Indikativ-Version des BMU nicht die aus heutiger Sicht zu stellenden Anforderungen an die Begründetheit und die allgemein gültige Anwendbarkeit eines Regelwerkes, insbesondere im Hinblick auf die Beurteilung unterschiedlicher technischer Lösungswege. Es handelt sich dabei vielmehr um die Formulierung einer Ausführungsbestimmung, deren übergeordneter Sinn sich nicht erschließt. Die Aufnahme einer übergeordneten Zielsetzung im Sinne der IAEA Safety Objectives ist deshalb zwingend erforderlich und international üblich.
	Team 1	Wie bereits ausgeführt, sind die Zielsetzungen, wie bei der IAEA benannt, in Modul 1 vorhanden. Im Detaillierungsgrad von Modul 1 gibt es keinen Bedarf für Regelungen zu technisch unterschiedlichen Lösungen. Diesbezügliche Regelungen sind eher Gegenstand von KTA Regeln. Zur Frage der Indikativ-Formulierung siehe bspw. Antwort zu Kommentar 600 (übergeordneter Kommentar).
590	Tietze, TÜV Nord	Wir haben diese Anregung zur Unterteilung der Sicherheitsebenen 2 bzw. 3 auch gegeben, schon vor der RSK- Empfehlung. Mit gutem Grund, weil wir ja immer wieder in Diskussion hinein laufen. Sie kennen das schon aus dem KTA-2000: 3a, 3b. Ein „beliebter“ Fall ist auch immer: Was ist der Ausfall der Hauptwärmesenke? Die Fragestellung, was ist anormaler Betrieb, gehört der nun in die Klasse oder Ebene 2 oder 3 hinein? Das war sicherlich auch der Grund warum die RSK die von Ihnen zitierte Stellungnahme schlussendlich erstellt hat. Insbesondere im Hinblick auf das Ziel, was wir mit dem Regelwerk verbunden ist, nämlich Klassifizierungen von Anforderungen, in diesem Fall nach Sicherheitsebenen, Eindeutigkeit und Handhabbarkeit dieser Anforderungen, ist mir das mit dem Hinweis auf die internationale Vergleichbarkeit nicht so ganz nachvollziehbar. Einesteils sagen Sie in Ihren Kommentaren die Regelwerksentwürfe sind mit dem internationalen Stand vergleichbar. Sie betonen in den einzelnen Kommentaren auch Ihre Kompatibilität zu dem RSK-Papier, zu der Stellungnahme und der Empfehlung die da vorliegt. Dann müsste ja alles in sich auch kompatibel sein. Das hätte ich gerne noch einmal eine Erläuterung zu. Und zu dem Aspekt Handhabbarkeit. Das RSK-Papier zeichnet sich ja schon durch eine gewisse Logik, Stringenz und vor allen Transparenz der Anforderungen aus. Ich denke, das wird sich dann im allgemeinen Sprachgebrauch auch niederschlagen. Und dann haben wir schon wieder so eine Abweichung zwischen Regelwerk auf der einen Seite und tatsächlichem Umgang und Handhabbarkeit auf der anderen Seite. Weil, die Differenzierung nehmen wir ja im Prinzip schon alle vor, um die es hier geht. Okay. Aber zu dem Internationalen wird es dann noch einen kurzen Replik (geben).
	Team 1	Eine Aufteilung der Sicherheitsebenen 2 und 3 in die Unterebenen a und b ist u. E. nicht geeignet, da ein solcher Ansatz nicht kompatibel mit dem internationalen Vorgehen ist, nicht dem Gestaffelten Sicherheitskonzept nachkommt sowie letztlich auch die Diskussionen verkompliziert. Insbesondere bei der Beschreibung der Grundmerkmale des Sicherheitskonzepts, wie in Modul 1 der Fall, wäre eine solche Einteilung fehl am Platz. Mit dem Gestaffelten Sicherheitskonzept sowie der Einteilung der Ereignisse in Modul 3 ist u. E. hierzu der Ansatz zu ausreichender Klarheit geschaffen. Sofern für bestimmte Ereignisse der Ebene 3 (z.B. großes Leck) oder Ebene 2 (Ereignisse mit Anforderung von Sicherheitseinrichtungen der Ebene 3) Besonderheiten zum Tragen kommen sind diese eindeutig geregelt (z.B. in den Ereignislisten von Modul 3 oder durch Ziffer 2.1(7) in Modul 1). Zum Aspekt der Kompatibilität der Anforderungen in den Modulen mit dem RSK Papier: In inhaltlich-materieller Hinsicht sind die Anforderungen in den Modulen u. E. kompatibel mit dem RSK Papier, bis auf wenige Passagen, an denen wir den RSK Formulierungen nicht folgen (hierzu siehe die entsprechende Dokumentation zum RSK Papier).
590	Wieland, TÜV Nord	Der wesentliche Punkt der Unterteilung lag in der Sicherheitsebene 2. Deswegen ist die RSK- Stellungnahme so erstellt worden. Nicht hinsichtlich Probabilistik sondern hinsichtlich der Anforderungen in den unterschiedlichen Stufen. Das heißt, bei der Einsortierung von Ereignissen muss man immer Genehmigungsstand und Praxis sehen, die sehr unterschiedlich in den einzelnen Ländern und bei den einzelnen Anlagen sind. Die Gefahr, wenn man alles in eine Ebene 2 packt, und jetzt aber auch Ereignisse, die früher einmal in der Sicherheitsebene 3 untergebracht waren, wie Notstromfall und ähnliches, dann spricht man auch von gleichen Anforderungen für bisher unterschiedliche Fälle. Das heißt, einmal hatte man hier eine Begrenzungsebene gehabt, wo man gesagt hat, man will in Vorhalt gehen zu Ereignissen, die in der Störfallebene lagen und anders ehemalige Störfälle, wie sie behandelt werden. Ich hatte auch so bei Herrn Liemersdorf verstanden, dass er diesen Dingen Rechnung tragen will. Also, sachlich und inhaltlich. Wenn man dann aber dies nicht deutlich macht, sagen wir einmal, übergeordnet, dass es zwei verschiedene Anforderungen eben gibt, kann das natür-

Komm. Nr.	Kommen tator	Kommentar
		lich verwischen, das heißt, man findet es dann nur im Modul 3 wieder. Ob das günstig ist sehe ich so nicht, weil es nachher in der Transparenz schwierig wird, dass nachzuvollziehen.
	Team 1	Im Unterschied zur Ebene 3 müssen bei allen Ereignissen der Ebene 2 insbesondere die wesentlich schärferen radiologischen Sicherheitsziele des Betriebs eingehalten werden. Eine generelle Verschiebung von Ereignissen von 3 nach 2 ist nicht erfolgt. Es trifft zu, dass die Genehmigungspraxis uneinheitlich ist. Gerade deshalb ist eine einheitliche Regelung jetzt angebracht. Der zitierte Notstromfall ist aber schon immer als anomaler Betrieb (Ebene 2) eingeordnet worden. Das wesentliche Unterscheidungsmerkmal der Ereignisse innerhalb der Ebene 2 ist, dass bei einigen wenigen Ereignissen eine Reaktorschnellabschaltung und ggf. weitere Sicherheitseinrichtungen, die üblicherweise zur Beherrschung von Ereignissen der Ebene 3 vorgesehen sind, zum Einsatz kommen. Dies ist durch Ziffer 2.1 (7) in Modul 1 geregelt. Im Einklang mit der internationalen Praxis sehen wir eine formale Unterteilung der Ebene 2 als nicht zielführend an.
594	Bandholz, RSK	Wenn die Anforderungen in den Modulen gegenüber gestellt werden, dann ist zum Beispiel nach dem Modul 5 auch in der Ebene 4c definiert worden, dass konkurrierende Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Vorrang vor Reaktorschutz haben. Gleichzeitig habe ich hier die Anforderung, dass sich alles sozusagen eben auch, hinsichtlich der sicherheitstechnischen Bedeutung immer daran orientieren soll. Und diese ganzen Anforderungen und das Übereinanderlegen der Ebene 4c, die Vorrang vor dem Schutz haben soll, also auch Leittechnikfunktion der Kategorie A, da kommen mir eben Zweifel, ob die ganzen Vorgaben aus Modul 1, Modul 7 und Modul 5 sich tatsächlich auch übereinander falten lassen.
	Team 1	Die Kompatibilität der Texte der betroffenen Module wurde überprüft. Änderungen sind in die Rev. B eingeflossen (Ziffer 3.2 (5) in Modul 1). Von der Sache her ist sicherzustellen, dass bei anlageninternen Notfallmaßnahmen (Ebenen 4b und 4c) zielführende Eingriffe bei allen Leittechnikfunktionen der Kategorie A, einschl. Reaktorschutz, möglich und zulässig sind.
		Und da sind meine großen Bedenken, dass hier zu viele abstrakte Begriffe sind, dass man in der Sicherheitsebene 2 so zuverlässig sein muss, dass die Ebene 3 nicht in Anspruch genommen wird, das ist natürlich auch eine Anforderung. Das würde bedeuten, dass die Kategorie B in der Leittechnik zuverlässiger sein muss als die Kategorie A. Als ganz generelle Folgen, das steht hier so wörtlich drin, dass Sie in der Ebene 2 so zuverlässig einrichten und aufbauen müssen, dass Sie Ebene 3 nicht erreichen. Modul 5 wird einfach überladen mit all diesen allgemeinen Anforderungen aus Modul 1 und auch aus anderen Modulen. Das ist meine große Sorge.
	Team 1	Die Formulierung in Ziffer 2.1 (3) Modul 1 ist, dass das Eintreten von Störfällen vermieden wird. Diese Formulierung ist bewusst gewählt und bedeutet nicht, dass die Sicherheitsebene 3 „nicht in Anspruch genommen wird“. Es besteht die Anforderung, dass (gemäß Planung) Störungen grundsätzlich mit den Einrichtungen der Sicherheitsebene 2 beherrscht werden, ebenso wie Störfälle mit denen der Sicherheitsebene 3. Der im Kommentar gezogene Schluss, dass „die Kategorie B in der Leittechnik zuverlässiger sein muss als die Kategorie A“ ist daraus u. E. nicht ableitbar.
		Zum Zweiten komme ich eben dazu und sage, ich habe in Modul 3 auf der Sicherheitsebene 2 Ereignisse definiert, die das Sicherheitssystem anfordern, bspw. Ausfall der Hauptwärmesenke. Da gibt es Mehrere davon. Diese Ereignisse fordern also Einrichtungen der Ebene 3 an, nicht der Ebene 2 und auch nicht die Kategorie A und nicht die Kategorie B. Das passt aber nicht zusammen mit den Anforderungen aus Modul 1, dass sie ebenenweise auch die Einhaltung der Schutzziele oder der Sicherheitsanforderungen auf der einzelnen Ebene sicherstellen müssen. Und deswegen muss das Modul 5 sich an der Stelle, meines Erachtens nach, einfach als „Mittler zwischen diesen Modulen“ verstehen, in dem darauf hingewiesen wird, dass die Sicherheitsebenenanzuordnung aus dem Modul 3 und die Anforderung aus Modul 1 sich natürlich hier irgendwo in einem System auslegen lassen müssen. Sie haben echte Schwierigkeiten, diese Anforderungen so übereinander zu falten, dass Sie das auch umsetzen können. Insofern hat das Modul 5 da auch an manchen Stellen einfach die Führungskappe aufzusetzen, um vielleicht das Modul 1 an vielen Stellen zu korrigieren. Es lässt sich so nicht auslegen, wenn Sie die Anforderungen aus den drei Modulen übereinander falten.
	Team 1	Ziffer 2.1 (7) Modul 1 regelt die Bedingungen, unter denen Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 bei Ereignissen der Ebene 2 in der Analyse herangezogen werden können. Eine Inkonsistenz zu den in Modul 3 definierten Ereignissen bzw. den Anforderungen in Modul 5 besteht u. E. nicht.

Komm. Nr.	Kommen tator	Kommentar
622	Wilder- mann, UM BW	Die Ausbildung der Sicherheitsebenen war nicht Grundlage der Auslegung. Ich denke, da sind wir alle der gleichen Meinung. Diesen Satz kann man so stehen lassen, der ist richtig. Das Sicherheitsebenen-Konzept ist ein Konzept, das man nachträglich – wenn man so will – ausgebildet hat und nachträglich auf die Anlagen draufgesetzt hat. Es ist kein Konzept, was bei der Auslegung schon bestanden hat und was eventuell in den Genehmigungsunterlagen auch schon vollständig beschrieben ist. So ist es nicht. Ist es auch nicht vollständig beschrieben. Nach meinem Kenntnisstand gibt es keine Genehmigungsunterlagen, in der dieses Konzept definitiv beschrieben worden ist. Wo man ganz klar gesagt hat: Dieses Sicherheitsebenen-Konzept ist Basis der Auslegung der Anlagen und wo man ganz klar zugeordnet hat eine Komponente zum Beispiel, ein System, gehört dazu. Die Einteilung dieser Sicherheitsebenen war ja maßgeblich eigentlich durch die Ereignisse bestimmt. Also, man ist eher den Weg gegangen, zu sagen, es gibt bestimmte Ereignisse, die gehören im Prinzip aufgrund ihrer Wahrscheinlichkeit oder von ihren Auswirkungen zu einer bestimmten Ebene. Und ist dann hergegangen und hat gesagt: für die Beherrschung dieser Ereignisse sind bestimmte Systeme und Komponenten erforderlich und die gehören damit auch zu dieser Ebene. Diese Logik ist man gegangen, im Prinzip. Und diese Logik ist man eigentlich stringent nur für die Ebene 3 und in Teilen für die Ebene 2 gegangen. Deswegen ist das, was man jetzt drauf setzt von 1 bis 4, etwas anderes, als das was man ursprünglich für 2 und 3 im Genehmigungsverfahren eigentlich hatte. Und ich denke, insoweit ist die Kritik, das war nicht Bestandteil der Genehmigungsvariante, berechtigt. Und es stellt insoweit eine weitergehende Anforderung dar, als die, die man ursprünglich in der Genehmigung hatte. Es gibt in den Genehmigungsunterlagen keine definitiven Aussagen: diese Systeme gehören definitiv zur Sicherheitsebene 2 oder gehören definitiv zur Sicherheitsebene 1. Diese Aussagen finden Sie dort nicht. Sie finden klare Präzisierungen für die der Ebene 3. Diese sind klar definiert und auch klar präzisiert. Aber in den Schnittstellen 1/2 und 2/3, da ist das so genau und so klar in den Unterlagen, zumindest in unserem Verfahren, vielleicht gibt es bessere Verfahren, nicht geregelt. Dementsprechend muss man sich bewusst sein, wenn man ein solches Konzept jetzt neu anwendet, dass man da zu Neudefinition kommen muss. Diese Neudefinitionen hängen dann ganz maßgeblich von der Einstufung, von dem, welche Ereignisse Sie welchen Sicherheitsebenen zuordnen, ab.
	Team 1	Beschrieben wird ein Anlagenzustand, der die aus heutiger Sicht erforderlichen Vorkehrungen, unter Berücksichtigung der in den deutschen Anlagen realisierten Konzeption, den Stand der Technik sowie die in internationalen Anforderungen festgelegten Vorgaben umfasst. Eine alleinige Orientierung an dem, was „in den Genehmigungsunterlagen schon vollständig beschrieben ist“ war und konnte nicht Grundlage der Regelwerkserstellung sein.
590	Noack, RWE Power	Also, mir ist bis jetzt noch nicht transparent geworden, wie ich nachvollziehbar in einem Aufsichtsverfahren dem Gutachter gegenüber in die Sicherheitsebenen 1 und zwei 2 differenzieren kann. Oder welche Kriterien denen zu Grunde liegen? Ich habe hier noch das Beispiel von Herrn Waas „Ausfall der Füllleinrichtungen der Kühlturmtasse“. Das ist ja auch kein normaler Betrieb. Ist das dann anormaler Betrieb? Wo sehe ich denn hier genau, wenn Ereignisse, die nicht dem normalen Betrieb zugehören, die sicherheitstechnische Relevanz auf der Sicherheitsebene 2 haben? Das hat sich mir noch nicht erschlossen. Vielleicht können Sie mir das morgen erklären?
	Team 1	Die Unterschiede der Sicherheitsebenen 1 und 2 sind bereits in den Definitionen enthalten (Ebene 1: Vermeiden von Störungen; Ebene 2: Störungen beherrschen sowie Vermeiden von Störfällen). Genauere Definitionen sind in den Begriffsdefinitionen zu finden. Zudem kann auf die Anlage 1 zum Ergebnisprotokoll der 385. Sitzung der RSK am 20./21.07. 2005 hingewiesen werden, wonach Abweichungen in Betriebssystemen oder Betriebsweisen vom Normalzustand, die nicht zur Einschränkung der im Normalbetrieb gemäß BHB vorgesehenen Fahrweisen oder zur Einschränkung des Leistungsbetriebes führen, ebenfalls als Normalbetrieb einzustufen sind.
622	Noack, RWE Power	Wenn man das IAEA-Papier „Assessment of defence in-depth“, IAEA Safety Series No 46, welches sich genau mit der Bewertung der Sicherheitsebenen befasst, ansieht, dann sieht man, dass dieses Papier die Sicherheitsebenen von Ereignissen heraus definiert. Da wird geschaut: Welche Ereignisse sind zu betrachten? Welche Komponenten benötige ich, um in diesen Ereignissen zu bleiben? Von diesem Ereignisansatz aus werden dann Komponenten definiert. Wir gehen jetzt sofort vom Komponentenansatz aus.
	Team 1	Auch in den Modulen werden Ereignisse definiert und den Sicherheitsebenen zugeordnet (Modul 3). Die zur Beherrschung dieser Ereignisse benötigten Einrichtungen (Komponenten) sind damit auch den jeweiligen Ebenen zugeordnet. Die Aussage im Kommentar, dass in Modul 1 von einem „Kompo-

Komm. Nr.	Kommen tator	Kommentar
		nentenansatz" ausgegangen werde, ist insofern nicht verständlich.
		Besondere Schwierigkeiten sehen wir mit den Sicherheitsebenen 1 und 2, mit dieser Differenzierung. Das ist nicht klar genug, welche Komponenten zu einem anormalen Betrieb führen können, was noch anormaler Betrieb ist. Das können nur die Anlagenbereiche sein, die etwas mit der Sicherheit des Kraftwerkes zu tun haben. Wir haben sehr viele Komponenten, die konventioneller Art sind: im Maschinenhaus, im Turbinenbereich.
	Team 1	Das in Modul 1 formulierte Gestaffelte Sicherheitskonzept hat die in Ziffer 2.1 (1) genannte übergeordnete Zielsetzung. Sofern diese Zielsetzung durch Störungen in Einrichtungen nicht betroffen ist, gelten die Anforderungen des Gestaffelten Konzepts nicht. Zur Differenzierung zwischen den Sicherheitsebenen 1 und 2 siehe Antwort auf Kommentar 590 zu dieser Textstelle.
		Generell etwas wieder zur Zielorientierung: Es fehlt eigentlich der Ansatz, die Anlagensicherheit durch die Erfüllung von Schutzzielen nachzuweisen. Dieser IAEA-Report, ich sage es noch einmal, der heißt: "Assessment of defence in-depth". Da finden Sie an vielen Stellen ein prägnantes Zitat: "for NPP the safety objectives are ensured by fulfilling the three fundamental safety functions". Also da sind diese Sicherheitsziele, diese Schutzziele, sind für jede Ebene definiert. Anhand dieser Schutzziel-Erfüllung werden die Komponenten-Anforderungen abgeleitet. Das wäre aus unserer Sicht der ziel-führende Ansatz im Modul 1 zur Definition der Sicherheitsebenen.
	Team 1	Siehe hierzu Antwort oben sowie auf Kommentar 498 zu Beginn dieser synoptischen Darstellung.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen- tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
2.1 (1)	Der Einschluss der im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffe ist sichergestellt. Zur Erreichung dieses Ziels ist ein Sicherheitskonzept umgesetzt, bei dem gestaffelte Maßnahmen und technische Einrichtungen Sicherheitsebenen bilden, welche durch die folgenden Anlagenzustände charakterisiert sind: <ul style="list-style-type: none"> - Sicherheitsebene 1: Normalbetrieb (Bestimmungsgemäßer Betrieb) - Sicherheitsebene 2: anomaler Betrieb (Bestimmungsgemäßer Betrieb) - Sicherheitsebene 3: Störfälle - Sicherheitsebene 4a: sehr seltene Ereignisse - Sicherheitsebene 4b: Ereignisse 	489	Nagel (RSK AST)	Da auf der Sicherheitsebene 4 keine zahlenmäßige Beschränkung der Strahlenexposition festgelegt ist sollte der 1. Satz mit Bezug auf die Strahlenschutzverordnung erweitert werden. Der Einschluss der im Kernkraftwerk befindlichen Stoffe ist gemäß den Vorschriften der StrlSchV sicherzustellen. Team 1: Die Aufgabenstellung des Sicherheitskonzepts ist u. E. die in Modul 1 gewählte Formulierung. Diese Aufgabenstellung besteht unabhängig von den Vorschriften der StrlSchV.	2.1 (1)	Der Einschluss der im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffe ist sichergestellt. Zur Erreichung dieses Ziels ist ein Sicherheitskonzept umgesetzt, bei dem gestaffelte Maßnahmen und technische Einrichtungen Sicherheitsebenen bilden, welche durch die folgenden Anlagenzustände charakterisiert sind: <ul style="list-style-type: none"> - Sicherheitsebene 1: Normalbetrieb (Bestimmungsgemäßer Betrieb) - Sicherheitsebene 2: anomaler Betrieb (Bestimmungsgemäßer Betrieb) - Sicherheitsebene 3: Störfälle - Sicherheitsebene 4a: sehr seltene Ereignisse - Sicherheitsebene 4b: Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen - Sicherheitsebene 4c: Unfälle mit schweren Kernschäden, bei denen der Einschluss der radioaktiven Stoffe soweit als möglich aufrecht erhalten bleibt.					- Sicherheitsebene 4c: Unfälle mit schweren Kernschäden (–Ziel hier- bei ist es , den en der Einschluss der radioaktiven Stoffe soweit als möglich aufrecht zu erhalten -bleib t).
		590	Schwarz, EnKK	<p>Diese fehlende Zuordnung und die sture Festhaltung an dem, was international gekommen ist, trägt in keinster Weise den unterschiedlichen Anlagenkonzeptionen Rechnung. Gerade, wenn man das Internationale anschaut, dann gibt es dort keine Sicherheitsebene 2 oder nur in sehr geringem Maße. Gerade aber die Sicherheitsebene 2 ist eine ganz dominante Sicherheitsebene bei uns, die nämlich insbesondere verhindern soll, dass Störfälle eintreten. Insofern ist dieses Festhalten an den Ereignissen, die vom Internationalen herkommen, einfach falsch. Das führt auch dazu, dass Dinge die beim Genehmigungsverfahren selbst beim Konvoi in Sicherheitsebene 3 waren, jetzt in Sicherheitsebene 2 gerutscht sind. Da gibt es aus meiner Sicht überhaupt keinen Grund dafür. Hier ist man wohl sehr einfach vorgegangen. Die Probleme werden sich später noch ergeben, wenn es um zusätzliche Ausfälle von irgendwelchen Einrichtungen geht und das dann immer noch in Sicherheitsebene 2 oder Sicherheitsebene 3 bleiben soll. Dann wird es schwierig. Ich halte hier diesen Verzicht auf die probabilistischen ergänzenden Einstufungskriterien, für völlig falsch.</p> <p>Team 1: Die Sicherheitsebene 2 ist im internationalen Regelwerk verankert und hat ihre wesentliche Bedeutung in der Prevention zur Vermeidung von Störfällen, auch wenn sie international in unterschiedlichem Umfang realisiert ist. Da das internationale Regelwerk</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>unterschiedlichen Anlagenkonzeptionen gerecht werden muss, kommen dort allgemeine Zuordnungskriterien für Ereignisse zum Tragen. Da das deutsche Regelwerk für eine begrenzte Anzahl bekannter Anlagenkonzepte erstellt wird, ist es zielführender, in diesem Regelwerk konkrete Zuordnungen vorzunehmen. Damit wird auch ein einheitliches Vorgehen im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren erreicht. Die in Modul 3 vorgenommene Zuordnung von Ereignissen in die Ebenen 2, 3 und 4a entspricht grundsätzlich der Genehmigungspraxis der meisten deutschen Anlagen. Eine Ausweitung erfolgte lediglich durch die Einbeziehung von Ereignissen bei abgeschalteter Anlage, die bisher nicht systematisch betrachtet wurden. Die Berücksichtigung des Einzelfehlerkonzepts bei der Auslegung und bei Nachweisen zur Beherrschung von Ereignissen, sowie sonstiger Ausfallpostulate wird in Modul 1 bzw. 10 deterministisch geregelt, da dieses Konzept und die Postulate in der deterministischen Betrachtungsweise ihren Ursprung haben und in einer probabilistischen Betrachtungsweise keinen Sinn machen. Im Kern fordert der Kommentar aber die Einbeziehung probabilistischer Zuordnungskriterien. Quantitative Kriterien sind hierzu aber nicht zielführend, da die Ermittlung von Häufigkeiten für Ereignisse/Kombinationen zumindest auf Basis der derzeit vorhandenen Daten nicht mit der notwendigen Aussagesicherheit möglich ist und eine Vermischung von deterministischen und probabilistischen Kriterien erhebliche Verfahrensprobleme (was gilt letztlich?) aufwerfen würde.</p>		
		590	Wildermann, UM BW	Ich würde auch noch einmal auf das Thema hinweisen mit der Botschaft, dass ich diese Entscheidung der Abgrenzung der einzelnen		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>Sicherheitsebenen durch probabilistische Kriterien in gewisser Weise für sinnvoll finde, aus zwei Gründen: Erstens: Die Kriterien, in die sie in 7.1 angegeben haben, Ereignisse, die während der Laufzeit einer Anlage zur erwarten sind, die können Sie im Prinzip problemlos in probabilistische Kriterien umrechnen. Das ist ja eigentlich nichts anderes, was da steht. Das sind probabilistische Kriterien. Dann sollte man auch den Mut haben, das hier hinzuschreiben. Und Zweitens: Wenn Sie neue Ereignisse haben, die Sie definieren oder erkennen, dann müssen Sie die auch in irgendeiner Weise einer Sicherheitsebene zuordnen. Und dabei ist diese Einstufung oder diese Einschätzung der probabilistischen Betrachtungsweise ebenfalls sehr hilfreich. Dort, wo Sie schon bestehende Einstufungen haben, können Sie dies mit der Deterministik relativ leicht machen. Aber da, wo Sie keine bestehenden Einstufungen haben, sollte man schon eine Mischung aus deterministischen Kriterien und probabilistischen Kriterien haben, um diese Ereignisse richtig einzustufen. Deshalb würde ich anregen, dass man da noch einmal darüber nachdenkt.</p> <p>Team 1: Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.</p>		
2.1 (2)	Darüber hinausgehend sind für Unfälle mit erheblichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung Maßnahmen des Katastrophenschutzes geplant, Sicherheitsebene 5.				2.1 (2)	Darüber hinausgehend sind für Unfälle mit schweren Kernschäden, bei denen sich mit erheblichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung mit den Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes nicht vermeiden oder begrenzen lassen, Maßnahmen des Katastrophenschutzes geplant, Sicherheitsebene 5.
2.1 (3)	Das Sicherheitskonzept ist präventiv gestaltet. Es sind Maßnahmen	489	Nagel RSK AST)	zum 1. Spiegelstrich: Auf der Sicherheitsebene 1 soll nicht nur das Eintreten von	2.1 (3a)	Das Sicherheitskonzept ist präventiv gestaltet. Es sind Maßnahmen und

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<ul style="list-style-type: none"> und Einrichtungen vorgesehen, die <ul style="list-style-type: none"> - auf der Sicherheitsebene 1 <ul style="list-style-type: none"> das Eintreten von Störungen vermeiden, - auf der Sicherheitsebene 2 <ul style="list-style-type: none"> eintretende Störungen beherrschen sowie das Eintreten von Störfällen vermeiden, - auf der Sicherheitsebene 3 <ul style="list-style-type: none"> Störfälle beherrschen sowie das Eintreten von Anlagenzuständen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen verhindern; - auf der Sicherheitsebene 4a <ul style="list-style-type: none"> Auswirkungen von sehr seltenen Ereignissen beherrschen; - auf der Sicherheitsebene 4b <ul style="list-style-type: none"> bei Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen schwere Kernschäden vermeiden (präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen); - auf der Sicherheitsebene 4c <ul style="list-style-type: none"> bei Unfällen mit schweren Kernschäden zu einer Begrenzung der Auswirkungen führen (mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen). 			<p>Störungen sondern auch das Eintreten von Störfällen vermieden werden.</p> <p>zum 4. Spiegelstrich: Bei seltenen Ereignissen der Ebene 4a wird eine Strahlenexposition oberhalb der Grenzwerte der StrSchV zugelassen. Insofern werden diese Ereignisse nicht derart beherrscht wie Störfälle der Ebene 3. Vorschlag: schwere Auswirkungen von sehr seltenen Ereignissen verhindern.</p> <p>Team 1: zum 1. Spiegelstrich: dem Kommentar wird gefolgt. Es ist allerdings darauf hinzuweisen, dass mit Ziffer 2.1 (3), welche das Konzept einführt, nicht alle Aufgabenstellung bereits umfassend beschrieben werden sollen. Dies muss im Zusammenwirken aller Anforderungen von Abschnitt 2.1 erfolgen.</p> <p>zum 4. Spiegelstrich: der Bezug auf die StrSchV ist auch auf den anderen Sicherheitsebenen nicht alleine maßgebend. Zudem wäre mit „schwere“ Auswirkungen ein u. E. nicht hilfreicher unbestimmter Begriff eingeführt. Auf eine Präzisierung der Auswirkungen an dieser Stelle kann u. E. verzichtet werden, da dies in den weitergehenden Regelungen zur Sicherheitsebene 4a (insbesondere Modul 3) erfolgt.</p>		<ul style="list-style-type: none"> Einrichtungen vorgesehen, die <ul style="list-style-type: none"> - auf der Sicherheitsebene 1 <ul style="list-style-type: none"> das Eintreten von Störungen, Störfällen oder Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen vermeiden, - auf der Sicherheitsebene 2 <ul style="list-style-type: none"> eintretende Störungen beherrschen sowie das Eintreten von Störfällen oder Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen vermeiden, - auf der Sicherheitsebene 3 <ul style="list-style-type: none"> Störfälle beherrschen sowie das Eintreten von Ereignissen Anlagenzuständen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen verhindern; - auf der Sicherheitsebene 4a <ul style="list-style-type: none"> Auswirkungen von sehr seltenen Ereignissen beherrschen; - auf der Sicherheitsebene 4b <ul style="list-style-type: none"> bei Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen schwere Kernschäden vermeiden (präventive Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzesmaßnahmen). 2.1 (3b) Aauf der Sicherheitsebene 4c sind Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorgesehen, die bei Unfällen mit schweren Kernschäden die Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung so weit wie möglich begrenzen zu einer Begrenzung der Auswirkungen führen (mitigative Maßnahmen anlageninterne Notfallmaßnahmen).
		622	Schwarz, EnKK	Was wir kritisiert haben, ist jetzt die Abkehr vom Präventiven zum Mitigativen, nämlich		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>durch die Einführung der Sicherheitsebene 4c. Das ist etwas ganz Neues. Das haben wir bisher nicht betrachtet. Wir haben zwei Sündenfälle begangen. Das war das Venting und das waren die Rekombinatoren. Wie die zu Stande gekommen sind, das ist, denke ich, allen bekannt, die hier in diesem Raum sitzen. Das heißt aber nicht, dass man deswegen gleich eine Sicherheitsebene 4c einführen muss. Ich möchte hier auch gleich sagen, dass auch nichts damit zu tun, dass man ein Level-2-PSA macht. Es ist aus meiner Sicht auch nicht zwingend notwendig, dass man deswegen über eine konsequente Einführung der Sicherheitsebene 4c redet. Ich möchte hier noch einmal darauf hinweisen, dass unsere Anlagen, insbesondere unter dem präventiven Charakter ausgelegt sind. Da passen die Sicherheitsebenen 4a und 4b eben auch zu. Das sind alles präventive Maßnahmen, die dazu führen sollten, dass man eben nicht in den Zustand kommt, der durch die Sicherheitsebene 4c beschrieben ist. Hier sind wir der Meinung, dass die bisherige Anlagenkonzeption eben hiervon tangiert ist und dass das es hier über die bisherige Anlagenkonzeption und Betrachtungsweise weit hinaus geht und wir uns mit Dingen beschäftigen müssen, nicht nur probabilistisch, mit den entsprechenden Unsicherheiten, sondern ganz konkret im Nachweisverfahren, möglicherweise in Prozeduren, wo es nicht mehr um irgendeinen wahrscheinlichen Ablauf geht, sondern um ganz konkrete Beschreibung. Das ist etwas ganz Neues, was wir hier in dem Regelwerk wieder finden und das ist für uns eine Abkehr der Philosophie. Das mit den Maßnahmenbeschreibungen geht in die gleiche Richtung. Also ich habe mir das spaßeshalber auch einmal angeguckt, wie die SAMGs dann</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>aussehen. Da sind auf der Sicherheitsebene 4c die Maßnahmen wiederholt, die auch Sicherheitsebene 4b schon drin sind. Ich kann mir überhaupt nicht vorstellen, dass man mit diesem Verfahren in unserer Landschaft damit durchkommt. Dass wir das einfach zweimal hinschreiben und sagen: „Wenn es vorne schon nicht funktioniert hat, dann wird es hinten schon funktionieren“. Insofern teile ich die Befürchtung von Herrn Bandholz, dass unsere Kreativität unendlich wird und wir uns dann fantastische Maßnahmen uns einfallen lassen, was man hier noch alles tun könnte.</p> <p>Team 7: Präventive und mitigative Maßnahmen sind Bestandteil der 4. Sicherheitsebene im Gestaffelten Sicherheitskonzept (vgl. IAEA). Verschiedene präventive und mitigative Maßnahmen sind in den deutschen Anlagen bereits umgesetzt. Entsprechend der in Modul 7 weiter präzisierten Regelungen bleiben die im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes bereits vorgesehenen Maßnahmen erhalten. Der Einsatz der bereits implementierten Maßnahmen soll für ein erweitertes Ereignisspektrum geprüft werden. Hinzu kommen – dem internationalen Stand folgend – Handlungsempfehlungen (SAMG). Die Handlungsempfehlungen berücksichtigen die Nutzung aller verfügbaren Systeme, Komponenten, Ressourcen und baulichen Gegebenheiten. Handlungsempfehlungen werden erstellt, um die Entscheidungsfindung des anlageninternen Krisenstabs zu unterstützen, wenn keine Notfallmaßnahmen vorgesehen oder diese nicht wirksam sind. Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen sind gleichermaßen auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c vorgesehen (siehe Modul 7 Revision B). Die Trennung</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				der Sicherheitsebenen 4b und 4c folgt aus den unterschiedlichen Zielsetzungen. Die Überarbeitung der Regelungen zum anlageninternen Notfallschutz erfolgte auf der Grundlage des diesbezüglichen Kommentars der RSK. Die dort vorgeschlagenen Begriffe, die Struktur und der Detaillierungsgrad wurden übernommen.		
		622	Bandholz, RSK	Ich denke, hier müsste man sich auch mal mit dem beschäftigen, was wir in den Anlagen installiert haben. Ich sehe ein bisschen die Gefahr dadurch, dass es den internationalen Ansatz mit 4a, 4b, 4c und 5 sogar gibt, und man dem hier allgemein folgt. Man kann aber ein gut funktionierendes System durch das Aufteilen in neue Klassen auch gegebenenfalls gefährden. Denn nach dieser Lesart wäre es auch möglich, dass Maßnahmen, die in den derzeitigen Notfall-Handbüchern verankert sind, die auch der Praxis entsprechen, die auch den Übungen entsprechen, die auch dem Kenntnisstand entsprechen, den wir auf den Anlagen installieren können, also nicht dem wissenschaftlichen Ansatz, sondern eben auch dem praktischen Ansatz durchaus folgen können, was in der Ebene 4b und 4c sicherlich auch sehr wichtig ist, dass wir dies künstlich auseinander dividieren. Das mag im Ausland, die eine solche Konstellation zur Zeit nicht haben, also auch so ein komprimiertes Notfall-Gesamtkonzept, vielleicht nicht haben, mag es zur Entwicklung eines solchen Konzepts vielleicht nützlich sein. Die Frage ist nur, ob wir ein bestehendes System durch die Einteilung gegebenenfalls auch in der Funktionsfähigkeit einschränken können. Ich bitte einfach zu bedenken, dass es ja ohne ein Regelwerk, ohne ein solches Regelwerk zumindest, doch zu einer auf Betreiber-, Gutachter- und auch		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>Behördenseite Konstellation geführt hat, dass die Notfallmaßnahmen relativ gut strukturiert, gut beschrieben und auch in gewissem Maße, soweit möglich, evaluiert worden sind. Insofern, ich weiß nicht, ob durch die Einteilung nicht die Gefahr besteht, dass man gegebenenfalls ein funktionierendes System auch etwas aushebeln könnte.</p> <p>Team 7: Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.</p>		
		622	Noack, RWE Power	<p>Ich möchte darauf hinweisen, dass wir bei der Sicherheitsebene 4c beim Kernschmelzen eine für das Kraftwerk völlig neue Welt betreten. Es geht los mit völlig neuen Ereignissen, die beim Kernschmelzen auftreten: Wir haben Wasserstoffbildung, wir haben Schmelzeverlagerung, wir haben Poolbildung, wir haben Verlagerung der Schmelze in den unteren RDB-Boden, wir haben ein Durchschmelzen des RDBs, wir haben eine Penetration von Schmelze beim Durchschmelzen des RDBs, wir haben Schmelze-Beton-Wechselwirkung. Ein breites Feld. Das Regelwerk fordert, unsere Betriebsmannschaft zu diesem breiten Feld zu schulen. Wenn man alle diese sehr spezifischen Phänomene, die alle mit großen Kenntnisunsicherheiten belastet sind, den Mitarbeitern beibringt, tritt natürlich die normale Störfallbeherrschung im Wissen in den Hintergrund. Die Leute haben nur eine gewisse Kapazität, Sachen aufzunehmen. Deshalb sehe ich die Sache, in dem Punkt von Herrn Bandholz, durchaus als gerechtfertigt an, dass diese sehr detaillierten Forderungen, die wir dann noch in Modul 7 finden werden, schon eine gewisse Gefahr für die Beherrschung der Ebenen 1 bis 3 ausbilden. Wenn ich mir vorstelle, ich würde dieses Regelwerk anwenden und mit der Sicher-</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>heitsebene 4c in das Aufsichts- und Genehmigungsverfahren gehen. Das wäre ja der praktische Fall. Dann würde ich etwas vorlegen zu Ereignisabläufen, zu Umgebungsbedingung. Der Gutachter müsste das prüfen. Ich kann da nur darauf hinweisen, auf die Arbeiten, die im Forschungsbereich laufen, und es ist leider zu konstatieren, dass bei allen gängigen Codes für die Sicherheitsebene 4c eine sehr hohe Benutzerabhängigkeit auftritt. Der Kenntnisstand von Wissenschaft und Technik ist da noch so gering und so diffus, dass das Ganze nicht regelungsfähig ist, aus meiner Sicht, und auch nicht für das übliche deutsche Aufsichtsverfahren geeignet ist. Das können wir in deutschen Aufsichtsverfahren nicht handhaben.</p> <p>Team 7: Der Sachverhalt wird in Modul 7, Revision B präzisiert: Für die Planung von Notfallstrategien, Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen der Sicherheitsebene 4c wird ein Ereignisspektrum zu Grunde gelegt, das die für den betreffenden Anlagentyp relevante Phänomene und Anlagenzustände bei Unfällen mit schweren Kernschäden berücksichtigt, die nach Stand von Wissenschaft und Technik hinreichend erforscht sind.</p>		
2.1 (4)	Das gestaffelte Sicherheitskonzept ist für alle während der Betriebsdauer eines Kernkraftwerkes auftretenden Betriebsphasen unter Berücksichtigung der jeweiligen Besonderheiten der verschiedenen Betriebsphasen umgesetzt.				2.1 (4)	Das gestaffelte Sicherheitskonzept ist für alle während der Betriebsdauer eines Kernkraftwerkes auftretenden Betriebsphasen unter Berücksichtigung der jeweiligen Besonderheiten der verschiedenen Betriebsphasen umgesetzt.
2.1 (5)	Auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 sind jeweils Maßnahmen und technische Einrichtungen derart vorgesehen, dass beim Versagen von	489	Nagel (RSK AST)	Der 1. Satz wird von mir derart interpretiert, dass Ereignisse auf der Ebene 1 durch Maßnahmen oder Einrichtungen der Ebene 2 beherrscht werden sollen. Dieses wäre	2.1 (5)	Auf den Sicherheitsebenen 2 und 1 bis 3 sind jeweils -Maßnahmen und technische -Einrichtungen derart vorgesehen, dass beim Versagen von Maßnahmen

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>Maßnahmen oder Einrichtungen auf der Ebene 1 oder 2 die Maßnahmen und Einrichtungen auf der nachfolgenden Sicherheitsebene eigenständig den sicherheitstechnisch geforderten Zustand der Anlage herstellen.</p> <p>Maßnahmen und Einrichtungen, die übergreifend auf allen oder mehreren dieser Sicherheitsebenen wirksam sein müssen, wie z. B. das Brennstabhüllrohr oder die druckführende Umschließung, sind für die aus diesen Ebenen resultierenden Einwirkungen sowie gemäß den für diese Ebenen geltenden Anforderungen ausgelegt.</p>			<p>auch in dem Entwurf mit dem Punkt 2.1 (3), 1. Spiegelstrich kompatibel. Störfälle können aber auch auf der Ebene 1 auftreten (dieses sind die üblichen definierten Auslegungstörfälle) und sollen nicht auf der nachfolgenden Ebene sondern erst auf der Ebene 3 beherrscht werden.</p> <p>Team 1: Per Definition können Störfälle u. E. nicht auf der Sicherheitsebene 1 auftreten. Sofern Störfälle eintreten, haben i. d. R. Maßnahmen oder Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 und 2 versagt (bspw. WKP, Leckageüberwachungen, Leckerkennung).</p>		<p>oder Einrichtungen auf den Ebenen 1 oder 2 die Maßnahmen und Einrichtungen auf der nachfolgenden Sicherheitsebene eigenständig den sicherheitstechnisch geforderten Zustand der Anlage herstellen.</p> <p>Maßnahmen und Einrichtungen, die übergreifend auf allen oder mehreren dieser Sicherheitsebenen wirksam sein müssen, wie z. B. das Brennstabhüllrohr oder die druckführende Umschließung, sind für die aus diesen Ebenen resultierenden Einwirkungen sowie gemäß den für diese Ebenen geltenden Anforderungen ausgelegt.</p>
		502	FANP	<p>Modul 1 Details - Erhöhung von Anforderungen?</p> <p>2.1 (5): Heißt das, dass alle Störungen mit eventueller sicherheitstechnischer Bedeutung auf der Sicherheitsebene 1 automatisch abgefangen werden?</p> <p>Team 1: Störungen sind definiert (siehe Begriffsdefinitionen) bzw. aufgelistet (siehe Modul 3). Störungen müssen nicht mit automatischen Maßnahmen abgefangen werden. Störungen müssen gemäß Modul 1 nicht auf der Sicherheitsebene 1 abgefangen werden, sondern auf der Ebene 2.</p>		
		622	Waas, FANP	<p>So wie es jetzt hier aber formuliert ist, bedeutet dies: jede Störung oder jeder Ausfall, den ich auf der Sicherheitsebene 1 habe, muss ich durch automatische Maßnahmen auf der Sicherheitsebene 2 auffangen. Und dieses ist Unfug.</p> <p>Team 1: Siehe Antwort auf vorausgehenden Kommentar. In Modul 1 Ziffer 2.1 (5) ist u. E. kein Unfug beschrieben, sondern eines der</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				Grundmerkmale des Gestaffelten Sicherheitskonzepts.		
		622	Kleen, VENE	<p>Ich glaube, unser Hauptkritikpunkt richtet sich da an die Forderung der unabhängigen Ausbildung der Sicherheitsebenen. Und da wird eher etwas gefordert als Regel, was aus meiner Sicht fast eine Ausnahme darstellt. Wir haben eine Vielzahl an Systemen und Komponenten in den Anlagen, wo wir Anforderungen formuliert haben, wenn Sie Rohrleitungssystem oder Stützungen nehmen. Da sind Anforderungen definiert in den Sicherheitsebenen 1 bis 4 durchgängig. Aber die sind nicht unabhängig. Die Unabhängigkeit finden wir gerade mal in Teilen der Instrumentierungsbereiche. Aber bei der überwiegenden Anlagenauslegung sind Anforderungen in Sicherheitsebenen formuliert, aber keine Unabhängigkeit. In vielen oder in den meisten Fällen ist eine solche Formulierungen aus meiner Sicht auch nicht sinnvoll sind. Also, nehmen Sie eine Rohrleitungsauslegung. Dann habe ich eine Anforderung der Sicherheitsebene 1: das ist Qualität. Und dann habe ich eine Anforderung der Sicherheitsebene 2: sie möge Transienten beherrschen. Ich habe Anforderungen in der Sicherheitsebene 3: da möchte ich auch noch Bruchlast-Fälle beherrschen und ich habe Anforderungen in der Sicherheitsebene 4: wo ich möglichst auch einen Folgebruch noch nicht auslösen mag. Das kann man aus meiner Sicht sinnvoll nicht anders formulieren.</p> <p>Team 1: Die Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen ist eines der Grundmerkmale des Gestaffelten Sicherheitskonzepts (siehe IAEA Anforderungen). Es besteht u. E: kein Anlass, dieses Grundmerkmal aufzugeben, weil bestimmte Anlagenteile auf allen Sicherheitsebenen wirksam sein müssen, selbst</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				wenn dies für eine Vielzahl von Anlagenteilen der Fall ist. In diesen Fällen ist die Unabhängigkeit über die ebenenspezifischen Anforderungen an die Auslegung und Instandhaltung dieser Anlagenteile realisiert.		
2.1 (6)	Es ist sichergestellt, dass ein technisches Versagen oder menschliches Fehlverhalten auf einer der Sicherheitsebenen 1 bis 3 oder eine zu unterstellende Kombination von Fehlern auf mehr als einer dieser Sicherheitsebenen die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der nächsten Ebenen nicht gefährdet.	489	Nagel (RSK AST)	<p>Dieser Entwurfspunkt ist so mit dem bisherigen Sicherheitskonzept nicht verträglich.</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Ein Störfall (technisches Versagen) auf der Sicherheitsebene 1 kann die Zuverlässigkeit von Maßnahmen und Einrichtungen der nächsten Ebene d. h. der Ebene 2 gefährden. Der Störfall muss aber durch Maßnahmen und Einrichtungen der Ebene 3 beherrscht werden. 2. Die zu unterstellende Kombination von technischem Versagen und menschlichem Fehlverhalten auf mehr als einer Sicherheitsebene ist unklar und auch in weiteren Punkten des Regelwerkentwurfs – abgesehen vom Einzelfehlerkonzept - nicht konkretisiert. 3. Eine zu unterstellende Kombination von Störfall (technisches Versagen) auf der Ebene 1 und ein Einzelfehler (menschliches Fehlverhalten) auf der Ebene 3 darf auch die Zuverlässigkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen der Ebene 3 nicht gefährden. <p>Team 1: Zu 1.: Per Definition kann ein Störfall nicht auf der Sicherheitsebene 1 eintreten. Sofern Störfälle eintreten, haben i. d. R. Maßnahmen oder Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 und 2 versagt (bspw. Qualitätssicherung, WKP, Leckageüberwachungen, Leckerkennung). Ziffer 2.1 (6) fordert, dass gegen Einzelereignisse, die die Vorkehrungen mehrerer oder gar aller Sicherheitsebenen unwirksam werden lassen können, Vorsorge getroffen ist.</p>	2.1 (6)	Es ist sichergestellt, dass ein einzelnes technisches Versagen oder menschliches Fehlverhalten auf einer der Sicherheitsebenen 1 bis 3 oder eine zu unterstellende Kombination von Fehlern auf mehr als einer dieser Sicherheitsebenen die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der nächsten Ebenen nicht gefährdet.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>Zu 2.: Dieser Hinweis ist berechtigt. Hintergrund für diese Anforderung ist IAEA „Assessment of defence in depth for NPPs“, Dec. 2003, 2.1. Ebenenübergreifende Ausfälle, sprich die in Ziffer 2.1 (6) angesprochenen Kombinationen sind gemäß der Anforderung nach Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen durch entsprechende Vorsorge auszuschließen. Daher wird dieser Halbsatz in Revision B gestrichen.</p> <p>Zu 3.: Die einzelfehlerfeste Beherrschung von Störfällen ist an anderer Stelle geregelt. In Ziffer 2.1 (6) ist diesbezüglich eine zusätzliche Anforderung formuliert.</p>		
		502	FANP	<p>Modul 1 Details - Erhöhung von Anforderungen?</p> <p>Was bedeutet das? Wie will man nachweisen, dass z.B. Wartungsfehler nicht einzelne Stränge von Sicherheitssystemen vorübergehend stören können? Warum dürfte das nicht sein? Gestaffeltes Sicherheitskonzept deckt dies doch ab?</p> <p>Team 1: Es ist Vorsorge zu treffen, dass in diesem Fall eine „vorübergehende Störung“ eine Beeinträchtigung, aber keine Gefährdung der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Maßnahmen und Einrichtungen bedeutet. Ansonsten wäre das Gestaffelte Sicherheitskonzept unwirksam.</p>		
		622	Waas, FANP	<p>Menschliches Fehlverhalten auf der Sicherheitsebene 1: dazu gehört auch, dass die Leute natürlich Instandhaltung und Wartung machen müssen. Das bedeutet natürlich, die Fälle hat es ja gegeben, dass bei Instandhaltung oder Wartung auch von Sicherheitseinrichtungen irgendein Mensch mal einen Fehler macht. Jetzt soll hier nachgewiesen werden, dass das nicht zu einem Ausfall der Redundanz dieses Sicherheitssystem führen</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>kann. Das geht natürlich überhaupt gar nicht. Von daher kommt ja auch das gestaffelte Sicherheitskonzept, dass man sagt: das soll ja bewusst eben Fehler verzeihend angelegt sein, dass es durchaus auf der Sicherheits-ebene Fehler geben kann, die Störungen verursachen oder auch Unverfügbarkeiten verursachen, die aber in der Gesamtkombi-nation aufgefangen werden.</p> <p>Team 1: Siehe Antwort auf vorausgehenden Kommentar.</p>		
		622	Schwarz, EnKK	<p>Es fehlen einfach die Informationen, was hier den Sicherheitsebenen zuzuordnen ist. Herr Piljugin hat es gesagt. In der Leittechnik, da ist es sehr fein ausgeprägt, da kann man es wiederfinden. Bei den einzelnen Komponenten nicht. Wenn hier die Feststellung getroffen wird, die Sicherheitsebene 2 ist ausgeprägt im Ausland, in dem Sinne, wie hier. Das bestätigt eigentlich nur meine Meinung, hier fehlen noch sehr viele Informationen, um sagen zu können, es ist ausgeprägt oder nicht. Es ist in der Tat so, dass auf der Si-cherheitsebene 1 die Anforderungen zum großen Teil viel höher sind als auf den ande-ren Sicherheitsebenen und dann dafür anfor-derungsbestimmend sind. Es gibt aber auch Einrichtungen und Maßnahmen, wo es ge-nau anders herum ist. Dann muss man doch hier einmal definieren: Was ist es? Was gehört denn zu den sicherheitstechnischen Einrichtungen? Der Gipfel ist, wenn hier noch Fehlhandlungen dazukommen. Das habe ich im internationalen Text jetzt nicht gefunden, aber das macht das Ganze noch verwirren-der. Meiner Meinung nach, wenn man hier die Ausprägung nach Sicherheitsebenen wirklich sinnvoll machen will, dann muss man auch ein bisschen mehr aufschreiben, als nur die Regelungen und Anforderungen dazu.</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>Team 1: Die Zuordnung von Einrichtungen und Maßnahmen zu Sicherheitsebenen ist primär über die Erfordernisse bei der Ereignisbeherrschung definiert. Die jeweiligen Ereignisse sind in Modul 3 aufgelistet. Dies schließt nicht aus, dass Einrichtungen der Ebene 3 (Sicherheitssystem) auch in den Ebenen 2 und 4 zum Einsatz kommen dürfen. Dazu gibt es Regelungen. Insofern sind u. E. alle erforderlich Informationen gegeben. Hinsichtlich der Fehlhandlungen verweisen wir auf IAEA „Assessment of defence in depth for NPPs“, Dec. 2003, Ziffer 2.1: The general objective of defence in depth is to ensure that a single failure, whether equipment failure or human failure, at one level of defence, and even combinations of failures at more than one level of defence, would not propagate to jeopardize defence in depth at subsequent levels. The independence of different levels of defence is a key element in meeting this objective.”</p>		
2.1 (7)	<p>Eine Inanspruchnahme von Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 beim Nachweis der Erfüllung von Anforderungen vorgelagerter Sicherheitsebenen ist dann zulässig, wenn</p> <ul style="list-style-type: none"> - andere technische Lösungen nicht technisch sinnvoll sind, - nachteilige Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der in Anspruch genommenen Maßnahmen und Einrichtungen für die Störfallbeherrschung ausgeschlossen sind und - bei den zu unterstellenden Ausfällen hinsichtlich der in Anspruch genommenen Maßnahmen und Einrichtungen die Einhaltung der 	622	Bandholz, RSK	<p>Im Kurzfristbereich habe ich dieselben Notstromdiesel. Betrachte ich sie bis zu einer gewissen Zeitgrenze, in der Ebene 3, habe ich noch einmal die Notstromdiesel. Da haben sie dann Merkmale, wie die Zuverlässigkeit, die sich die Diesel dann plötzlich aneignen, weil sie längerfristig laufen müssen. Daran erkennt man schon einmal, in welche Schwierigkeiten wir geraten. Man muss dazu noch sagen, dass in beiden Fällen dieselben Sicherungen, dieselbe Schaltanlagen, dieselben Kabel benutzt werden, die auch in der Ebene 1. Insofern habe ich hier eine Verknüpfung der Funktionalitäten und als wesentliche Anforderung sehe ich im Grunde genommen nur, dass, wenn ich über die Zuverlässigkeitsbetrachtungen zu einzelnen Komponenten, wenn ich über die Betriebser-</p>	2.1 (7)	<p>Eine Inanspruchnahme von Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 beim Nachweis der Erfüllung von Anforderungen vorgelagerter Sicherheitsebenen ist dann zulässig, wenn</p> <ul style="list-style-type: none"> - andere technische Lösungen nicht technisch sinnvoll sind, - nachteilige Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der in Anspruch genommenen Maßnahmen und Einrichtungen für die Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3) ausgeschlossen sind und - bei den zu unterstellenden Ausfällen hinsichtlich der in Anspruch genommenen Maßnahmen und Einrichtungen die Einhaltung der sicherheits-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	sicherheitstechnischen Nachweiskriterien der Sicherheitsebene 3 gewährleistet ist.			<p>fahrungen nachweisen kann, dass sie über lange Zeiträume hinweg auch im Normalbetrieb störungsfrei gelaufen sind, eine Annahme, dass sie in einem Störfall ausfallen sollten, anders zu bewerten ist, als Einrichtungen, die ich in wiederkehrendem Prüfumfang, vielleicht mehr oder weniger schlecht anforderungsgerecht geprüft, alle Dreivierteljahr oder alle halbe Jahr oder alle drei Monate einmal sehe. Insofern ist die Qualität, inwieweit die Anforderungen auch zuverlässig erfüllt werden, für mich eigentlich ein Maß, dass diese Unabhängigkeit parallel gestellt werden muss. Denn ich kann sie nicht einfach durchsetzen. Ich habe einfach zu viele technische Einrichtungen, die ich auch nicht beliebig ändern kann. Es ist nicht so, dass man sagen kann, ich könnte sie anders bauen. Es ist natürlich auch technologisch von großem Nachteil, wenn ich Komponenten aus der Betriebsbeobachtung entlasse, um dann Aussagen zu treffen, dass sie in einem Störfall zuverlässig funktionieren sollen. Insofern diese Kopplung der Sicherheitsebenen ist ein sehr schwieriges Thema. Ich würde sagen, man sollte die Zuverlässigkeit der Einrichtungen durchaus mit einem hohen Stellenwert versehen, denn die Definition ist zum Teil sehr künstlich. Was man am Notstromfall sehr schön sieht.</p> <p>Team 1: Da die Notstromdiesel auch bei Störfällen benötigt werden, müssen sie insbesondere auch die Qualitätsmerkmale der Ebene 3 erfüllen. Konzeptionelle Schwierigkeiten, wie im Kommentar gesehen, ergeben sich hieraus u. E: nicht.</p>		technischen Nachweiskriterien der Sicherheitsebene 3 gewährleistet ist.
2.1 (8)	Auf der Sicherheitsebene 4 können neben den eigens auf dieser Ebene vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen auch Maßnahmen				2.1 (8)	Für die Auf der Sicherheitsebene 4 werden können neben den eigens auf dieser Ebene vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen auch Maßnah-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	und Einrichtungen der vorgelagerten Sicherheitsebenen genutzt werden.					men und Einrichtungen der vorgelagerten Sicherheitsebenen 1 bis 3 genutzt werden.
2.1 (9)	Die eigens für den anlageninternen Notfallschutz vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen werden zur Einhaltung der jeweiligen Anforderungen auf den anderen Sicherheitsebenen nicht herangezogen.	592	Bandholz / RSK	Im Modul 1, Abs. 2.1 steht hier wörtlich drin: „Die eigens für den anlageninternen Notfallschutz vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen dürfen zur Einhaltung der jeweiligen Anforderung aus den anderen Sicherheitsebenen nicht herangezogen werden.“ Das widerspricht meines Erachtens der Aussage, dass Sie die Einrichtungen aller Sicherheitsebenen auf der Ebene 4 benutzen, wenn es geplante Maßnahmen sind. Wenn es geplante Maßnahmen sind, dann heißt das ganz klar, dass Sie die auf den anderen Ebenen nicht einsetzen dürfen, das sagt das Modul eindeutig an der Stelle. Team 1: Gemeint ist, dass diese Maßnahmen nicht auf den Ebenen 1-3 herangezogen werden. Dies ist durch die Wortwahl „Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes“ u. E. ausreichend eindeutig formuliert. Hinsichtlich der Sicherheitsebene 4 gilt 2.1 (8).	2.1 (9)	Die <u>auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c</u> eigens für den anlageninternen Notfallschutz vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen werden zur Einhaltung der jeweiligen Anforderungen auf den anderen Sicherheitsebenen nicht herangezogen.
2.1 (10)	Die von den Maßnahmen und Einrichtungen des Kernkraftwerkes zu erfüllenden Anforderungen hinsichtlich Qualität und Zuverlässigkeit entsprechen ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung. Alle sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen sind hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung für die Erfüllung der sicherheitstechnischen Zielsetzungen im gestaffelten Sicherheitskonzept klassifiziert. - In eine Klasse höchster Anforderungen sind eingeordnet:	534	UM BW	Der grundlegende Sicherheitsansatz, der im Modul 1 verfolgt wird, ist das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen. Dieser Ansatz wird international dazu verwendet, abhängig von der Eintrittshäufigkeit von Zuständen oder Ereignisabläufen Anforderungen zu formulieren. Die im Modul 1 versuchte Anwendung dieses Konzepts auf die Klassifizierung von Strukturen, Systemen und Komponenten ist noch mit vielen Fragestellungen verbunden. Die bisher im atomrechtlichen Verfahren verwendete Klassifizierung anhand der sicherheitstechnischen Bedeutung wird als sinnvoll und ausreichend erachtet. Team 1: An der Beachtung des Gestaffelten	2.1 (10)	<u>Qualität und Zuverlässigkeit aller</u> Die von den Maßnahmen und Einrichtungen des Kernkraftwerkes zu erfüllenden Anforderungen hinsichtlich Qualität und Zuverlässigkeit entsprechen ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung. Alle sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen sind hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung für die Erfüllung der sicherheitstechnischen Zielsetzungen im Gestaffelten Sicherheitskonzept klassifiziert. - In eine Klasse höchster <u>sicherheits-technischer Bedeutung</u> Anforderun-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Einrichtungen, deren Versagen zu einer nicht beherrschbaren Verletzung von Barrieren oder von Sicherheitsebenen führen und ▪ Einrichtungen der Sicherheitsebene 3, die zur wirksamen und zuverlässigen Störfallbeherrschung, einschließlich der notwendigen Hilfs- und Versorgungseinrichtungen, erforderlich sind. <p>- In weitere Klassen abgestufter Anforderungen sind eingeordnet:</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ Einrichtungen der Sicherheitsebene 2, die zur wirksamen und zuverlässigen Störfallvermeidung, einschließlich der notwendigen Hilfs- und Versorgungseinrichtungen, erforderlich sind. ▪ Einrichtungen zur <ul style="list-style-type: none"> ▪ Einhaltung festgelegter radiologischer Werte, insbesondere durch Aufrechterhaltung der erforderlichen Wirksamkeit von Barrieren sowie Rückhaltefunktionen, ▪ Sicherstellung der für den Betrieb der Anlage erforderlichen Aufgaben mit sicherheitstechnischer Bedeutung, die nicht den vorgenannten Klassen zugeordnet sind, einschließlich Überwachungsaufgaben. 			<p>Sicherheitskonzepts samt seinen Sicherheitsebenen geht kein Weg mehr vorbei, wenn man sich am Stand von Wissenschaft und Technik orientieren will. Eine Klassifizierung ohne Bezugnahmen der Sicherheitsebenen entspräche damit u. E: nicht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die in Ziffer 2.1 (10) Modul 1 formulierten Anforderungen an die Klassifizierung sind u. E. praktikabel.</p>		<p>gen-sind eingeordnet:</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ Einrichtungen, deren Versagen zu einer nicht beherrschbaren Verletzung von Barrieren oder von Sicherheitsebenen führten und ▪ Einrichtungen der Sicherheitsebene 3, die zur wirksamen und zuverlässigen Störfallbeherrschung erforderlich sind, einschließlich der notwendigen Hilfs- und Versorgungseinrichtungen, erforderlich sind. <p>- In weitere Klassen abgestufter sicherheitstechnischer Bedeutung Anforderungen-sind eingeordnet:</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ Einrichtungen der Sicherheitsebene 2, die zur wirksamen und zuverlässigen Störfallvermeidung erforderlich sind, einschließlich der notwendigen Hilfs- und Versorgungseinrichtungen, erforderlich sind. ▪ Einrichtungen zur <ul style="list-style-type: none"> ▪ Einhaltung festgelegter radiologischer Werte, insbesondere durch Aufrechterhaltung der erforderlichen Wirksamkeit von Barrieren und sowie Rückhaltefunktionen, ▪ Durchführung Sicherstellung der für den Betrieb der Anlage erforderlichen Aufgaben mit sicherheitstechnischer Bedeutung gemäß Ziffer 2.1 (3), die nicht den vorgenannten Klassen zugeordnet sind, ein-schließlich Überwachungsaufgaben.
		590	Waas, FANP	Man sollte das einmal an einem konkreten Beispiel diskutieren. Wenn Sie sagen, die		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>sicherheitstechnische Bedeutung ist durch Zuordnung nach Sicherheitsebenen definiert. Das ist ein Aspekt. Der ist aber mit Sicherheit nicht ausreichend. Es gibt in dem Punkt 2.1 (10) gewisse Betrachtungen darüber, es tauchte einmal auf, die zur Störfallbeherrschung erforderlich sind. Den Unterschied können Sie da sehen. Wenn Sie zwei Einrichtungen nehmen, die eindeutig der Sicherheitsebene 3 zugeordnet sind: das Sicherheits- Einspeisesystem und das Absaugsystem der Containment-Durchführung. Das ist in dem Punkt mein Lieblingsbeispiel. Wenn es das Sicherheits-Einspeisesystem nicht tut, dann haben Sie bei einem kleinen Leck nicht die Chance, diesen Störfall zu beherrschen. Wenn es das Absaug-System für die Durchführung des Containments nicht tut, das merken Sie noch nicht einmal in den Analysen. Also es ist offensichtlich, obwohl beides der Sicherheitsebene 3 zugeordnet und dafür vorgesehen ist, ist die sicherheitstechnische Bedeutung eine deutlich andere. Diese Überlegung ist eigentlich in diesen Anforderungen hier nicht abgebildet. Wenn einer also versucht, wirklich nach technischer Logik, festzustellen, was ist wie sicherheitstechnisch bedeutsam, dann kommt er mit diesem Regelwerk nicht klar.</p> <p>Team 1: Gemäß den in Ziffer 2.1 (10) Modul 1 formulierten Bedingungen ist eine differenzierte Klassifizierung hinsichtlich der sicherheitstechnischen Bedeutung gefordert. Diese Bedingungen erfassen auch das im Kommentar genannte Beispiel (Einrichtungen zu Einhaltung radiologischer Werte). Inwiefern hier Unklarheiten bestehen ist nicht nachvollziehbar.</p>		
		590	Rauscher, UM BW	Vorhin wurde gesagt, das die Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 diejenigen sind, die		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>zur wirksamen Störfallbeherrschung notwendig sind etc. Die in weiteren Klassen abgestufte Anforderung lese ich so: das sind die Einrichtungen der Sicherheitsebene 2, die zur wirksamen und zuverlässigen Störfallvermeidung erforderlich sind. Jetzt habe ich aber dann zwei Klassifizierungen. Ich habe einmal diese der Ebenen 1 bis 3. Und dann selektiere ich daraus noch einmal besondere Maßnahmen unter dem Gesichtspunkt ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung. Ich überblicke das jetzt nicht so richtig, aber ich habe den Eindruck hier führt es zur Verwirrung und möchte zu bedenken geben, ob der Ansatz wirklich so richtig ist.</p> <p>Team 1: Eine alleinige Klassifizierung gemäß den Sicherheitsebenen ist u. E. insofern nicht sachgerecht (siehe hierzu bspw. den vorhergehenden Kommentar). Insofern beschreibt u. E. Ziffer 2.1 (10) die Aufgabenstellung der Anforderung sachgerecht.</p>		
		590	Andrzejczak, TÜV ET BW	<p>Ich wollte nur dringend appellieren, innerhalb der Sicherheitsebenen-Gruppen, sozusagen keine Untergruppen einzuführen, denn ich erinnere mich, das ist so ähnlich wie mit der Sicherheitsklassifizierung: Entweder ein System ist in einer Sicherheitsklasse, ist einer Sicherheitsklasse zugeordnet oder es ist nicht zugeordnet. Wenn es also hier in dieses Kriterium fällt, wäre es die Frage, ob es zur Sicherheitsebene 3 gehört. Um da Klarheit zu haben, würde ich also wirklich dringend bitten, keine Untergliederung! Entweder es ist in der Sicherheitsebene oder es ist nicht in der Sicherheitsebene. Ich habe das damals mitgemacht, mit der Sicherheitsklassifizierung und ich sage Ihnen, es gibt heute noch Systeme da diskutiert man heute noch, ob diese sicherheitstechnische Bedeutung haben oder nicht. Und deswegen muss</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				hier Klarheit sein, auch für die Gutachter. Team 1: Siehe Antwort auf den vorhergehenden Kommentar. Die in der heutigen Begutachtungspraxis vorgenommene Klassifizierung differenziert sehr wohl auch innerhalb einer Ebene. Dabei geht es um unterschiedliche Aufgaben: z.B. hohe Klassifizierung hinsichtlich Integrität, geringe Klassifizierung hinsichtlich Funktionalität auf Grund der Bedeutung bei der Beherrschung von Ereignissen.		
2.1 (11)	Die Maßnahmen und Einrichtungen aller vier Sicherheitsebenen sind entsprechend den spezifizierten Anforderungen für die unterschiedlichen Betriebsphasen grundsätzlich jederzeit verfügbar. Unverfügbarkeiten sind in Abhängigkeit ihrer sicherheitstechnischen Auswirkungen befristet, die dabei einzuhaltenden Bedingungen sind spezifiziert.	474	Lauer (RSK)	Hier wird die Sicherheitsebene 4 wie die Sicherheitsebene 3 behandelt. Die Verfügbarkeit von Einrichtungen der Sicherheitsebene 4b und 4c gehört jedoch nicht zur erforderlichen Vorsorge gegen Schäden. <u>Die geforderte Spezifikation von Bedingungen für die Unverfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen sollte deshalb nicht auf Einrichtungen der Sicherheitsebenen 4b und 4c ausgeweitet werden.</u> Team 1: Dieser Kommentar ist inhaltlich identisch mit dem Kommentar 313 zu Revision 12a Ziffer 2.1 (6). Der unterstrichene Satz ist gegenüber Kommentar 313 hinzugefügt. Wie dort bereits ausgeführt, fordert nach Auffassung von Team 1 das Gestaffelte Sicherheitskonzept grundsätzlich die Verfügbarkeit aller Ebenen. In der Realisierung der Verfügbarkeitsbedingungen kann in der Praxis zwischen Sicherheitsebene 3 und 4 unterschieden werden, was sich in unterschiedlich langen zulässigen Zeiten von Unverfügbarkeiten etc. umsetzen kann.	2.1 (11)	Die <u>gemäß Ziffer 2.1 (10) klassifizierten</u> Maßnahmen und Einrichtungen aller vier Sicherheitsebenen sind entsprechend den spezifizierten Anforderungen für die unterschiedlichen Betriebsphasen grundsätzlich jederzeit verfügbar. Unverfügbarkeiten sind in Abhängigkeit ihrer sicherheitstechnischen Auswirkungen befristet, die dabei einzuhaltenden Bedingungen sind spezifiziert.
		489	Nagel (RSK AST)	Für sicherheitstechnisch nicht wichtige Einrichtungen werden Unverfügbarkeiten nicht spezifiziert. Team 1: Modul 1 stellt keine Anforderungen		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				an nicht sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen, da diese Einrichtungen hinsichtlich der Zielsetzung von Ziffer 2.1 (1) unbedeutend sind und somit nicht Gegenstand von Modul 1.		
		534	UM BW	<p>Die für den Bereich der Sicherheitsebene 1 zu stellenden Anforderungen sollten klarer auf den Bereich der sicherheitstechnisch relevanten Systeme und Komponenten beschränkt werden. Die im Entwurf hierzu enthaltenen pauschalen Ausführungen (z.B. im Kapitel 2.1 (11)) sollten diesbezüglich konkretisiert werden.</p> <p>Team 1: Das in Modul 1 formulierte Gestaffelte Sicherheitskonzept hat die in Ziffer 2.1 (1) genannte übergeordnete Zielsetzung. Sofern diese Zielsetzung durch Einrichtungen nicht betroffen ist, gelten die Anforderungen des Gestaffelten Konzepts und damit auch Ziffer 2.1 (11) nicht. Zur Abgrenzung wird der Bezug zu den klassifizierten Einrichtungen hergestellt.</p>		
		590	Waas, FANP	<p>Wenn man diesen Absatz einmal komplett liest, der da jetzt nur sehr unvollständig angesprochen ist, da sind so viele Weichmacher drin in diesem 2.1 (11). Ich habe da auch länger drüber gebrütet und gesagt: Es kommt darauf an, in welchen Umfeld der ist. Den kann man vernünftig anwenden und weniger vernünftig anwenden. Aber das eigentliche Problem ist dabei, sie dehnen es ja auf alle 4 Sicherheitsebenen aus. Das Problem ist die Sicherheitsebene 1. Was hier jetzt drin steht, wenn sie zum Beispiel für eine Einrichtung wie die Kühlturmzusatzwasser-Aufbereitung nicht verfügbar ist, müssen wir jetzt damit angefangen, Zeiträume zu spezifizieren, wie lange die außer Betrieb sein darf? Auf der Sicherheitsebene 4c, da</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>haben sie eine Hand voll Einrichtungen, um die es geht, darüber kann man ja diskutieren. Auf der Sicherheitsebene 1, da haben wir tausende von Einrichtungen. Also, da ist ein Anspruch formuliert, ich würde einmal sagen das ist genauso ein Beispiel, was ich in meinem einleitenden Vortrag gesagt habe, wo man aus der Schönheit der philosophischen und einheitlichen Formulierung etwas aufschreibt, was praktisch einfach nicht mehr vernünftig umsetzbar ist.</p> <p>Team 1: Das in Modul 1 formulierte Gestaffelte Sicherheitskonzept hat die in Ziffer 2.1 (1) genannte übergeordnete Zielsetzung. Sofern diese Zielsetzung durch Einrichtungen nicht betroffen ist, gelten die Anforderungen des Gestaffelten Konzepts und damit auch Ziffer 2.1 (11) nicht.</p>		
		590	Rubbel, NUM	<p>Es ist ja so, nach den bisherigen Konzepten, die ich angesprochen habe, dass natürlich nicht zwangsweise die in der Sicherheitsebene 1 eingeordneten, für den optimalen Betrieb der Anlage sicherlich vernünftigen Einrichtungen rund um die Uhr jederzeit verfügbar sein müssen, oder dass Nachweise dazu im Einzelnen vorliegen müssen. Weil das von dem Konzept der Anlage, um einen Beitrag für die Sicherheit dann eben anders abgeschichtet war. Das sind Grundfragen. Es ist auch so, dass nicht durchgängig alle Ebenen besetzt sind, sondern aus den Anlagenkonzeptionen heraus ganz bewusst einige Ebenen auch nicht besetzt sind.</p> <p>Team 1: Siehe hierzu Antworten zu den vorhergehenden Kommentaren.</p>		
2.1 (12)	Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 2 erfüllen die hohen Anforderungen an a) die Auslegung,	489	Nagel (RSK AST)	Hier wurde die Ebene 3 ausgelassen. Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 müssen ebenfalls die hohen Anforderungen erfüllen.	2.1 (12)	Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 32 erfüllen die hohen Anforderungen an a) die Auslegung,

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	b) die Qualität und Zuverlässigkeit sowie c) die Qualifikation (Fachkunde und Zuverlässigkeit) des Personals unter Beachtung der Anforderungen gemäß Ziffer 3.1 (1).			Team 1: Dem Kommentar wird gefolgt.		ab die Qualität und Zuverlässigkeit bei Auslegung, Fertigung, Errichtung und Betrieb sowie be die Qualifikation (Fachkunde und Zuverlässigkeit) des Personals. unter Beachtung der Anforderungen gemäß Ziffer 3.1 (1).
2.1 (13)	Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 sind gemäß den Anforderungen der Ziffer 3.1 (2) ausreichend zuverlässig ausgelegt.	502	FANP	Modul 1 Details - Durchgängigkeit 2.1 (12), 2.1 (13): Warum diese Dopplung zu 3.1?? Team 1: Dem Kommentar wird gefolgt und der Halbsatz in Ziffer 2.1 (12) sowie Ziffer 2.1 (13) komplett gestrichen.	2.1 (13)	Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 sind gemäß den Anforderungen der Ziffer 3.1 (2) ausreichend zuverlässig ausgelegt.
2.1 (14)	Zur Unterstützung des Katastrophenschutzes sind organisatorische und technische Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage vorgesehen, um die Folgen von Unfällen mit zu besorgenden oder eingetretenen Freisetzung festzustellen und ihre Auswirkungen auf Mensch und Umwelt zu verhindern oder zu beschränken. Die im Notfall zu ergreifenden Maßnahmen werden regelmäßig erprobt. Neben der behördlichen Katastrophenschutzplanung stellt der Betreiber eigene Vorsorge- und Schutzmaßnahmen auf, die in den Betriebsvorschriften der Anlage erfasst sind.	489	Nagel (RSK AST)	Änderungsvorschlag: Dieses ist m. E. kein Regelwerk für behördliche Tätigkeiten. Die behördliche Katastrophenschutzplanung sollte deshalb nicht erwähnt werden. Team 1: Die hier formulierten Anforderungen betreffen ausschließlich vom Betreiber zu erfüllende Aufgaben und nicht behördliche Tätigkeiten.	2.1 (134)	Zur Unterstützung des Katastrophenschutzes sind organisatorische und technische Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage vorgesehen, um die Folgen von Unfällen mit potenziellen zu besorgenden oder tatsächlich eingetretenen Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung festzustellen und ihre Auswirkungen auf Mensch und Umwelt so weit wie möglich zu verhindern oder zu beschränken (Sicherheitsebene 5) . Die im Notfall zu ergreifenden Maßnahmen werden regelmäßig ge erprobt. Der Betreiber wirkt Nebenbei der behördlichen Katastrophenschutzplanung mit und stellt der Betreiber eigene Vorsorge- und Schutzmaßnahmen auf, die in den Betriebsvorschriften der Anlage erfasst sind.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
		585	ESN	<p>Es sollte an dieser Stelle in Analogie zu den vorangegangenen Absätzen ein Bezug zu den Sicherheitsebenen hergestellt werden. Inhaltlich richten sich diese Aussagen eher an die Katastrophenschutzplanungen des Betreibers, Anforderungen an die Notfallschutzplanungen werden hingegen nicht dargelegt, diese sollten entsprechend ergänzt werden.</p> <p>Team 1: Den Hinweisen wird gefolgt.</p>		
		622	Noack, RWE Power	<p>Wir finden, neue Forderungen an den Betreiber zum Katastrophenschutz. Da fehlt uns auch die Begründung für diese Forderung. Die ist neu. Welche neuen Erkenntnisse legen dieser Forderung zugrunde? Ist das dann eine Änderung der Sicherheitsphilosophie?</p> <p>Team 1: Anforderungen an die Betreiber zur Unterstützung des Katastrophenschutzes bestehen gemäß § 51 und § 53 StrlSchV und sind z. B. in den „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ konkretisiert. Die Forderungen in Modul 1 gehen darüber nicht hinaus.</p>		
		622	Bandholz, RSK	<p>In 2.1(14) ist eindeutig festgelegt, dass der Betreiber eigene Schutzzwecke und Maßnahmen für diesen Fall vorzusehen hat. Insofern ist ja die Frage, ob das dann durch die Einführung von SAMGs erfüllt wird? Hier ist die grundsätzliche Anforderung, dass in den Betriebsvorschriften etwas aufgenommen werden muss und das heißt eindeutig, auch in dieser Ebene gibt es verbindliche Vorgaben für den Kernschmelzfall.</p> <p>Team 1: Ziffer 2.1 (14) formuliert Anforderungen an die Betreiber zur Unterstützung des Katastrophenschutzes, gemäß § 51 und § 53 StrlSchV. Anforderungen in Richtung</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				SAMGs (Sicherheitsebene 4c) sind hier nicht angesprochen.		
2.2	Konzept des gestaffelten Ein-schlusses der radioaktiven Inven-tare (Barrierenkonzept)				2.2	Konzept des gestaffelten Ein-schlusses der radioaktiven Inventare (Bar-rierenkonzept)
2.2 (1)	Der Einschluss der im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffe wird durch gestaffelte Barrieren sowie durch Rückhaltefunktionen sicher-gestellt. Dabei sind die Barrieren in ihrer Gesamtheit so ausgelegt und werden während der gesamten Betriebsdauer in einem solchen Zustand gehalten, dass bei den gemäß Ziffer 2.1 (3) auf den ver-schiedenen Sicherheitsebenen zu unterstellenden Ereignissen und den sich daraus ergebenden me-chanischen, thermischen, chemi-schen und durch Strahlung hervor-gerufenen Belastungen die unter Ziffer 2.4 angegebenen radiologi-schen Sicherheitsziele eingehalten werden.	489	Nagel (RSK AST)	Gemäß der Ziffer 2.1 (3) werden auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 keine Störungen oder Störfälle unterstellt, sondern diese sollen vermieden oder beherrscht werden. Die Anlagenzustände der verschiedenen Sicherheitsebenen werden in der Ziffer 2.1 (1) definiert. Ein Bezug sollte daher nicht gemäß Ziffer 2.1 (3) sondern gemäß Ziffer 2.1 (1) lauten und der Satz entsprechend umformuliert werden. Der Satz könnte dann lauten: Zustand zu halten, dass bei den gemäß Ziffer 2.1 (1) auf den verschiedenen Sicherheitsebenen zugrundezulegenden Anlagenzustände und den zu unterstellen-den mechanischen, thermischen Der 2. Satz sollte bzgl. der Rückhaltefunkti-onen erweitert werden, da auch die Rück-haltefunktionen so auszulegen sind, dass die radiologischen Sicherheitsziele ein-gehalten werden. Team 1: Kommentar wird berücksichtigt.	2.2 (1)	Der Einschluss der im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffe wird durch gestaffelte Barrieren sowie durch Rückhaltefunktionen sichergestellt. Dabei sind die Barrieren und Rückhal-tefunktionen sind insgesamt in ihrer Gesamtheit so ausgelegt und werden während der gesamten Betriebsdauer in einem solchen Zustand -gehalten, dass bei allen Ereignissen bzw. Anla-genzuständen gemäß Ziffer 2.1 (3) auf den verschiedenen Sicherheitsebenen zu unterstellenden Ereignissen und den dabei auftretenden sich daraus erge-benden mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung her-vorgerufenen Belastungen die unter Ziffer 2.4 angegebenen radiologischen Sicherheitsziele eingehalten werden.
2.2 (2)	Wenn aufgrund vorgesehener be-trieblicher Vorgänge Barrieren nicht wirksam sind, sind zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele (siehe Ziffer 2.4 (1)) andere Maß-nahmen und technische Einrichtun-gen verfügbar, die eine den jeweili-gen Bedingungen entsprechende wirksame und zuverlässige Rückhal-tefunktion sicherstellen. Dies gilt insbesondere hinsichtlich des Brennelement-Wechsels oder des	489	Nagel (RSK AST)	Der 2. Satz sollte hier gestrichen werden. Derartige Details sollten nicht im Konzept stehen. Team 1: Kommentar wird berücksichtigt.	2.2 (2)	Wenn auf g Grund geplanter vorgese-hener betrieblicher Vorgänge Barrieren nicht wirksam sind, sind zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele (siehe Ziffer 2.4 (1)) andere Maßnah-men und technische Einrichtungen verfügbar, die eine den jeweiligen Be-dingungen entsprechende wirksame und zuverlässige Rückhaltefunktion sicherstellen. Dies gilt insbesondere hinsichtlich des Brennelement-Wechsels oder des Maschinenhauses

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Maschinenhauses von SWR-Anlagen und umfasst insbesondere Maßnahmen und Einrichtungen wie: Wasservorlagen, Druckstaffelungen, Filterungen, Gebäudestrukturen.					von SWR-Anlagen und umfasst insbesondere Maßnahmen und Einrichtungen wie: Wasservorlagen, Druckstaffelungen, Filterungen, Gebäudestrukturen.
2.2 (3)	Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sind neben den erforderlichen Rückhaltefunktionen zur Erfüllung der radiologischen Sicherheitsziele zu gewährleisten:				2.2 (3)	Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sind neben den erforderlichen Rückhaltefunktionen zur Erfüllung der radiologischen Sicherheitsziele mindestens folgende Barrieren wirksam: zu gewähr- leisten:
	a) für den Einschluss des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns während der Betriebsphasen A bis C, in der Phase C bis zum Zeitpunkt des Öffnens des Sicherheitsbehälters) mindestens folgende Barrieren: 1. die Brennstabhüllrohre, abgesehen vom zulässigen Umfang betrieblich bedingter Hüllrohrschäden, 2. die druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels und 3. der Sicherheitsbehälter	502	FANP	Modul 1 Details - Erhöhung von Anforderungen? Warum wird die Brennstoffkeramik nicht aufgeführt? Spielt im Konzept zur Begrenzung von Abgaben/Freisetzungen eine wesentliche Rolle. Team 1: Siehe Antwort auf folgenden Kommentar.		a) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktorkern des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns während der Betriebsphasen A bis C, (in der Phase C bis zum Zeitpunkt des Öffnens des Sicherheitsbehälters) mindestens folgende Barrieren: 1. die Brennstabhüllrohre, abgesehen von dem zulässigen, Umfang betrieblich bedingten er Hüllrohrschäden, 2. die druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels und 3. der Sicherheitsbehälter.
		622	Waas, FANP	Die Brennstoffkeramik hat in dem Gesamtkonzept, sagen wir mal als Rückhalteeinrichtung, eine wesentliche Rolle. Das merken Sie auch in dem, was Sie dann konkret im Einzelnen formulieren. In den Bereichen, wo man damit rechnen muss, dass heißer Brennstoff vorliegt oder dass gar teilweises Schmelzen vorkommt. Da ist es klar, kann man davon nicht sehr viel Kredit nehmen. Das sind dann auch die Situationen, wo man		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>gesagt hat, da wollen wir von den metallischen Barrieren relativ viel haben. Jetzt in der Formulierung bei Ihnen, wenn der Brennstoff woanders ist, zum Beispiel im BE- Lagerbecken oder sonst wie gehandhabt wird, wo man eigentlich davon ausgehen kann, dass der Brennstoff immer kalt ist. Da hat eben die Brennstoffkeramik eine erhebliche Wirkung in der Rückhaltung und genau dieses führt dazu, dass man an diesen Stellen nicht so viel Vorsorge treffen muss. Das wird eigentlich technisch erst verständlich, wenn man diese Rückhaltefunktionen von dem Brennstoff anführt.</p> <p>Team 1: Es wäre konzeptionell u. E. nicht zielführend, die Brennstoffkeramik mit als Barriere aufzuführen, da konkrete Nachweiskriterien an die Barrieren gestellt werden sollen, solche Kriterien für die Keramik nicht ableitbar sind (Welcher Zustand der Keramik sollte denn gefordert werden?). Es wäre zudem nicht Modul 1 gerecht, alle Rückhaltefunktionen darin aufzuführen. Sicherlich hat die Keramik eine relevante Rückhaltefunktion, die im Becken zuverlässig vorhanden ist. Auf Grund dessen sollten jedoch auch im Becken nicht die „metallischen Barrieren“ aus dem Barrierenkonzept entfallen.</p>		
	b) für den Einschluss des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns während der Betriebsphasen B und E als Barriere mindestens das Brennstabhüllrohr, abgesehen vom zulässigen Umfang betrieblich bedingter Hüllrohrschäden.	502	FANP	<p>Modul 1 Details - Erhöhung von Anforderungen? Inkonsistent mit 2.2(3)a)</p> <p>Team 1: Kommentar wird berücksichtigt.</p>		b) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktorkern des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns während der Betriebsphasen C (nach dem Öffnen des Sicherheitsbehälters) bis B und E als Barriere mindestens das die Brennstabhüllrohre, abgesehen von m zulässigen, Umfang betrieblich bedingten n Hüllrohrschäden.
	c) für den Einschluss des Aktivi-	502	FANP	Modul 1 Details - Erhöhung von Anforder-		c) für den Einschluss der radioaktiven

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	tätsinventars der bestrahlten Brennelemente, die in der Anlage gehandhabt bzw. gelagert werden, während der Betriebsphasen A bis F als Barrieren das Brennstabhüllrohr, abgesehen vom zulässigen Umfang betrieblich bedingter Hüllrohrschäden, sowie der Sicherheitsbehälter. Ein nicht vorhandener Sicherheitsbehälter ist durch Rückhaltefunktionen kompensiert.			rungen? Was heißt das, wenn Brennstoff nicht bei Barrieren aufgeführt ist? Team 1: Siehe Antwort auf Kommentare zu Ziffer a).		Stoffe in s-Aktivitätsinventars der bestrahlten Brennelementen, die in der Anlage gehandhabt bzw. gelagert werden, während der Betriebsphasen A bis F als Barrieren das die Brennstabhüllrohre, abgesehen von m zulässigen, Umfang betrieblich bedingten n Hüllrohrschäden, sowie der Sicherheitsbehälter. Ist kein Ein nicht vorhandener Sicherheitsbehälter vorhanden, so ist dies durch Rückhaltefunktionen kompensiert.
		622	Noack, RWE Power	Da habe ich ein Verständnisproblem. Und zwar steht ja da, „dass der Sicherheitsbehälter eine Barriere darstellt, auch im Stillstand.“ Wenn ich das richtig lese, ein nicht vorhandener Sicherheitsbehälter ist durch Rückhaltefunktion kompensiert. Also ich muss kompensieren wenn kein Sicherheitsbehälter vorhanden ist. Ist es beabsichtigt, das Öffnen der Schleusen in der Revision, wie es jetzt Standard ist bei Druckwasserreaktoren mit Sicherheitsbehälter, nicht mehr zulasse? Und wenn ja. Warum? Team 1: Das Öffnen der Schleusen ist gemäß dieser Ziffer zulässig, sofern die radio-logischen Sicherheitsziele gewährleistet sind, unter Berücksichtigung der vorhandenen Rückhaltefunktionen. Die Formulierung zielt primär auf einen „nicht vorhandenen“ Sicherheitsbehälter als Barriere für bestrahlte BE ab, wie dies beim SWR der Fall ist.		
	Dies gilt unbeschadet der Barriere „verschlossener Transport- und Lagerbehälter“.					Dies gilt unbeschadet der Barriere „verschlossener Transport- und Lagerbehälter“.
	d) der sichere kontrollierte Einschluss des sonstigen Aktivitäts-					d) D er sichere kontrollierte Einschluss der s-sonstigen-radioaktiven

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	inventars in der Anlage in allen Betriebsphasen.					Stoffe an anderen Stellen Aktivitätsinventars in der Anlage ist in allen Betriebsphasen durch Rückhaltefunktionen gegeben.
2.2 (4)	Auf der Sicherheitsebene 3 sind neben den Rückhaltefunktionen zur Erfüllung der radiologischen Sicherheitsziele zu gewährleisten:				2.2 (4)	Auf der Sicherheitsebene 3 sind neben den Rückhaltefunktionen zur Erfüllung der radiologischen Sicherheitsziele gewährleistet:
	<p>a) für den Einschluss des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns während der Betriebsphasen A bis C (in der Phase C bis zum Zeitpunkt des Öffnens des Sicherheitsbehälters)</p> <ul style="list-style-type: none"> - bei den Ereignissen, bei denen als einleitendes Ereignis kein Versagen einer Barriere postuliert wird, alle drei Barrieren gemäß Ziffer 2.2 (3a), - bei den Störfällen mit Kühlmittelverlust der Sicherheitsbehälter und - bei Störfällen mit ereignisbedingtem Bypass des Sicherheitsbehälters die Brennstabhüllrohre. 		Team 1	Wiedereinführung des Nachweisziels „Brennstabintegrität“ bei den KMV Ereignissen <0,1 F.		<p>a) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im s-Aktivitätsinventars des Reaktorkerns während der Betriebsphasen A bis C (in der Phase C bis zum Zeitpunkt des Öffnens des Sicherheitsbehälters)</p> <ul style="list-style-type: none"> - bei den Ereignissen, bei denen als einleitendes Ereignis kein Versagen einer Barriere postuliert wird, alle drei Barrieren gemäß Ziffer 2.2 (3a), - bei den Störfällen mit Kühlmittelverlust die Brennstabhüllrohre (mit Ausnahme großer Lecks) sowie der Sicherheitsbehälter und - bei Störfällen mit ereignisbedingter Umgehung m-Bypass des Sicherheitsbehälters die Brennstabhüllrohre.
	<p>b) für den Einschluss des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns während der Betriebsphasen C (nach dem Öffnen des Sicherheitsbehälters) bis E als Barrieren mindestens das Brennstabhüllrohr, abgesehen von ggf. ereignisspezifisch postulierten Hüllrohrschäden.</p>	502	FANP	<p>Modul 1 Details - lustig „abgesehen von ggf. ereignisspezifisch postulierten Hüllrohrschäden.“: Was soll das? Das ist natürlich immer so.</p> <p>Team 1: Diese Ergänzung erfolgte in Revision A auf Antwort auf den Kommentar von FANP („Als ein Ereignis der Sicherheitsebene 3 kommt in der Betriebsphase D ein BE-Absturz in Betracht, bei dem die Einhaltung</p>		<p>b) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im s-Aktivitätsinventars des Reaktorkerns während der Betriebsphasen C (nach dem Öffnen des Sicherheitsbehälters) bis E als Barrieren mindestens die Brennstabhüllrohre (-abgesehen von ggf. ereignisspezifisch postulierten Hüllrohrschäden).</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				der Forderung nach Erhaltung der Barriere Brennstabhüllrohr nicht möglich ist.“). Die Ergänzung mag trivial sein, dient aber doch der Klarstellung und sollte daher erhalten bleiben.		
	c) bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen das Brennstabhüllrohr, abgesehen von ggf. ereignisspezifisch postulierten Hüllrohrschäden.	502	FANP	Modul 1 Details - lustig „abgesehen von ggf. ereignisspezifisch postulierten Hüllrohrschäden.“: Was soll das? Das ist natürlich immer so. Team 1: Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.		c) bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen die as -Brennstabhüllrohre (abgesehen von ggf. ereignisspezifisch postulierten Hüllrohrschäden). Ist kein Sicherheitsbehälter vorhanden, so ist dies durch Rückhaltefunktionen kompensiert.
			Team 1	Ergänzung letzter Satz gemäß K1 Kommentar der RSK zu 2.2 (3)c).		
2.2 (5)	Auf der Sicherheitsebene 4a ist für den Einschluss des Aktivitätsinventars im Reaktorkern - während der Betriebsphasen A bis C die Integrität der druckführenden Umschließung sowie ereignisabhängig entweder der Brennstabhüllrohre oder des Sicherheitsbehälters - während der Betriebsphasen D bis E die Integrität der Brennstabhüllrohre gewährleistet. Für den Einschluss des Aktivitätsinventars in den bestrahlten, gelagerten Brennelementen ist die Integrität der Brennstabhüllrohre gewährleistet.	502	FANP	Modul 1 Details - Erhöhung von Anforderungen? 2.2 (5) Auf der Sicherheitsebene 4a ist für den Einschluss des Aktivitätsinventars im Reaktorkern während der Betriebsphasen D bis E die Integrität der Brennstabhüllrohre gewährleistet. Wozu dieses Kriterium? Unverhältnismäßiger Nachweisaufwand! Bei E sind keine BE im Reaktorkern. Team 1: In der Betriebsphase E findet der Brennelementwechsel statt. Keine BE im Kern sind nur in Phase F. Das Vorhandensein zumindest einer Barriere (und bei den hier angesprochenen Fällen kann dies per Definition nur das Hüllrohr sein) muss u. E. auch für diese Phasen gegeben sein. Dies ist unabhängig vom Nachweisaufwand.	2.2 (5)	Auf der Sicherheitsebene 4a sind ist für den Einschluss der radioaktiven Stoffe s-Aktivitätsinventars im Reaktorkern - während der Betriebsphasen A bis C die Integrität der druckführenden Umschließung sowie ereignisabhängig entweder der Brennstabhüllrohre oder des Sicherheitsbehälters - während der Betriebsphasen D bis E die Integrität der Brennstabhüllrohre gewährleistet. Für den Einschluss der radioaktiven Stoffe s-Aktivitätsinventars in den bestrahlten, gelagerten Brennelementen ist die Integrität der Brennstabhüllrohre gewährleistet.
2.2 (6)	Auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c wird neben der Aufrechterhaltung von Rückhaltefunktionen hinsichtlich des Aktivitätsinventars des Reaktor-	502	FANP	Modul 1 Details - Erhöhung von Anforderungen? <i>die Integrität der Brennstabhüllrohre: Wie</i>	2.2 (6)	Auf der n Sicherheitsebenen n 4b und 4c wird <i>durch die geplanten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes</i> neben der Aufrechterhaltung von Rück-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>kerns</p> <ul style="list-style-type: none"> - bei Ereignisabläufen mit Umgehung des Sicherheitsbehälters die Integrität der Brennstabhüllrohre, - ansonsten die Funktion des Sicherheitsbehälters <p>und hinsichtlich des Aktivitätsinventars der bestrahlten gelagerten Brennelemente die Integrität der Brennstabhüllrohre angestrebt.</p>			<p>geht das bei 4c?</p> <p>Team 1: Die Anforderung wurde auf die Sicherheitsebene 4b eingegrenzt. Bei Bypass-Sequenzen ist die Integrität der Hüllrohre das Nachweisziel, das auf der Sicherheitsebene 4b angestrebt wird, da der Sicherheitsbehälter zur Rückhaltung nicht verfügbar ist.</p> <p>FANP: <i>und hinsichtlich des Aktivitätsinventars der bestrahlten gelagerten Brennelemente die Integrität der Brennstabhüllrohre angestrebt.</i> Wozu dieses Kriterium?</p> <p>Team 1: Anforderung wurde geändert. Aufgabenstellung der Sicherheitsebene 4b hinsichtlich der bestrahlten BE im BE Becken ist es u. E., die mindestens eine Barriere aufrecht zu erhalten – den Sicherheitsbehälter, wenn die BE innerhalb gelagert werden, die Brennstabhüllrohre, wenn die BE außerhalb des Sicherheitsbehälters gelagert werden. Andernfalls verbleiben nur noch Maßnahmen des Katastrophenschutzes.</p>		<p>haltefunktionen hinsichtlich des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns</p> <ul style="list-style-type: none"> - bei Ereignisabläufen mit Umgehung des Sicherheitsbehälters die Aufrechterhaltung der Integrität der Brennstabhüllrohre, - ansonsten die Aufrechterhaltung der Funktion des Sicherheitsbehälters <p>und hinsichtlich des Aktivitätsinventars der bestrahlten gelagerten Brennelemente die Integrität der Brennstabhüllrohre angestrebt.</p> <p>Für den Einschluss der radioaktiven Stoffe in bestrahlten, gelagerten Brennelementen wird auf der Sicherheitsebene 4b die Integrität mindestens einer Barriere angestrebt.</p> <p>Auf der Sicherheitsebene 4c wird durch die geplanten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes angestrebt, die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich zu erhalten.</p>
		534	UM BW	<p>Die im Kapitel 2.2 (6) erhobene Forderung nach Integrität der Brennstabhüllrohre für Ereignisse der Sicherheitsebene 4b und 4c ist in dieser Pauschalität nicht erfüllbar. Eine inhaltliche Korrektur ist erforderlich.</p> <p>Team 1: Die Anforderung wurde auf die Sicherheitsebene 4b eingegrenzt.</p>		
		622	Noack, RWE Power	<p>Und zwar führen Sie aus, dass auf der Sicherheitsebene 4c im Text, die Integrität der Brennstabhüllrohre gewährleistet werden muss. Das ist für mich ein Widerspruch in sich. Wie will ich im Kernschmelzen die Integrität der Brennstabhüllrohre (gewährleisten)?, Ich kann mal bitten, den Punkt 2.2 (6) aufzurufen. Da lesen Sie das ganz deutlich.</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>Also wie das gehen soll, erschließt sich mir nicht. Bevor es überhaupt zum Kernschmelzen kommt, bevor ich Schmelztemperaturen von Brennstoff oder Zirkonium erreiche, komme ich zu einer exothermen Zirkon-Wasser-Reaktion jenseits von 1.200 °C, die ich mit keinem Mittel mehr stoppen kann und dann ist das Hüllrohr kaputt. Eine solche Anforderung zu stellen, ist technisch unsinnig.</p> <p>Team 7: Siehe Antworten auf vorausgehende Kommentare. Anforderungen wurden geändert.</p>		
		622	Waas, FANP	<p>Bei 4c sollen jetzt noch separate Nachweise geführt werden, dass die Hüllrohre der gelagerten Brennelemente, die zwar woanders stehen, dass die nicht betroffen sind, dass die integer bleiben. Was für eine Art von Nachweisen stellen Sie sich dazu vor?</p> <p>Team 7: Siehe Antworten auf vorausgehende Kommentare. Anforderungen wurden geändert.</p>		
2.3	Konzept der Grundlegenden Sicherheitsfunktionen				2.3	Konzept der Grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele)
		489	Nagel (RSK AST)	<p>Entsprechend obigem ist der Begriff Sicherheitsfunktion im alten Regelwerk schon anders besetzt, und sollte deshalb hier nicht anders begrifflich wieder verwendet werden. Vorschlag: statt Sicherheitsfunktion der Begriff technisches Sicherheitsziel oder grundlegendes Sicherheitsziel.</p> <p>Team 1: Der Begriff „Grundlegende Sicherheitsfunktion“ wird im Folgenden ersetzt durch „Schutzziel“.</p>		
		590	Schwarz, EnKK	<p>Eine generelle Bemerkung hätte ich gerne noch zu den Diskussionen zu dem Begriff „Schutzziele“. Es scheint inzwischen ein</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>unanständiges Wort zu sein, es kommt nicht mehr vor. Ich meine, wenn man schon von dem Schutzzielkonzept weg will, dann muss man nicht gleich mit dem Begriff „Schutzziel“ so konsequent umgehen. Ich meine, da schüttet man das Kind mit dem Bade aus. Der Begriff „Schutzziel“, der ist im täglichen Leben im Kraftwerk sehr weit verbreitet. Das darf man nicht vergessen. Wenn jetzt der Begriff „Schutzziel“ im kompletten Regelwerk fehlt, dann fehlt ja irgendwo etwas, wo die Grundlage für zum Beispiel das Betriebs-handbuch da ist. Es fehlt auch die Grundlage für die Behandlung in den weiterführenden Sicherheitsebenen, denn das geht nur mit irgendwelchen Schutzzielen. Ich kann nicht ein Sicherheitsziel auf der Sicherheitsebene 3 oder Sicherheitsebene 2 in gleicher Weise wie auf Sicherheitsebene 4 und erst recht nicht auf Sicherheitsebene 4c bezeichnen. Das funktioniert aus meiner Sicht nicht. Man hat hier aus meiner Sicht die Chance vergeben über den Begriff „Schutzziel“, wie es Herr Waas schon angedeutet hat, eine vernünftige Klassifizierung herbeizuführen. Das Regelwerk selber kann ja trotzdem, auch wenn es Schutzziele gibt, in der Form, wie es jetzt angedacht ist, aussehen, aber deswegen muss man nicht auf diesen Begriff verzichten. Ich meine, das sollte noch mal gründlich überdacht werden, dass man hier mit den Begriffen Schutzziele wieder operieren kann. Insbesondere um die verschiedenen Sicherheitsstufen deutlich zu machen. Das wird die Struktur deutlich verbessern.</p> <p>Team 1: Der Begriff „Grundlegende Sicherheitsfunktion“ wird ersetzt durch „Schutzziel“.</p>		
		534	UM BW	Im Kapitel 2.3 wird das Konzept der grundlegenden Sicherheitsfunktion eingeführt. Der Begriff ist bisher in Deutschland unüblich und		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>sollte in der Begriffesammlung erläutert werden.</p> <p>Team 1: Der Begriff „Grundlegende Sicherheitsfunktion“ wird ersetzt durch „Schutzziel“ und in den Begriffsdefinitionen definiert.</p>		
		622	Bandholz (RSK)	<p>Hier stimmt die RSK im Grunde ja auch der VGB-Position zu, dass wir sagen, der Begriff „Schutzziel“ ist etabliert, wie wir auch in dem Protokoll festgehalten haben. Natürlich kann man den anders besetzen. Keine Frage. Es ist sie ein sprachlicher Begriff. Aber auch diesen Punkt sieht die RSK durchaus so, dass sie sagt: Wir sollten darüber nachdenken, ob wir diesen Begriff nicht lassen. Weil er in der Tat impliziert, dass wir viele Vorgänge eben auch gemeinsam technisch beschreiben damit. Ist vielleicht eine Anregung, über die wir noch diskutieren sollten.</p> <p>Team 1: Der Begriff „Grundlegende Sicherheitsfunktion“ wird ersetzt durch „Schutzziel“.</p>		
		622	Noack, RWE Power	<p>Der internationalen Vorgehensweise entspricht es nicht, Schutzziele mit dem Konzept der Sicherheitsebenen zu verweben. Ich bin ganz froh, dass ich auch heute in der Tasche das IAEA-Papier Safety series No 46 „Assessment of defence in-depth for NPPs“ mit habe. Da wird das Schutzzielkonzept mit dem Konzept der Sicherheitsebenen genau sehr eng verweben. Da werden für einzelne Sicherheitsebenen Sicherheitsziele „Fundamental Safety Functions“ angegeben. Wenn wir nach der internationalen Vorgehensweise vorgehen, können wir sehr wohl den Schutzziel-Begriff aufrechterhalten.</p> <p>Team 1: Der Begriff „Grundlegende Sicherheitsfunktion“ wird ersetzt durch „Schutzziel“.</p>		
2.3 (1)	Zuverlässigkeit und Wirksamkeit des Einschusses der in den Brennele-				2.3 (1)	Mit den gemäß Ziffer 2.1 (3a) vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>menten befindlichen radioaktiven Stoffe ist durch die grundlegenden Sicherheitsfunktionen</p> <ul style="list-style-type: none"> a) Kontrolle der Reaktivität, b) Kühlung der Brennelemente und c) Erhalt der Barrierenintegrität <p>entsprechend den jeweiligen Anforderungen auf den Sicherheitsebenen sichergestellt.</p>					<p>werden entsprechend den jeweiligen Anforderungen auf den Sicherheitsebenen Zuverlässigkeit und Wirksamkeit des Einschlusses der in den Brennelementen befindlichen radioaktiven Stoffe ist durch die folgenden grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele) erfüllt:</p> <ul style="list-style-type: none"> a) Kontrolle der Reaktivität, b) Kühlung der Brennelemente und c) Einschluss der radioaktiven Stoffe. Erhalt der Barrierenintegrität <p>entsprechend den jeweiligen Anforderungen auf den Sicherheitsebenen sichergestellt.</p>
2.3 (2)	<p>Auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a werden folgende Anforderungen eingehalten:</p> <p>Zur Sicherstellung der Kontrolle der Reaktivität:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Reaktivitätsänderungen sind auf als zulässig nachgewiesene Werte zu beschränken, - der Reaktorkern muss sicher abzuschalten sein und langfristig unterkritisch gehalten werden können, - die Brennelemente bei der Handhabung sowie im Lager für unbestrahlte Brennelemente und im Brennelementlagerbecken müssen stets unterkritisch sein. <p>Zur Sicherstellung der Kühlung der Brennelemente:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Kühlmittel und Wärmesenken sind stets ausreichend bereitzustellen, - der Wärmetransport vom Brenn- 	502	FANP	<p>Modul 1 Details - Durchgängigkeit</p> <p><i>Zur Sicherstellung der Kontrolle der Reaktivität: der Reaktorkern muss sicher abzuschalten sein und langfristig unterkritisch gehalten werden können:</i> vorübergehende begrenzte Rekritikalität zulässig?</p> <p>Team 1: Die Zulässigkeit einer „vorübergehenden begrenzten Rekritikalität“, somit (zumindest partiell) die Nichterfüllung des Schutzziels „Kontrolle der Reaktivität“, ist u. E. nicht von derart übergeordneter Bedeutung, als dass dieser Aspekt bei der Konzeptbeschreibung zu regeln wäre. Die Zulässigkeit einer Rekritikalität wird in den Modulen ereignisspezifisch geregelt.</p>	2.3 (2)	<p>Auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a werden folgende Anforderungen eingehalten:</p> <p>Zur Sicherstellung der Kontrolle der Reaktivität:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Reaktivitätsänderungen sind auf als zulässig bestätigte nachgewiesene Werte zu beschränkt, en, - der Reaktorkern kann muss sicher abgeschaltet abzuschalten sein und langfristig unterkritisch gehalten werden können, - die Brennelemente bei der Handhabung von Brennelementen sowie im Lager für unbestrahlte Brennelemente und im Brennelementlagerbecken ist Unterkritikalität sichergestellt. müssen stets unterkritisch sein. <p>Zur Sicherstellung der Kühlung der Brennelemente:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Kühlmittel und Wärmesenken sind stets in ausreichender Wirksamkeit

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>stoff bis zur Wärmesenke sowie</p> <ul style="list-style-type: none"> - die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken ist sicherzustellen. <p>Zur Sicherstellung der Barrierenintegrität:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Die sich auf den verschiedenen Sicherheitsebenen ergebenden mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Belastungen sind derart zu limitieren, dass die unter Ziffer 2.4 angegebenen radiologischen Sicherheitsziele eingehalten werden und die Kontrolle der Reaktivität sowie die Kühlung der Brennelemente sichergestellt sind. 					<p>bereitzustellvorhanden,</p> <ul style="list-style-type: none"> - der Wärmetransport vom Brennstoff bis zur Wärmesenke ist sicherge-stellt, sowie - die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken ist sicherge-stellt. en- <p>Zur m Sicherstellung deEinschluss der radioaktiven Stoffe: r-Barrierenintegrität:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Die sich auf den verschiedenen Sicherheitsebenen ergebenden mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Belastungen sind so be-grenzt, derart zu limitieren, dass die unter Ziffer 2.4 angegebenen radiologischen Sicherheitsziele eingehalten werden und die Kontrolle der Reaktivität sowie die Kühlung der Brennelemente sichergestellt sind.
2.3 (3)	Auf der Sicherheitsebene 4b soll die Kontrolle der Reaktivität sowie die Kühlung der Brennelemente erhalten oder wieder hergestellt werden und die Anlage in einen langfristig sicheren Zustand überführt werden. Die Integrität des Sicherheitseinschlusses oder mindestens einer Barriere soll erhalten bleiben.	585	ESN	<p>Änderungsvorschlag: Die Formulierung "mindestens eine Barriere soll erhalten bleiben" ist für die Ebene 4b unangemessen und sollte entsprechend relativiert werden.</p> <p>Team 1: Der Erhalt mindestens einer Barriere ist eine der wesentlichen Zielsetzungen der Notfallmaßnahmen der Sicherheitsebene 4b. Insofern wird diesem Vorschlag nicht gefolgt.</p>	2.3 (3)	<p>Auf der Sicherheitsebene 4b wird durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes angestrebt, soll die Kontrolle der Reaktivität sowie die Kühlung der Brennelemente zu erhalten oder wieder herzustellen t-werden und die Anlage in einen langfristig sicheren Zustand zu überführen. t-werden. Es ist das Ziel, die Integrität des Sicherheitseinschlusses oder mindestens einer anderen Barriere soll zu erhalten bleiben.</p>
2.3 (4)	Auf der Sicherheitsebene 4c soll vorrangig eine Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung erzielt werden, indem der Sicherheitseinschluss erhalten und ein langfristig kontrollierter Zustand abgesichert werden.	585	ESN	<p>Änderungsvorschlag: Die Formulierung "indem der Sicherheitseinschluss erhalten" enthält eine Forderung, die in der Sicherheitsebene 4c bei vielen möglichen Ereignisabläufen nicht einzuhalten ist.</p> <p>Team 1: Kommentar wird u. E. umgesetzt.</p>	2.3 (4)	<p>Auf der Sicherheitsebene 4c wird durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes angestrebt, die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich zu erhalten, die radioaktiven Stoffe soweit wie möglich zurückzuhalten soll vorrangig eine Begrenzung der</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
						Aktivitätsfreisetzung erzielt werden, indem der Sicherheitseinschluss erhalten und einen langfristig kontrollierbaren Zustand zu erreichen. abgesichert werden.
Hinweis	Die auf den einzelnen Sicherheitsebenen im Hinblick auf die grundlegenden Sicherheitsfunktionen jeweilig einzuhalten- den sicherheitstechnischen Nachweis- ziele und Nachweiskriterien sind für die Sicherheitsebenen 2 bis 4a in „Sicher- heitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“, für die Notfallmaßnahmen der Sicherheitsebe- nen 4b und 4c in „Sicherheitsanfor- derungen für Kernkraftwerke: Anforderun- gen an den anlageninternen Notfall- schutz“ aufgeführt.				Hinweis	Die auf den einzelnen Sicherheitsebenen im Hinblick auf die grundlegenden Sicherheits- funktionen jeweilig einzuhaltenden sicher- heitstechnischen Nachweisziele und Nach- weiskriterien sind für die Sicherheitsebenen 2 bis 4a in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewas- serreaktoren zu berücksichtigende Ereignis- se“, für die Notfallmaßnahmen der Sicher- heitsebenen 4b und 4c in „Sicherheitsanfor- derungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz“ auf- geführt.
2.4	Radiologische Sicherheitsziele				2.4	Radiologische Sicherheitsziele
2.4 (1)	<p>Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2</p> <ul style="list-style-type: none"> - wird die Strahlenexposition des Personals bei allen Tätigkeiten unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung so gering wie möglich gehalten, - wird jede Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser kon- trolliert auf den dafür vorgese- henen Ableitungspfaden erfol- gen; die Ableitungen werden ü- berwacht und nach Art und Akti- vität dokumentiert und spezifi- ziert; und - wird jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt durch Direktstrah- 	474	Lauer (RSK)	<p>Die entsprechenden Regelungen sind bereits Bestandteil der Strahlenschutzverordnung; ein zwingender Änderungs- /Regelungsbedarf - abgesehen von der dem Regelwerksentwurf zu Grunde liegenden Einteilung in verschiedene Sicherheitsebe- nen - besteht damit nicht.</p> <p>Es gibt Überlappungen und Inkonsistenzen mit der Strahlenschutzverordnung (z. B. neue StrSchV spricht keine Strahlenexposition durch Direktstrahlung mehr an) Die Formulie- rung, dass die Strahlenexposition ... „auch unterhalb der Grenzwerte der Strahlen- schutzverordnung so gering wie möglich zu halten“ ist, 'ist zumindest verwirrend, da die Strahlenschutzverordnung nicht nur Grenz- werte beinhaltet, sondern auch die Forde- rung, die Expositionen so gering wie möglich zu halten. Im Übrigen gilt dieser Grundsatz generell, so dass eine Zuordnung zu Sicher-</p>	2.4 (1)	<p>Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2</p> <ul style="list-style-type: none"> - wird die Strahlenexposition des Personals bei allen Tätigkeiten un- ter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutz- verordnung so gering wie möglich gehalten, - erfolgt wird jede Ableitung radioakti- ver Stoffe mit Luft oder Wasser kon- trolliert auf den dafür vorgesehenen Ableitungspfaden erfolgen; die Ab- leitungen werden überwacht und nach Art und Aktivität dokumentiert und spezifiziert; und - wird jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt durch Direktstrahlung aus der Anlage sowie durch die Ablei-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>lung aus der Anlage sowie durch die Ableitung radioaktiver Stoffe unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung so gering wie möglich gehalten.</p> <p>Auf der Sicherheitsebene 3</p> <ul style="list-style-type: none"> - werden bei der Planung von Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignissen, zur Minderung ihrer Auswirkungen oder zur Beseitigung ihrer Folgen für die Strahlenexposition des Personals höchstens die einschlägigen Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung zu Grunde gelegt, - werden für die Auslegung der Anlage zum Schutz der Bevölkerung vor freisetzungsbedingten Strahlenexpositionen höchstens die einschlägigen Störfallplanungswerte der Strahlenschutzverordnung zu Grunde gelegt, - erfolgt eine etwaige Freisetzung auf dafür vorgesehenen Freisetzungspfaden; die Freisetzung wird überwacht und nach Art und Aktivität dokumentiert und spezifiziert; und - werden die radiologischen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten. <p>Auf der Sicherheitsebene 4</p> <ul style="list-style-type: none"> - werden bei der Planung von 			<p>heitsebenen nicht notwendig ist.</p> <p>Team 1: Dieser Kommentar ist inhaltlich identisch mit dem Kommentar 313 zu Revision 12a zu dieser Ziffer. Wie dort bereits ausgeführt, soll mit Ziffer 2.4 (1) die Einordnung der Anforderungen der StrlSchV in das in Modul 1 dargestellte Gestaffelte Sicherheitskonzept erfolgen. Änderungen des gültigen Regelwerks sind damit nicht verbunden. Durch die in Revision A vorgenommenen Änderungen am Text ist der Kommentar (2. Absatz) u. E. berücksichtigt.</p>		<p>tung radioaktiver Stoffe unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung so gering wie möglich gehalten.</p> <p>Auf der Sicherheitsebene 3</p> <ul style="list-style-type: none"> - werden bei der Planung von Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignissen, zur Minderung ihrer Auswirkungen oder zur Beseitigung ihrer Folgen für die Strahlenexposition des Personals höchstens die einschlägigen Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung zu Grunde gelegt, - werden für die Auslegung der Anlage zum Schutz der Bevölkerung vor freisetzungsbedingten Strahlenexpositionen höchstens die einschlägigen Störfallplanungswerte der Strahlenschutzverordnung zu Grunde gelegt, - erfolgt eine etwaige Freisetzung auf dafür vorgesehenen analysierten Freisetzungspfaden; die Freisetzung wird überwacht und nach Art und Aktivität dokumentiert und spezifiziert; und - werden die radiologischen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten. <p>Auf der Sicherheitsebene 4</p> <ul style="list-style-type: none"> - werden bei der Planung von Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignissen der Sicherheitsebene 4a sowie bei der Planung von Tätigkeiten

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignissen und Ereignisabläufen, zur Minderung ihrer Auswirkungen oder zur Beseitigung ihrer Folgen für die voraussichtliche Strahlenexposition des Personals die einschlägigen Vorgaben der Strahlenschutzverordnung zu Grunde gelegt,</p> <ul style="list-style-type: none"> - wird die Überwachung von Freisetzen radioaktiver Stoffe nach Art und Aktivität sichergestellt und - werden radiologische Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten. 					<p>im Rahmen von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Ereignissen und Ereignisabläufen, zur Minderung ihrer Auswirkungen oder zur Beseitigung ihrer Folgen für die voraussichtliche Strahlenexposition des Personals die einschlägigen Vorgaben der Strahlenschutzverordnung zu Grunde gelegt,</p> <ul style="list-style-type: none"> - wird die Überwachung von Freisetzen radioaktiver Stoffe aus der Anlage nach Art und Aktivität sichergestellt und - werden radiologische Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich gehalten.
		502	FANP	<p>Modul 1 Details - Erhöhung von Anforderungen? 2.4 (1) <i>so gering wie möglich</i>: international: ALARA <i>nur auf dafür vorgesehenen Freisetzungspfaden</i>: Sind Leckagen über Undichtigkeiten im RHAG nach Erdbeben vorgesehene Freisetzungspfade? Sicherheitsebene 4: <i>die einschlägigen Vorgaben der Strahlenschutzverordnung</i>: Vorgaben Strahlenschutzverordnung für Sicherheitsebene 4? Team 1: siehe Antwort auf nachfolgende Kommentare.</p>		
		622	Waas, FANP	<p>Da steht auf einmal bei den radiologischen Zielen: „erfolgt eine etwaige Freisetzung nur auf dafür vorgesehenen Freisetzungspfaden“. Was ist damit eigentlich gemeint?. Was wir bisher hatten, auf der Sicherheitsebene 3,</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>dann gehört zum Beispiel auch das Erdbeben dazu. Da wird in den radiologischen Rechnungen ausgewiesenen oder untersucht, dass es bei dem Hilfsanlagegebäude, wo man zwar eine Lüftungsabschluss hat, dass es aber dort Undichtigkeiten gibt. Das wird ja auch durch die Störfallberechnungsgrundlagen vorgegebenen. Dort wird über bodennahe Freisetzung eine Dosis ausgerechnet. Bei diesen Undichtigkeiten kann man aber mit Sicherheit nicht von vorgesehenen Freisetzungspfaden reden. Also da wird jetzt eine Anforderung gestellt, die dazu führen würde, wir müssen um das Hilfsanlagegebäude noch einmal einen Sicherheitsbehälter machen.</p> <p>Team 9: Die Anforderung ist in dem Sinne zu verstehen, dass es bei Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 keine Unkenntnis über mögliche Freisetzungspfade geben darf, da zur Störfallplanung für alle Ereignisse die Pfade im Voraus definiert (= vorgesehen) sein müssen. „Vorgesehen“ (in der Analyse des Ereignisses) sind damit auch die im Kommentar genannten Undichtigkeiten. Zur Klarstellung wird diese Formulierung verwendet.</p>		
		622	Noack, RWE Power	<p>Planung, Sicherheitsebene 4, Dosis von Personal im Fall von Kernschmelzen (4c). Wie stellen Sie sich das denn vor? Auch welcher Basis denn? Unabhängig von der juristischen Zulässigkeit und von der technischen Möglichkeit. Wie stellen Sie sich das vor? Wie soll das gehen? Wer kann Ihnen denn sagen, welche Aktivitäten man im Sicherheitsbehälter haben wird, im Falle eines Kernschmelzens? Wie sich die Schmelze verteilen wird, wenn der RDB versagt? Ich sehe da technische Unzulänglichkeiten. Ich sehe gar nicht, wie das möglich sein soll. Ich</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>finde, das sollte man auch deutlich machen, dass sich diese Forderung auf Fälle beschränkt, wo das mit einfachen plausiblen Mitteln möglich ist. Denn hier implizieren Sie etwas, wieder im Aufsichts- und Genehmigungsverfahren, was wir so, unabhängig von der rechtlichen Irrelevanz, von der rechtlichen Wertigkeit, wo ich immer noch ein großes Fragezeichen sehe oder wo ich gar sehe, die ist nicht gegeben. Auch von der technischen Machbarkeit wird hier etwas impliziert, was ich dann im Aufsichtsverfahren ausfechten muss. Also mir wäre es schon lieb, wenn das hier klar, dieser einfache Ansatz klar dargestellt würde.</p> <p>Team 9: Für die Planung von Tätigkeiten ist eine Dosisabschätzung auch auf der Sicherheitsebene 4 erforderlich. Das Gleiche gilt für die Gewährleistung der Strahlenschutzüberwachung für das Personal. Dass die Planungsmöglichkeiten bei Ereignissen der Sicherheitsebene 4 eingeschränkt sind, ist unbestritten. Dies darf aber u. E. nicht dazu führen, den radiologischen Arbeitsschutz im Rahmen der Planungen des anlageninternen Notfallschutzes außer Acht zu lassen.</p>		
		622	Rubbel, NUM	<p>Ich habe jetzt zu diesen im Entwurf vorliegenden Ausführungen die Frage, welche konkrete Rechtsvorschrift soll hier hinsichtlich der radiologischen Ziele der Sicherheitsebene 4 konkretisiert werden? Haben Sie hier vor, den Rechtsrahmen gegebenenfalls anzupassen, damit man die untergesetzliche Konkretisierung vornehmen kann? Oder können Sie sich andere Möglichkeiten vorstellen, die letztendlich die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder in die Lage versetzen, dieser Anforderung und diese Ziele, die ja gegenüber den gesetzlichen Rahmen weitergehende Dinge</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>hier zulassen und ermöglichen würden, zu folgen? Wir haben ja die Planungswerte, die Störfallplanungswerte und hier steht jetzt ein darüber hinausgehender Rahmen zur Disposition. Ich weiß nicht wie das im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren von uns gehandhabt werden soll. Wir kommen da in den Bereich, der durch das Gesetz, für mich erkennbar, zur Zeit nicht abgedeckt ist.</p> <p>Team 9: Die Anforderungen an den Strahlenschutz auf der Sicherheitsebene 4 gründen sich auf das Sicherheitsebenenübergreifende Gebot zur Dosisreduzierung gemäß § 6 StrlSchV.</p>		
2.4 (2)	<p>Alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen eines Kernkraftwerkes werden so ausgelegt, in einem solchen Zustand gehalten und so gegen Einwirkungen geschützt, dass sie ihre zur Einhaltung der Anforderungen gemäß Ziffer 2.4 (1) benötigten sicherheitstechnischen Aufgaben erfüllen.</p> <p>Alle Einrichtungen eines Kernkraftwerkes, die radioaktive Stoffe enthalten oder enthalten können, sind so beschaffen, angeordnet und abgeschirmt, dass bezüglich der Strahlenexposition von Personen bei allen auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 erforderlichen Tätigkeiten sowie bei der Planung von Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignissen und Ereignisabläufen der Sicherheitsebenen 3 und 4 zur Minderung ihrer Auswirkungen oder zur Beseitigung ihrer Folgen die einschlägigen Anforderungen gemäß Ziffer 2.4 (1) erfüllt werden.</p>	489	Nagel (RSK AST)	<p>Der 1. Absatz von 2.4 (2) ist m. E. kein radiologisches Sicherheitsziel sondern eine übergreifende technische Anforderung an die Auslegung und Prüfbarkeit der technischen Einrichtungen. Deshalb m. E. besser im Kap. 3.1.</p> <p>Team 1: Ausgehend von den BMI Sicherheitskriterien (2.3 und 2.4) dient dieser Absatz der Verknüpfung mit den Anforderungen an die technischen Einrichtungen (siehe auch Antwort auf Kommentar 522 zu dieser Ziffer). Allerdings kann der letzte Absatz entfallen, da in Ziffer 3.1 (1)c) bereits geregelt.</p>	2.4 (2)	<p>Alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen eines Kernkraftwerkes werden so ausgelegt, in einem solchen Zustand gehalten und so gegen Einwirkungen geschützt, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben zur Einhaltung der Anforderungen gemäß Ziffer 2.4 (1) benötigten sicherheitstechnischen Aufgaben erfüllen.</p> <p>Alle Einrichtungen eines Kernkraftwerkes, die radioaktive Stoffe enthalten oder enthalten können, sind so beschaffen, angeordnet und abgeschirmt, dass bezüglich der Strahlenexposition von Personen bei allen auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 erforderlichen Tätigkeiten sowie bei der Planung von Tätigkeiten zur Beherrschung von Ereignissen und Ereignissen der Sicherheitsebenen 3 und 4a sowie im Rahmen von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes abläufen der Sicherheitsebenen 3 und 4, zur Minderung ihrer Auswirkungen oder zur</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Die Einrichtungen sind instandhaltungsfreundlich beschaffen und angeordnet.					Beseitigung ihrer Folgen die einschlägigen Anforderungen gemäß Ziffer 2.4 (1) erfüllt werden. Die Einrichtungen sind instandhaltungsfreundlich beschaffen und angeordnet.
		502	FANP	Modul 1 Details – Durchgängigkeit: Sollen die Anforderungen an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen über radiologische Sicherheitsziele definiert werden? Team 1: Ziffer 2.4 (2) formuliert, dass die (einschlägigen) Einrichtungen ihre Aufgaben hinsichtlich der Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele erfüllen. Weitergehende Interpretation hierzu sind u. E: nicht erforderlich.		
		622	Waas, FANP	Da steht: „alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen eines Kernkraftwerks werden so ausgelegt und so weiter, dass sie ihre zur Einhaltung der Anforderungen gemäß 2.4 (1.2) benötigten sicherheitstechnischen Aufgaben erfüllen“. In 2.4.1 stehen radiologische Sicherheitsziele. Das hat mich etwas gewundert, das wir jetzt eine extrem schutzzielorientierte Bewertung vorfinden. Team 9: Die Anforderungen gemäß Ziffer 2.4 (1) und 2.4 (2) umfassen zusammen inhaltlich die Sicherheitskriterien 2.3 und 2.4, die ihrerseits die im Kommentar angesprochene Vorgehensweise fordern.		
3.	Übergreifende technische Anforderungen				3.	Übergreifende technische Anforderungen
3.1	Generelle Anforderungen	502	FANP	Modul 1 Details - Durchgängigkeit Struktur 3.1 Sicherheitsebene 1-3/Anforderungen an Einrichtungen, Komponenten etc. > 3.1(1) Qualität Einrichtungen/Personal > 3.1(2) Fehlerverzeihende Merkmale	3.1	Generelle Anforderungen

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<ul style="list-style-type: none"> > 3.1(3) EF-Konzept (rudimentär) > 3.1(4) Qualität Einrichtungen > 3.1(5) WKP > 3.1(6) Ausnahmen zur WKP (3! Absätze) > 3.1(7) Ausfallpostulate/Ergänzung EF-Konzept Sicherheitsebene 4 <ul style="list-style-type: none"> > 3.1(8) Einrichtungen 4a > 3.1(9) Einrichtungen 4b/c > 3.1(10) Rettungswege > 3.1(11) BHB/PHB 3.1(12) Notfallstrategien Team 1: In Revision B werden Optimierungen (aus unserer Sicht) an der Struktur vorgenommen.		
3.1 (1)	Auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 werden bezüglich aller Betriebsphasen sicherheitsfördernde Auslegungs-, Fertigungs- und Betriebsgrundsätze angewendet. Insbesondere sind verwirklicht:	585	ESN	Ergänzungsvorschlag: Es fehlt ein Hinweis auf die geforderte eindeutige Benennung sowie Kennzeichnung von Gebäuden, Anlagenteilen, Komponenten und Bauteilen. Team 1: Die „Benennung“ bzw. „Kennzeichnung“ ist u. E. kein an dieser Stelle zu nennender Grundsatz. Die u. E. weitergehende Anforderung nach Klassifizierung (siehe Ziffer 2.1 (10)) deckt die „Benennung“ bzw. „Kennzeichnung“ u. E. mit ab.	3.1 (24)	Auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 werden bezüglich aller Betriebsphasen sicherheitsfördernde Auslegungs-, Fertigungs- und Betriebsgrundsätze angewendet. Insbesondere sind verwirklicht:
	a) sicherheitstechnisch begründete Sicherheitszuschläge bei der Auslegung der Komponenten; geringe Abweichungen von den Auslegungswerten führen zu keiner sicherheitstechnisch bedeutenden Änderung des Anlagenzustands;	474	Lauer (RSK)	Die Formulierung ist zwar gegenüber dem ursprünglichen Text geändert, fordert jedoch immer noch implizit die Quantifizierung von Sicherheitszuschlägen. Die Nachweisführung erfolgte bisher in der Weise, dass durch die Wahl von Anfangs- bzw. Randbedingungen und Zusatzannahmen die Konservativität des Analyseergebnisses sichergestellt wurde. Die Quantifizierung des Grades der Konservativität bzw. der Sicherheitszuschläge war bisher keine Anforderung des Regelwerkes an die Nachweisführung. Diese Vorgehensweise hat sich nicht zuletzt deshalb etabliert, da der quanti-		a) sicherheitstechnisch begründete Sicherheitszuschläge bei der Auslegung der Komponenten; geringe Abweichungen von den Auslegungswerten führen zu keiner sicherheitstechnisch bedeutenden Änderung des Anlagenzustands; hierbei können anerkannte Regeln und Standards angewendet werden; Anwendung finden;

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>tative Nachweis von Sicherheitszuschlägen in vielen Fällen praktisch nicht möglich ist. Die Einführung zusätzlicher Sicherheitszuschläge ist außerdem nicht schlüssig, da durch Nachweise die Einhaltung von im Regelwerk genannten Akzeptanzkriterien gezeigt werden soll. Die Einhaltung zusätzlicher Sicherheitszuschläge müssten nur nachgewiesen werden, wenn die Akzeptanzkriterien des Regelwerks nicht akzeptabel wären.</p> <p>Team 1: Gegenüber der Formulierung in den BMI Sicherheitskriterien („Berücksichtigung ausreichender Sicherheitszuschläge bei der Auslegung der Systeme und Anlageteile“) werden Sicherheitszuschläge gefordert, die sicherheitstechnisch zu begründen sind. Diese Anforderung ist u. E. sachgerecht und zielführend. Eine Quantifizierung von Zuschlägen mag dabei hilfreich sein oder ggf. auch erforderlich, ist allerdings nicht generell gefordert, auch nicht ein „quantitativer Nachweis von Sicherheitszuschlägen“. Es werden gegenüber den Anforderungen des bestehenden Regelwerks (BMI Sicherheitskriterien) keine „zusätzlichen“ Sicherheitszuschläge gefordert. Der Auslegungsgrundsatz „Berücksichtigung von Sicherheitszuschlägen“ ist u. E. nicht bereits dadurch erfüllt, dass die ansonsten im Regelwerk geforderte Einhaltung der Nachweiskriterien nachgewiesen ist.</p>		
		585	ESN	<p>Änderungsvorschlag: Die Formulierung "geringe Abweichungen von den Auslegungswerten führen zu keiner sicherheitstechnisch bedeutsamen Änderung des Anlagenzustandes" ist missverständlich. Soll es heißen, dass Systeme so zu konstruieren sind, dass geringfügige Abweichungen keine sicherheitstechnische Relevanz haben oder</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				bedeutet die Formulierung, dass per se aus geringen Abweichungen keine bedeutsamen Abweichungen resultieren können? Hier sollte eine entsprechende Konkretisierung erfolgen. Team 1: Der Satz wird gestrichen (siehe auch Diskussion der RSK hierzu am 10.11.2005).		
		489	Nagel (RSK AST)	Es ist nicht erkennbar, warum hier mit den „anerkannte Regeln und Standards“ die niedrigsten Anforderungen der Hierarchie „Stand von Wissenschaft und Technik, Stand der Technik und anerkannte Regeln der Technik“ Anwendung finden sollen. Team 1: Bei der sicherheitstechnischen Begründung der Sicherheitszuschläge können u. E. anerkannte Regeln und Standards herangezogen werden.		
	b) Verwendung geeigneter Werkstoffe,		Team 1	Ergänzung gemäß: Safety of Nuclear Power Plants: Design Requirement, IAEA NS-R-1, Vienna 2000 (Ziffern 1.8, 3.6, 6.40).		b) Verwendung geeigneter Werkstoffe sowie betriebsbewährter oder ausreichend geprüfter Einrichtungen,
	c) Instandhaltungsfreundlichkeit von Einrichtungen unter besonderer Berücksichtigung der Strahlenexposition des Personals,					c) Instandhaltungsfreundliche Gestaltung keit von Einrichtungen unter besonderer Berücksichtigung der Strahlenexposition des Personals,
	d) ergonomische Maßnahmen an den Arbeitsplätzen,					d) ergonomische Maßnahmen an den Arbeitsplätzen,
	e) Sicherstellung und Erhalt der Qualitätsmerkmale bei Fertigung, Errichtung und Betrieb,					e) Sicherstellung und Erhalt der Qualitätsmerkmale bei Fertigung, Errichtung und Betrieb,
	f) Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen in dem sicherheitstechnisch notwendigen					f) Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen in dem sicherheitstechnisch notwendigen Umfang,

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Umfang					
	g) zuverlässige Überwachung der in den jeweiligen Betriebsphasen relevanten Betriebszustände, einschließlich der Alterung);					g) zuverlässige Überwachung der in den jeweiligen Betriebsphasen relevanten Betriebszustände, einschließlich der Alterung,;
	h) Aufstellung eines Überwachungskonzepts mit Überwachungseinrichtungen zur Erkennung betriebsbedingter Schäden.					h) Aufstellung eines Überwachungskonzepts mit Überwachungseinrichtungen zur Erkennung betriebsbedingter Schäden,; i) Aufzeichnung, Auswertung und sicherheitsbezogene Verwertung von Betriebserfahrungen.
3.1 (2)	Auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (Sicherheitseinrichtungen) werden folgende Grundsätze angewendet:				3.1 (32)	Auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (Sicherheitseinrichtungen) werden zusätzlich zu Ziffer 3.1 (2) folgende Grundsätze angewendet:
	a) Redundanz,					a) Redundanz,
	b) Diversität,					b) Diversität,
	c) Entmaschung von redundanten Teilsystemen, soweit dieser sicherheitstechnische Vorteile nicht entgegenstehen,	622	Waas, FANP	Auf dem Prinzip der Entmaschung generell zu bestehen, dient eben nicht der Optimierung der Sicherheitstechnik. Es gibt bestimmte, in vielen Bereichen gültige Gründe, warum man Entmaschung machen soll und da ist es sicherheitstechnisch vorteilhaft. Aber eben nicht in allen Fällen. Um dieses deutlich zu machen, dass man dort, wenn man pauschal etwas fordert, man technisch nachdenken oder den Einzelfall betrachten muss, gab es Begriffe, wie „soweit sinnvoll“ oder „möglich“ oder so etwas. Es ist klar, wenn man sich nicht um die technischen Hintergründe kümmern will, dann stören einen solche Begriffe immer, weil es dann natürlich komplizierter wird. Um die sicherheitstechnische Zielsetzungen optimal zu erfüllen sind solche		c) Entmaschung von redundanten Teilsystemen, soweit dies nicht mit er -sicherheitstechnischen Nachteilen verbunden ist, Vorteile nicht entgegenstehen,

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				differenzierenden Ausdrücke aus unserer Sicht wichtig. Team 1: Die in den BMI Sicherheitskriterien verwendete Formulierung lautet „weitgehende Entmaschung“. Die in Modul 1 verwendete Formulierung erfasst die im Kommentar angesprochene Problematik u. E. deutlich besser, da deutlich wird, dass eine fallweise Prüfung vorzunehmen ist.		
	d) räumliche Trennung redundanter Teilsysteme;					d) räumliche Trennung redundanter Teilsysteme;
	e) sicherheitsgerichtetes Systemverhalten bei Fehlfunktion von Teilsystemen oder Anlagenteilen;					e) sicherheitsgerichtetes Systemverhalten bei Fehlfunktion von Teilsystemen oder Anlagenteilen;
	f) Bevorzugung passiver gegenüber aktiver Sicherheitseinrichtungen;					f) Bevorzugung passiver gegenüber aktiver Sicherheitseinrichtungen;
	g) Bevorzugung von Prinzipien der inhärent sicheren Auslegung;					g) Bevorzugung von Prinzipien der inhärent sicheren Auslegung;
		Team 1:		Aufnahme der Anforderungen an die Hilfs- und Versorgungssysteme gemäß Ziffer 3.1 (5) Modul 1 Rev. B in Anlehnung an die Formulierung der RSK LL in die Grundsätze von Ziffer 3.1 (3).		h) die Hilfssysteme und die Hilfsmedienversorgung der Sicherheitseinrichtungen sind so zuverlässig ausgelegt, dass sie die Nichtverfügbarkeit der zu versorgenden Einrichtungen nicht bestimmen;
	h) Automatisierung (von Hand auszulösende Maßnahmen finden in der Störfallanalyse grundsätzlich nicht vor Ablauf von 30 Minuten Berücksichtigung).					ih) Automatisierung (von Hand auszulösende Einrichtungen Maßnahmen werden finden in der Störfallanalyse grundsätzlich nicht vor Ablauf von 30 Minuten Berücksichtigung).
3.1 (3)	Sicherheitseinrichtungen sind so redundant und entmascht, dass im	502	FANP	Modul 1 Details - Erhöhung von Anforderungen?	3.1 (43)	Sicherheitseinrichtungen bzw. von diesen zu erfüllende Sicherheitsfunktio-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>Anforderungsfall ein unterstellter Einzelfehler in der Sicherheitseinrichtung beherrscht wird.</p> <p>Sofern gemäß den genehmigten Betriebsvorschriften betriebsbegleitende Instandhaltungsarbeiten an einer Redundanz mit damit einhergehender Unverfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen zulässig sind, wird zusätzlich zum Einzelfehler grundsätzlich unterstellt, dass eine Redundanz der von solchen Arbeiten betroffenen Sicherheitseinrichtung zum Zeitpunkt des Anforderungsfalles nicht verfügbar ist.</p>			<p>EF ist nicht für Einzeleinrichtungen, sondern auf Sicherheitsfunktionen anzuwenden. Außerdem gehört das EF-Konzept vollständig hierher und nicht in Modul 10, nicht zuletzt, um Inkonsistenzen zu vermeiden.</p> <p>Team 1: Gemäß Interpretation zum Einzelfehlerkonzepts (EFK) handelt es sich „beim Einzelfehler um einen Fehler, der in den Sicherheitseinrichtungen im betrachteten Anforderungsfall“ unterstellt wird (siehe auch in den Begriffsdefinitionen). Da jedoch richtigerweise die Sicherheitsfunktion „einzelfehlerfest“ sein soll, wird hier eine Ergänzung vorgenommen.</p> <p>Eine vollständige Darstellung des EFK in Modul 1 ist u. E. nicht passend. Inkonsistenzen sind auch bei einer abgestuften Darstellung vermeidbar.</p>		<p>nen sind so redundant und entmascht, dass im Anforderungsfall ein zufälliger Ausfall unterstellter Einzelfehler in der Sicherheitseinrichtung (Einzelfehler) unter Berücksichtigung der Besonderheiten von aktiven und passiven Einrichtungen sowie unterschiedlicher Betriebsphasen und Betriebszustände beherrscht wird (Einzelfehlerkonzept).</p> <p>Sofern gemäß den genehmigten Betriebsvorschriften betriebsbegleitende Instandhaltungsarbeiten an einer Redundanz mit damit einhergehender Unverfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen zulässig sind, wird zusätzlich zum Einzelfehler grundsätzlich unterstellt, dass eine Redundanz der von solchen Arbeiten betroffenen Sicherheitseinrichtung zum Zeitpunkt der Anforderungsfalles nicht verfügbar ist.</p>
3.1 (4a)	<p>Die Qualität aller Einrichtungen eines Kernkraftwerkes, einschließlich der Bauwerke, entspricht ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung. Bei Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile werden Grundsätze und Verfahren angewendet, die entsprechend den besonderen sicherheitstechnischen Erfordernissen der Kerntechnik dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Bei Anwendung von anerkannten Regeln der Technik sind diese im Einzelfall darauf überprüft, ob sie dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.</p>		Team 1	<p>Gestrichener Satz ist durch Ziffer 2.1 (10) erfasst.</p>	3.1 (14a)	<p>Die Qualität aller Einrichtungen eines Kernkraftwerkes, einschließlich der Bauwerke, entspricht ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung. Bei Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile werden Grundsätze und Verfahren angewendet, die entsprechend den besonderen sicherheitstechnischen Erfordernissen der Kerntechnik dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Bei Anwendung von anerkannten Regeln der Technik sind diese im Einzelfall darauf hin überprüft, ob sie dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
3.1 (4b)	<p>Die sicherheitstechnischen Aufgaben aller Einrichtungen sind klar definiert und dokumentiert. Entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung sind für alle Einrichtungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung Auslegungsvorschriften, Werkstoffvorschriften, Bauvorschriften und Prüfvorschriften sowie Betriebsvorschriften und Instandhaltungsvorschriften vorgehalten bzw. aufgestellt und angewendet.</p> <p>In den Prüfvorschriften sind Vorprüfung, Werkstoffprüfungen, Bauprüfungen, Druckprüfungen, Abnahmeprüfungen und Funktionsprüfungen sowie regelmäßig wiederkehrende Prüfungen im Einzelnen festgelegt.</p> <p>Die Einhaltung dieser Vorschriften wird im Rahmen eines Qualitätsgewährleistungsprogramms überwacht. Das Ergebnis der Qualitätsüberwachung mit den Ergebnissen der Prüfungen wird dokumentiert.</p> <p>Die zur Beurteilung der Qualität notwendigen Unterlagen über Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfungen sowie Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen sind während der gesamten Betriebsdauer der Anlage verfügbar.</p>		Team 1	Wird nach Abschnitt 8 verlagert, da eher eine Anforderung an die Dokumentation.	3.1 (4b)	<p>Die sicherheitstechnischen Aufgaben aller Einrichtungen sind klar definiert und dokumentiert. Entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung sind für alle Einrichtungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung Auslegungsvorschriften, Werkstoffvorschriften, Bauvorschriften und Prüfvorschriften sowie Betriebsvorschriften und Instandhaltungsvorschriften vorgehalten bzw. aufgestellt und angewendet.</p> <p>In den Prüfvorschriften sind Vorprüfung, Werkstoffprüfungen, Bauprüfungen, Druckprüfungen, Abnahmeprüfungen und Funktionsprüfungen sowie regelmäßig wiederkehrende Prüfungen im Einzelnen festgelegt.</p> <p>Die Einhaltung dieser Vorschriften wird im Rahmen eines Qualitätsgewährleistungsprogramms überwacht. Das Ergebnis der Qualitätsüberwachung mit den Ergebnissen der Prüfungen wird dokumentiert. Die zur Beurteilung der Qualität notwendigen Unterlagen über Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfungen sowie Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen sind während der gesamten Betriebsdauer der Anlage verfügbar.</p>
3.1 (5)	Alle Einrichtungen sind so beschaffen und angeordnet, dass sie entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung und Aufgabe vor ihrer Inbetriebnahme und danach in regelmäßigen Zeitabständen in hinreichendem Umfang im Hinblick	489	Nagel (RSK AST)	<p>Hier können doch nicht alle Einrichtungen sondern nur die Einrichtungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung gemeint sein.</p> <p>Team 1: Anforderung entstammt BMI Kriterium 2.2. Der Kommentar wird umgesetzt, da präzisierend.</p>	3.1 (105)	<p>Alle sicherheitsrelevanten Einrichtungen sind so beschaffen und angeordnet, dass sie entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung und Aufgabe vor ihrer Inbetriebnahme und danach in regelmäßigen Zeitabständen in hinreichendem Umfang geprüft und</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	auf die Feststellung des spezifikationsgerechten Zustands und die Erkennung sich anbahnender Abweichungen von prüfbar Qualitätsmerkmalen geprüft und gewartet werden können.					gewartet werden können, um den im Hinblick auf die Feststellung des spezifikationsgerechten Zustand feststellen s und die Erkennung sich anbahnender Abweichungen von prüfbar Qualitätsmerkmalen erkennen zu geprüft und gewartet werden können.
3.1 (6a)	Nicht in dem für die Erkennung etwaiger Mängel an Einrichtungen nach dem Stand der Technik erforderlichen Umfang durchführbare regelmäßig wiederkehrende Prüfungen sind nur in Ausnahmefällen zulässig, wie z.B. <ul style="list-style-type: none"> - wenn eine Prüfaussage von vergleichbaren Stellen herangezogen werden kann und die Prüfung bei der Herstellung keine Befunde ergeben hat oder - bei vorwiegend ruhender Beanspruchung und wirksamen Schutzmaßnahmen gegen Einflüsse von Korrosion und Alterung. 	502	FANP	Modul 1 Details - Durchgängigkeit Lesbarkeit? Interpretation der drei Absätze? Scheint ein sehr anlagenspezifisches Thema zu betreffen. Detaillierungsgrad Modul 1? Direkte Formulierung statt „von hinten durch die Brust ins Auge“ kürzer? Team 1: Anforderungen stammen aus BMI Kriterium 2.2 und sollten u. E. trotz des relativ hohen Detaillierungsgrades auch in Modul 1 platziert bleiben. Es wird eine sprachliche Anpassung vorgenommen.	3.1 (106a)	Wenn an Einrichtungen regelmäßig wiederkehrende Prüfungen nach dem Stand der Technik nicht in dem für die Erkennung etwaiger Mängel erforderlichen Umfang durchgeführt werden können, Nicht in dem für die Erkennung etwaiger Mängel an Einrichtungen nach dem Stand der Technik erforderlichen Umfang durchführbare regelmäßig wiederkehrende Prüfungen sind nur dies in Ausnahmefällen zulässig, wie z.B. <ul style="list-style-type: none"> - wenn eine Prüfaussage von vergleichbaren Stellen herangezogen werden kann und die Prüfung bei der Herstellung keine Befunde ergeben hat oder - bei vorwiegend ruhender Beanspruchung und wirksamen Schutzmaßnahmen gegen Einflüsse von Korrosion und Alterung.
3.1 (6b)	Im Falle einer solchen eingeschränkten Prüfbarkeit werden für die Beherrschung möglicher Folgen aus diesen Mängeln solche Maßnahmen und Einrichtungen getroffen, dass auch bei den unter diesen Umständen in Betracht zu ziehenden Ereignissen die Einhaltung der jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien gewährleistet ist.				3.1 (106b)	Im Falle einer solchen eingeschränkten Prüfbarkeit werden für die Beherrschung möglicher Folgen aus diesem Mangel Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen getroffen, dass auch bei den unter diesen Umständen in Betracht zu ziehenden Ereignissen die Einhaltung der jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien sichergestellt gewährleistet ist.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
3.1 (6c)	Kombinationen von störfallauslösenden Ereignissen auf Grund eingeschränkter Prüfbarkeit mit sonstigen störfallauslösenden Ereignissen oder gemeinsame Ausfälle von gleichartigen und gleichartig belasteten Einrichtungen mit eingeschränkter Prüfbarkeit werden unterstellt, sofern nicht nachgewiesen ist, dass durch in Ziffer 3.1 (6b) genannte Maßnahmen sicherheitstechnisch bedeutsame Zustands- und Funktionsbeeinträchtigungen ausgeschlossen sind.	622	Waas, FANP	<p>Es gibt hier in den BMI-Sicherheitskriterien oder auch in den Interpretationen dazu mehrfach Aussagen zu dem Thema Kombination. Ich erinnere an das Sicherheitskriterium 2.6, wo gesagt wird, was da zu unterstellen ist. Das ist auch unter dem Aspekt der Eintrittswahrscheinlichkeit zu bewerten. Das ist natürlich richtig, dass da keine quantitative Vorgabe gemacht wird, aber es wird eben ganz klar in dem bisherigen Regelwerk angesprochen oder vorgegeben, welche Aspekte in einer Überlegung oder Bewertung einzubeziehen sind. Soll das jetzt entfallen? Aber das würde bedeuten, dass, wie in der Praxis häufig der Fall war, bestimmte Kombinationen, ich sage jetzt einmal eine Hausnummer, die liegen nur zwei Stunden vor. Das spielte dann besonders eine Rolle bei seltenen, sehr seltenen Ereignissen wie ein Flugzeugabsturz oder so etwas. Das gesagt wurde, wenn eine bestimmte Kombination nur zwei Stunden vorliegt, dann brauche ich gerade bei seltenen auslösenden Ereignissen nicht eine Überlagerung zu unterstellen. Das ist also ganz klar eine Wahrscheinlichkeitsaussage. Hier würde jetzt drin stehen: man muss das überlagern, wenn man nicht nachweisen kann, dass diese eingeschränkte Prüfbarkeit oder was auch immer das ist, wenn man nicht nachweisen kann, dass die Funktionsbeeinträchtigung ausgeschlossen ist. Also, das ist inhaltlich eine Veränderung. Da sind zum Beispiel auch die ganzen Reparaturzeitregelungen betroffen.</p> <p>Team 1: Dem Kommentar wird gefolgt. Es wird allerdings die diesbezügliche Formulierung aus Ziffer 7.2 (2) wortgleich übernommen.</p>	3.1 (106c)	<p>Kombinationen von störfallauslösenden Ereignissen auf Grund eingeschränkter Prüfbarkeit mit sonstigen störfallauslösenden Ereignissen oder gemeinsame Ausfälle von gleichartigen und gleichartig belasteten Einrichtungen mit eingeschränkter Prüfbarkeit werden unterstellt, sofern nicht bestätigt nachgewiesen ist,</p> <ul style="list-style-type: none"> - dass durch in Ziffer 3.1 (106b) genannte Maßnahmen sicherheitstechnisch bedeutsame Zustands- und Funktionsbeeinträchtigungen ausgeschlossen sind, oder, - dass ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen oder nach dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht unterstellt werden muss.
3.1 (7)	Die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen	502	FANP	Modul 1 Details - Durchgängigkeit Dort stehen nur Bruchstücke vom EF- Kon-	3.1 (57)	Die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	der Sicherheitsebene 3, einschließlich der Hilfs- und Versorgungssysteme, ist bei Anforderung auch bei ggf. zusätzlichen störfallbedingten Folgeausfällen, bei gleichzeitigem bzw. zeitlich versetztem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung sowie bei den Ausfallannahmen gemäß dem Einzelfehlerkonzept nach Ziffer 3.1 (3) sichergestellt.			zept. Team 1: Eine vollständige Darstellung des EFK in Modul 1 ist u. E. nicht passend. In Modul 1 wird die übergeordnete Anforderung „Einzelfehlerfestigkeit unter Berücksichtigung der Instandhaltung“ eingeführt. Es spricht u. E. nichts dagegen, weitere Details in Modul 10 aufzuführen. Ergänzung des 1. Spiegelstrichs, da der Aspekt der „Störfallfestigkeit“ auch in Modul 1 eingeführt werden soll.		Sicherheitsebene 3, einschließlich der Hilfs- und Versorgungssysteme, ist bei Anforderung auch sichergestellt - bei allen bei den Ereignisabläufen zu unterstellenden Bedingungen, - bei ggf. zusätzlichen störfallbedingten Folgeausfällen, - bei gleichzeitigem oder bzw. zeitlich versetztem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung sowie - bei den Ausfä all annahmen gemäß dem Einzelfehlerkonzept nach Ziffer 3.1 (43). sichergestellt.
		622	Noack, RWE Power	Warum jetzt der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung zeitlich versetzt angenommen wird, das war in der bisherigen Praxis auch nicht üblich. Könnten Sie dazu noch etwas sagen? Team 1: Zielsetzung der Formulierung ist es, ereignisbedingt möglicherweise auftretende zeitliche Verzögerungen im Ausfall der Eigenbedarfsversorgung zu erfassen. Dies kann z. B. nach Eintritt eines KMV-Störfalls zu „schärferen“ Anforderungen führen als der gleichzeitige Ausfall (ggf. für die Notstromversorgung bzgl. der Anforderungen an das Zuschaltprogramm, aber noch wichtiger für die zeitlichen Einsatzbedingungen der Notkühlpumpen). Eine entsprechende Anforderung war auch schon im bestehenden Regelwerk enthalten.		
			Team 1	Ergänzungen zur Frage des Zusammenwirkens des Postulats „Ausfall der 1. Reaktorschutz- bzw. RESA-Anregung“ mit dem Einzelfehlerkonzept.	3.1 (6)	Bei der Analyse von Ereignissen der Sicherheitsebene 3 wird grundsätzlich die Nichtberücksichtigung der ersten Anregung des Reaktorschutzsystems bzw. der ersten Anregung der Reaktorschnellabschaltung unterstellt, sofern nicht aus physikalisch-technischen Gründen nur ein Anregekriterium verfügbar ist.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
						Bei unterstellter Nichtberücksichtigung der ersten Anregung wird das gleichzeitige Auftreten eines Einzelfehlers gemäß Ziffer 3.1 (4) an aktiven Systemteilen unterstellt, nicht jedoch bei gleichzeitigem Instandhaltungsfall.
			Team 1	Verlagerung und Verallgemeinerung der Ziffer 3.2 (7d) an diese Stelle.	3.1 (7)	In Betriebsphasen außerhalb der Betriebsphasen A und B, in denen Teile der Sicherheitseinrichtungen planungsgemäß nicht verfügbar sind, ist die zuverlässige und wirksame Beherrschung für die in diesen Phasen zu unterstellenden Ereignisse unter diesen Bedingungen gewährleistet.
3.1 (8)	<p>Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a erfüllen folgende Anforderungen:</p> <p>a) sicherheitstechnisch nachteilige Auswirkungen auf Maßnahmen und Einrichtungen vorgelagerter Sicherheitsebenen sind ausgeschlossen;</p> <p>b) bei Notstandsfällen: Gewährleistung einer verfahrenstechnischen Autarkie des Notstandssystems im Hinblick auf alle Kühl- und Betriebsmittel, die notwendig sind, um die Anlage in einen sicheren Zustand zu bringen und darin zu halten, mindestens für 10 Stunden;</p> <p>c) bei Notstandsfällen: Automatisierung (von Hand auszulösende Notstandsmaßnahmen finden in der Ereignisanalyse nicht vor Ablauf von 30 Minuten Berücksichtigung).</p>	502	FANP	<p>Modul 1 Details - Durchgängigkeit Notstandssystem: Definierter Begriff?</p> <p>c) bei Notstandsfällen: Automatisierung (von Hand auszulösende Notstandsmaßnahmen finden in der Ereignisanalyse nicht vor Ablauf von 30 Minuten Berücksichtigung). Dies ist unüblich.</p> <p>Team 1: Einheitlich wird anstelle von Notstandssystem in Revision B „Notstandseinrichtungen“ verwendet (Definition: siehe Begriffsdefinitionen).</p> <p>Ziffer c) wird gestrichen (siehe hierzu jedoch die Umsetzung der Anforderung der RSK-LL, 19.1(8) zum „Flugzeugabsturz“ in Modul 10, Ziffer 1.1.1.4 (2)).</p>	3.1 (8)	<p>Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a erfüllen folgende Anforderungen:</p> <p>a) sicherheitstechnisch nachteilige Auswirkungen auf Maßnahmen und Einrichtungen der vorgelagerten Sicherheitsebenen 1 bis 3 sind ausgeschlossen;</p> <p>b) bei Notstandsfällen ist die Gewährleistung einer verfahrenstechnischen Autarkie der Notstandseinrichtungensystems im Hinblick auf alle Kühl- und Betriebsmittel, die notwendig sind, um die Anlage in einen sicheren Zustand zu bringen und darin in einem sicheren Zustand zu halten, mindestens für 10 Stunden sichergestellt.;</p> <p>e) bei Notstandsfällen: Automatisierung (von Hand auszulösende Notstandsmaßnahmen finden in der Ereignisanalyse nicht vor Ablauf von 30 Minuten Berücksichtigung).</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
		585	ESN	<p>Änderungsvorschlag: Zu 3.1 (8) c) Die Vorgabe, dass bei Notstandsfällen Maßnahmen nicht vor Abaluf von 30 Minuten Berücksichtigung finden, steht im diametralen Widerspruch zu der im Abschnitt b) enthaltenen Forderung nach einer 10 h-Autarkie und ist insofern zu streichen.</p> <p>Team 1: Ziffer c) wird gestrichen im Hinblick auf eine Generalisierung des 30-Minuten Kriteriums für die Automatisierung bei Notstandsfällen. Entsprechend den Anforderungen von Modul 10 gilt dieses Kriterium aber weiter für die Beherrschung von Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle. Der Widerspruch im Kommentar wird von uns nicht so gesehen, da die 10h Autarkie sich auf die Schutzbedürftigkeit der technischen Einrichtungen und die Bereitstellung mit Medien (u. a. Speisewasser, Dieseltreibstoff) bezieht und die 30 Minuten auf die Verfügbarkeit von Personen für Handlungen (z. B. von der Notsteuerstelle aus).</p>		
3.1 (9)	<p>Die Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes sind wirksam und mit dem vorhandenen Sicherheitskonzept verträglich.</p> <p>Sie richten sich an dem Potential der von der Anlagentechnik gegebenen Möglichkeiten aus.</p>		Team 1	Angleichung an Formulierungen in Modul 7.	3.1 (9)	<p>Die Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes sind bei allen bei ihrer Planung zu Grunde gelegten Ereignisabläufen und Phänomenen wirksam und mit dem vorhandenen Sicherheitskonzept verträglich.</p> <p>Die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Sie richten sich aus an den dem Potential der von der Anlagentechnik gegebenen Möglichkeiten aus.</p>
3.1 (10)	Das Kernkraftwerk besitzt einfache, deutlich und dauerhaft gekennzeichnete und ausfallsicher beleuchtete Flucht- und Rettungswege. Es sind geeignete Alarmeinrichtungen und Kommunikationsmittel vorhanden, durch die allen in der Anlage	585	ESN	<p>Änderungsvorschlag: Die hier definierten Anforderungen stehen hinter dem derzeitigen Stand der Technik zurück. So ist es nicht abdeckend, nur für eine zentrale Stelle ausreichende Kommunikations- und Alarmierungseinrichtungen zu fordern. Insbesondere in den Ebenen 4a/ b/c sind zusätzlich zur</p>	3.1 (10)	Das Kernkraftwerk besitzt einfache, deutlich und dauerhaft gekennzeichnete und ausfallsicher beleuchtete Flucht- und Rettungswege. Es sind geeignete Alarmeinrichtungen und Kommunikationsmittel vorhanden, durch die allen in der Anlage anwesenden Personen von

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	anwesenden Personen von mindestens einer zentralen Stelle aus Anweisungen für das Verhalten bei Störfällen gegeben werden können. Die für die Sicherheit auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 erforderliche Kommunikation innerhalb des Kernkraftwerkes und nach außerhalb ist jederzeit gewährleistet.			Warte auch für die Not- /bzw. Teilsteuereinrichtung und die Ausweichstelle entsprechende Anforderungen zu stellen. Team 1: Anforderung wird nach Modul 10 verlagert.		mindestens einer zentralen Stelle aus Anweisungen für das Verhalten bei Störfällen gegeben werden können. Die für die Sicherheit auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 erforderliche Kommunikation innerhalb des Kernkraftwerkes und nach außerhalb ist jederzeit gewährleistet.
3.1.(11)	Für den sicheren Betrieb einer Anlage sind schriftliche Anweisungen erstellt, a) in denen die für die Sicherheitsebenen 1 bis 4 erforderlichen Grenzwerte und Bedingungen, technischen Handlungen und Anweisungen sowie organisatorischen Abläufe vorgeschrieben werden, b) in denen die erforderlichen wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen festgelegt sind.	585	ESN	Änderungsvorschlag: Zu 3.1 (11) / (12) Die Zuordnung dieser Anstriche zum Punkt "technische Anforderungen" ist unklar, da es sich doch um typische administrative Forderungen handelt. Team 1: Dem Kommentar wird gefolgt und die Anforderung nach Abschnitt 8 Ziffer (4) Rev. B verlagert.	3.1.(11)	Für den sicheren Betrieb einer Anlage sind schriftliche Anweisungen erstellt, a) in denen die für die Sicherheitsebenen 1 bis 4 erforderlichen Grenzwerte und Bedingungen, technischen Handlungen und Anweisungen sowie organisatorischen Abläufe vorgeschrieben werden, b) in denen die erforderlichen wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen festgelegt sind.
		622	Noack, RWE Power	Ich habe da nach wie vor meine oft geäußerten Zweifel bezüglich der Erkenntnisunsicherheiten auf der Sicherheitsebene 4c. Können Sie an Beispielen darlegen, welche Grenzwerte und Bedingungen Sie sich dafür einen Kernschmelzfall vorstellen? An Hand welcher Kriterien Sie die festlegen würden? Da bleiben sehr viele offene Fragen für mich. Ich wüsste nicht, wie man das in der Sicherheitsebene 4c handhaben sollte. Team 7: Für den Fall des Eintretens von Anlagenzuständen der Sicherheitsebene 4c sollen Notfallstrategien, Notfallprozeduren und Handlungsempfehlungen erstellt sein.		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				Kriterien für die Entscheidung zwischen Notfallmaßnahmen/Notfallprozeduren oder Handlungsempfehlungen sind darin festzulegen. (Begriffsdefinitionen siehe Modul 7, Revision B). Allerdings werden die Ebenen 4b und 4c in dieser Ziffer gestrichen, da hierbei nicht mehr vom „sicheren Betrieb“ gesprochen werden kann. Die entsprechenden Regelungen sind in Modul 7 aufgeführt.		
		622	Micklinghoff, VGB	Wenn das in dem Sinne zu verstehen wäre, soweit möglich, Kriterien oder Bedingungen hinzuschreiben für die Sicherheitsebene 4b und 4c, dann ist das sicher vernünftig. Aber es darf nicht herauskommen, dass man jetzt Grenzwerte festschreibt und wenn die überschritten werden, dann stimmt irgend etwas nicht. Es ist ja ganz bewusst zum Beispiel nicht vorgesehen, wenigstens kenne ich das bisher nicht, in der Strahlenschutzverordnung radiologische Grenzwerte für den Bereich der Sicherheitsebene 4 festzulegen. Da gibt es Ziele oder Prinzipien aber keine Grenzwerte. Team 7: Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.		
		622	Waas, FANP	Würden Sie einen Unterschied machen zwischen Notfallstrategien auf der Sicherheits-ebene 4b und der Sicherheitsebene 4c? So wie das jetzt angesetzt wird, haben wir all-mählich ein Problem für das Personal. Wir haben also das Betriebshandbuch ereignis-orientiert, schutzzielorientiert. Dann kriegen wir Notfallmaßnahmen und Notfallstrategien auf der Sicherheitsebene 4b. Und jetzt kriegen wir noch zusätzlich Notfallstrategien auf der Sicherheitsebene 4c. Da kann man nur sagen, hoffentlich weiß das Personal hinter-her, in welcher Ebene es ist, damit sie das richtige Buch aufschlagen müssen. Zwischen der Sicherheitsebene 4b und 4c findet ei-gentlich ein gleitender Übergang statt. Ich		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>kenne das nicht bei allen Anlagen, aber da wo ich es kenne, ist auch das, was für die Ebene 4b geschrieben ist, für den Krisenstab. Grundsätzlich ist erst einmal der Schichtleiter, dann der Leiter des Krisenstabs bis ein anderer, der diese Funktion erfüllt, da ist.</p> <p>Team 7: Die Begriffsdefinitionen und die damit zusammenhängende Struktur des anlageninternen Notfallschutzes sowie Festlegungen zu Zuständigkeiten wurden auf der Grundlage der diesbezüglichen Kommentierung der RSK zu Modul 7 überarbeitet. Demnach sind Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen (vormals „Notfallstrategien“ in Revision A) auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c vorgesehen. Weiter Ausführungen siehe Modul 7.</p>		
		622	Rubbel, NUM	<p>Nur eine Frage: können Sie sich für die Sicherheitsebene 1 auch irgendeine einschränkende Präzisierung vorstellen? Wir haben das gestern schon debattiert. Das ist doch zum großen Teil von der Bedeutung für die Sicherheit doch letztendlich noch einmal wieder einzugrenzen. Vieles sind betriebliche Systeme, da gibt es natürlich alles Mögliche, aber wir sind bei der Konkretisierung der Anforderungen an die Schadensvorsorge.</p> <p>Team 1: Modul 1 gilt insgesamt nur für sicherheitstechnisch relevante, im Sinne von Ziffer 2.1 (1), Maßnahmen und Einrichtungen. Eine entsprechende Ergänzung wird vorgenommen (siehe in Abschnitt 8, Ziffer 8 (4)).</p>		
3.1 (12)	Auf der Sicherheitsebene 4c sind zusätzlich Notfallstrategien zur Unterstützung des anlageninternen Krisenstabs zur Verfügung gestellt, in denen die Einsatzmöglichkeiten von verfügbaren Maßnahmen und		Team 1	Inhalte sind in Modul 7 geregelt.	3.1 (12)	Auf der Sicherheitsebene 4c sind zusätzlich Notfallstrategien zur Unterstützung des anlageninternen Krisenstabs zur Verfügung gestellt, in denen die Einsatzmöglichkeiten von verfügbaren Maßnahmen und Einrichtungen zur

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Einrichtungen zur Schadensbegrenzung bei Unfällen mit schweren Kernschäden und zur Überführung der Anlage in einen langfristig kontrollierbaren Zustand dargestellt sind.					Schadensbegrenzung bei Unfällen mit schweren Kernschäden und zur Überführung der Anlage in einen langfristig kontrollierbaren Zustand dargestellt sind.
3.2	Leittechnik	593	Bandholz, RSK	Sie haben darauf hingewiesen, das ist die Schnittstelle zwischen zwei Teams, ich würde sagen, das ist zwischen vier Teams eine Schnittstelle. Aber fangen wir mit Modul 1 mal an, da steht unabhängig von den ganzen Definitionen aus Modul 5, wird hier noch das Wort „Reaktorschutzsystem“ usw. verwendet, was sicherlich im weiteren Prozesses angeglichen wird an die Terminologie. Team 5: Der Begriff Reaktorschutz wird in den Modulen (Revision B) synonym verwendet mit der Definition „Leittechnische Einrichtungen für Leittechnik-Funktionen der Kategorie A“.	3.2	Leittechnik
3.2 (1)	Im Kernkraftwerk sind betriebliche Steuer- und Regeleinrichtungen der Sicherheitsebene 1 vorgesehen, die so ausgelegt und betrieben werden, dass auch ohne Inanspruchnahme der Einrichtungen der Sicherheitsebene 2 ein möglichst störungsfreier Betrieb der Anlage gewährleistet ist.				3.2 (1)	Das im Kernkraftwerk ist mit sind betrieblichen Steuer- und Regeleinrichtungen mit Funktionen auf der Sicherheitsebene 1 ausgerüstet, vorgesehen , die so ausgelegt sind und betrieben werden, dass auch ohne Inanspruchnahme von der Einrichtungen der Sicherheitsebene 2 ein möglichst störungsfreier Betrieb der Anlage gewährleistet ist.
3.2 (2)	Im Kernkraftwerk sind in der Sicherheitsebene 2 leittechnische Einrichtungen vorgesehen, die geeignet sind, eine Anforderung an die Schutzaktionen der Sicherheitsebene 3 zu vermeiden.				3.2 (2)	Das im Kernkraftwerk ist mit sind leittechnischen Einrichtungen mit Funktionen auf in der Sicherheitsebene 2 leittechnische Einrichtungen vorgesehen ausgerüstet, die geeignet sind, bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 eine Anforderung an die Schutzaktionen der Sicherheitsebene 3 zu vermei-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
						den.
3.2 (3)	<p>Das Kernkraftwerk hat Überwachungs- und Meldeeinrichtungen, die auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a jederzeit einen ausreichenden Überblick über den sicherheitsrelevanten Zustand der Anlage und die ablaufenden relevanten Prozesse ermöglichen und alle sicherheitstechnisch wichtigen Betriebsparameter registrieren können.</p> <p>Es sind Gefahrenmeldeeinrichtungen vorhanden, die Veränderungen des Betriebszustandes, aus denen sich eine Verminderung der Sicherheit ergeben könnte, so frühzeitig anzeigen, dass die Einhaltung der jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele gewährleistet werden kann.</p>				3.2 (43)	<p>Das Kernkraftwerk hat Überwachungs- und Meldeeinrichtungen, die auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a jederzeit einen ausreichenden Überblick über den sicherheitsrelevanten Zustand der Anlage und die ablaufenden relevanten Prozesse ermöglichen und alle sicherheitstechnisch wichtigen Betriebsparameter registrieren können.</p> <p>Es sind Gefahrenmeldeeinrichtungen vorhanden, die Veränderungen des Betriebszustandes, aus denen sich eine Verminderung der Sicherheit ergeben könnte, so frühzeitig anzeigen, dass die Einhaltung der jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele gewährleistet werden kann.</p>
3.2 (4)	<p>Das Kernkraftwerk hat eine Störfallinstrumentierung, die bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 3 und 4</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefert, um die erforderlichen Schutzmaßnahmen für Personal und Anlage bzw. Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ergreifen und ihre Wirksamkeit feststellen zu können, 2. Hinweise auf den Verlauf des Ereignisses gibt und seine Dokumentation ermöglicht, 3. eine Abschätzung der Auswir- 				3.2 (54)	<p>Das Kernkraftwerk hat eine Störfallinstrumentierung, die bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 3 und 4</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefert, um die erforderlichen Schutzmaßnahmen für Personal und Anlage bzw. die geplanten Notfallmaßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ergreifen und ihre Wirksamkeit feststellen zu können, 2. Hinweise auf den Verlauf des Ereignisablaufes gibt und die seine Dokumentation des Ereignisses ermöglicht, 3. eine Abschätzung der Auswirkun-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	kungen auf die Umgebung gestattet.					gen auf die Umgebung gestattet.
3.2 (5)	Auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c dürfen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Vorrang vor konkurrierenden Aktionen des Reaktorschutzes und vor Verriegelungen haben. Eingriffe in den Reaktorschutz sind daher erlaubt, wenn Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dies erfordern.	593	Bandholz, RSK	Hier steht zum Beispiel, dass auf der Sicherheitsebene 4c Eingriffe in den Reaktorschutz erlaubt sind und die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutz Vorrang vor dem Reaktorschutz haben. Wenn Sie dann versuchen, ihren Textvorschlag in die Systematik einer solchen Leittechnikfunktion der Kategorie A einzufügen, also, dass eine Kategorie A im Normalbetrieb von der Wertigkeit her eine Kategorie A Notfallschutz unterliegt, also von ihr dominiert wird, da tut man sich sehr schwer, Ihre Prozessvariablen einzuordnen. Insofern würde ich sagen, sollte man sich die Weiterführung dieses Textvorschlags auf der Ebene 4b und 4c noch einmal gut überlegen. Zumal es auf der Ebene 4c, wie wir im Modul 7 festgestellt haben, dann auch keine Maßnahmen mehr gibt. Team 5: Diese Ziffer stellt keine Anforderung an die Auslegung der Leittechnik dar, sondern erlaubt bei der Planung von Notfallmaßnahmen Eingriffe in die Leittechnik. Eine unterschiedliche Wertigkeit der Einrichtungen ist daraus nicht abzuleiten. Siehe hierzu auch Modul 7 Ziffer 3.1 (9) Revision B.	3.2 (6 5)	Auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c dürfen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Vorrang vor konkurrierenden Aktionen der vorgelagerten Sicherheitsebenen des Reaktorschutzes und vor Verriegelungen haben. Eingriffe in Einrichtungen, die auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a Leittechnikfunktionen ausführen, den Reaktorschutz sind daher erlaubt, wenn Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dies erfordern.
3.2 (6)	Die leittechnischen Einrichtungen, die im Rahmen von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes verwendet werden sollen, sind so ausgelegt, dass sie ihre geplanten Leittechnikfunktionen unter den sich für die jeweilige Leittechnikfunktion aus der Ereignisablaufanalyse ergebenden Umgebungsbedingungen mit ausreichender Zuverlässigkeit erfüllen können.	593	Bandholz, RSK	Wenn Sie das Modul 1 vergleichen, da ist eindeutig gesagt, dass diese Funktionalitäten, die in Modul 5 beschrieben sind, für die Umgebungsbedingungen auszulegen sind, die sich aus der Analyse ergeben. Wir verbinden nämlich die Anforderungen an die Leittechnik Kategorie A mit der Ebene 4c, fordern eine hohe Zuverlässigkeit und das im Rahmen der zugrunde liegenden Umgebungsbedingungen. Da sage ich einfach nur, da häuft man zu viele Forderungen aufeinander. Diese Funktionalitäten kann man so	3.2 (6)	Die leittechnischen Einrichtungen, die im Rahmen von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes verwendet werden sollen, sind so ausgelegt, dass sie ihre geplanten Leittechnikfunktionen unter den sich für die jeweilige Leittechnikfunktion aus der Ereignisablaufanalyse ergebenden Umgebungsbedingungen mit ausreichender Zuverlässigkeit erfüllen können.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>nicht erbringen. In 3.2 (6) / M1 steht, dass die Umgebungsbedingungen zusätzlich erfüllt werden können. Also die einzelnen Anforderungen sind durchaus schlüssig und nachvollziehbar, nur wenn Sie sie übereinander falten, kommen Sie dahin, dass Sie eine diversitäre Anregung 3-kanalig in Kategorie A Auslegung für den Fall Kernschmelze bräuchten.</p> <p>Team 1: Die Anforderungen an die Leittechnikfunktionen für die vorgeplanten Notfallmaßnahmen auf der Sicherheitsebene 4b bzw. 4c sind in Modul 5 (Rev. B) 3.4 formuliert. Ziffer 3.2 (6) wird in Modul 1 gestrichen.</p>		
3.2 (7)	Das Kernkraftwerk ist mit einem zuverlässigen Reaktorschutzsystem (Leittechnikfunktion der Sicherheitsebene 3) ausgerüstet, das bei Erreichen festgelegter Ansprechwerte Schutzaktionen auslöst.	Team 5		<p>Texte wurden in die neue Ziffer 3.2 (3) verschoben und die Begriffe wurden mit Modul 5 abgestimmt.</p>	3.2 (3 7)	Das Kernkraftwerk ist mit einem -zuverlässigen leittechnischen Einrichtungen mit Funktionen auf der Sicherheitsebene 3 ausgerüstet (Reaktorschutzsystem), deren -(Leittechnikfunktionen -der Sicherheitsebene 3)- ausgerüstet, das bei Erreichen festgelegter Ansprechwerte Schutzaktionen auslöst.
3.2 (7a)	<p>Das Reaktorschutzsystem ist zuverlässig nach folgenden Grundsätzen ausgelegt:</p> <ul style="list-style-type: none"> - redundante Auslegung von Komponenten, Baugruppen und Untersystemen, - räumlich getrennte Installation entsprechend dem Wirkungsbereich möglicher versagensauslösender Ereignisse, - Diversität, - selbsttätige Überwachung auf einen Ausfall hin, - Anpassung der Komponenten an die möglichen Umgebungsbe- 				3.2 (7a)	<p>Diese Einrichtungen sind Das Reaktorschutzsystem ist zuverlässig nach folgenden Grundsätzen ausgelegt:</p> <ul style="list-style-type: none"> - redundante Auslegung von Komponenten, Baugruppen und UnterTeilsystemen, - räumlich getrennte Installation entsprechend dem Wirkungsbereich möglicher versagensauslösender Ereignisse, - Diversität, - selbsttätige Überwachung auf einen Ausfall hin, - Anpassung der Komponenten an die möglichen Umgebungsbedin-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>dingungen,</p> <ul style="list-style-type: none"> - einfache Struktur der Software, - Begrenzung des Funktionsumfangs auf das sicherheitstechnisch notwendige Maß. 					<p>ungen,</p> <ul style="list-style-type: none"> - einfache Struktur der Software, - Begrenzung des Funktionsumfangs auf das sicherheitstechnisch notwendige Maß, - Einsatz fehlervermeidender, fehlerentdeckender und fehlerbehebender Maßnahmen und Einrichtungen.
3.2 (7b)	<p>Das Reaktorschutzsystem ist so ausgelegt, dass Schutzaktionen grundsätzlich automatisch ausgeführt werden. Nur wenn gewährleistet ist, dass vom Zeitpunkt des Erkennens eines zu einem Störfall führenden Ereignisablaufes bis Auslösung der zur Beherrschung notwendigen Schutzaktion eine ausreichend große Zeitspanne (Richtzeit 30 Minuten) für die Entscheidungsfindung und für die Durchführung der Schutzaktion durch das Personal zur Verfügung steht, dürfen notwendige Schutzaktionen auch von Hand ausgelöst werden.</p>	599	UM BW	<p>Die Auslegungsanforderung muss so formuliert sein, dass über 30 Minuten nach Störfalleintritt keine Handmaßnahmen erforderlich sind. Eine Art „Verbot“ von Handmaßnahmen, wie es hier formuliert ist, ist nicht sicherheitsgerichtet.</p> <p>Team 1: Hier geht es um die Auslegungsanforderung für die leittechnischen Einrichtungen für die Funktionen der Kategorie A. Die entsprechende Anforderung im Modul 5 berücksichtigt sinngemäß den Kommentar. Die Anforderung wird im Modul 1 gestrichen, weil gleicher Sachstand im Modul 5 detaillierter und präziser formuliert ist und dem im Kommentar genannten Aspekt Rechnung trägt.</p>	3.2 (7b)	<p>Das Reaktorschutzsystem ist so ausgelegt, dass Schutzaktionen grundsätzlich automatisch ausgeführt werden. Nur wenn gewährleistet ist, dass vom Zeitpunkt des Erkennens eines zu einem Störfall führenden Ereignisablaufes bis Auslösung der zur Beherrschung notwendigen Schutzaktion eine ausreichend große Zeitspanne (Richtzeit 30 Minuten) für die Entscheidungsfindung und für die Durchführung der Schutzaktion durch das Personal zur Verfügung steht, dürfen notwendige Schutzaktionen auch von Hand ausgelöst werden.</p>
3.2 (7c)	<p>Die Reaktorschnellabschaltung kann jederzeit von Hand ausgelöst werden.</p>		Team 5	<p>Text wird inhaltlich nach Modul 5 verlagert und im Modul 1 gestrichen (Modul 5 Teil 1 Abs. 3.2 (15): Die Reaktorschnellabschaltung kann jederzeit von Hand ausgelöst werden.</p>	3.2 (7c)	<p>Die Reaktorschnellabschaltung kann jederzeit von Hand ausgelöst werden.</p>
3.2 (7d)	<p>In Betriebsphasen außerhalb der Betriebsphasen A und B, in denen Teile der Sicherheitsleittechnik planungsgemäß nicht verfügbar sind, ist die zuverlässige und wirksame Störfallbeherrschung für die in diesen Phasen zu unterstellenden</p>		Team 1 Team 5	<p>Anforderung gilt nicht nur für Leittechnik und ist daher in Abschnitt 3.1, dort Ziffer 3.1 (7) verlagert und verallgemeinert worden.</p> <p>Verlagerung nach Modul 5 sowie Begriffsanpassung, da der Begriff „Sicherheitsleittechnik“ nicht mehr verwendet wird (Text Modul 5</p>	3.2 (7d)	<p>In Betriebsphasen außerhalb der Betriebsphasen A und B, in denen Teile der Sicherheitsleittechnik planungsgemäß nicht verfügbar sind, ist die zuverlässige und wirksame Störfallbeherrschung für die in diesen Phasen zu unterstellenden Ereignisse unter diesen</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Ereignisse unter diesen Bedingungen gewährleistet.			Teil 1 Ziffer 3.2 (16): In Betriebsphasen außerhalb der Betriebsphasen A und B, in denen Teile von Leittechnikfunktionen der Kategorie A planungsgemäß nicht verfügbar sind, ist die zuverlässige und wirksame Störfallbeherrschung für die in diesen Phasen zu unterstellenden Ereignisse unter diesen Bedingungen gewährleistet.“		Bedingungen gewährleistet.
3.2 (8)	Für jedes vom Reaktorschutzsystem zu beherrschende Ereignis stehen grundsätzlich mindestens zwei Anregungskriterien zur Verfügung. Als Anregungskriterien sind soweit wie möglich verschiedene physikalische Größen herangezogen. Prozessvariable, die aus anderen Größen abgeleitet sind oder erst im Zusammenwirken mit weiteren Prozessvariablen (z.B. UND- Verknüpfungen) die Anregungskriterien für Schutzaktionen ergeben, werden als eine Größe gewertet. Ist die Forderung nach grundsätzlich zwei Anregungskriterien nicht zu erfüllen, weil z.B. nur eine physikalische Größe zur Verfügung steht, so ist die Messwerterfassung der allein herangezogenen Größe im Verhältnis zur Messwerterfassung der übrigen Größen entsprechend sicherheitstechnisch höherwertig aufgebaut.		Team 5	Text wird in Modul 1 gestrichen, da inhaltlich durch die Anforderungen im Modul 5 Abschnitt 5 (2) abgedeckt.	3.2 (8)	Für jedes vom Reaktorschutzsystem zu beherrschende Ereignis stehen grundsätzlich mindestens zwei Anregungskriterien zur Verfügung. Als Anregungskriterien sind soweit wie möglich verschiedene physikalische Größen herangezogen. Prozessvariable, die aus anderen Größen abgeleitet sind oder erst im Zusammenwirken mit weiteren Prozessvariablen (z.B. UND- Verknüpfungen) die Anregungskriterien für Schutzaktionen ergeben, werden als eine Größe gewertet. Ist die Forderung nach grundsätzlich zwei Anregungskriterien nicht zu erfüllen, weil z.B. nur eine physikalische Größe zur Verfügung steht, so ist die Messwerterfassung der allein herangezogenen Größe im Verhältnis zur Messwerterfassung der übrigen Größen entsprechend sicherheitstechnisch höherwertig aufgebaut.
3.2 (9)	Das Reaktorschutzsystem wird von den leittechnischen Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 und 2 so weit unabhängig ausgeführt, dass bei auftretenden Störungen (bspw. Softwareversagen oder Ausfälle von Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 und 2) die Wirksamkeit und		Team 5	Text wird in Modul 1 gestrichen, da er inhaltlich durch die modifizierten Anforderungen im Modul 5 Abschnitt 6 (5) abgedeckt (Text Modul 5 Abschnitt 6 (5): Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnikfunktionen der Kategorien A bis C ausführen, sind voneinander so unabhängig, dass bei versagensauslösenden Ereignissen in den Einrichtungen	3.2 (9)	Das Reaktorschutzsystem wird von den leittechnischen Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 und 2 so weit unabhängig ausgeführt, dass bei auftretenden Störungen (bspw. Softwareversagen oder Ausfälle von Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 und 2) die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit des

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Zuverlässigkeit des Reaktorschuttsystems erhalten bleibt.			gen sicherheitstechnisch niederwertigerer Kategorie die Funktionen der sicherheitstechnisch höherwertigeren Kategorie ohne Einschränkungen bei der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Funktionen erhalten bleiben).		Reaktorschuttsystems erhalten bleibt.
3.2 (10)	Die mechanischen und elektrischen Geräte der Messkanäle des Reaktorschuttsystems werden grundsätzlich nicht für Funktionen im Rahmen der Reaktorregelung verwendet. Ausnahmen sind nur zulässig, wenn sie auf Grund der technischen Eigenart des Reaktorschuttsystems oder der Mess-, Steuer- und Regelsysteme erforderlich sind, und wenn gewährleistet ist, dass das Reaktorschuttsystem in seinen sicherheitstechnischen Funktionen dadurch nicht beeinträchtigt wird.	Team 5		Text wird in Modul 1 gestrichen, da inhaltlich durch die Anforderungen im Modul 5 Ziffer 3.2 (9) abgedeckt.	3.2 (10)	Die mechanischen und elektrischen Geräte der Messkanäle des Reaktorschuttsystems werden grundsätzlich nicht für Funktionen im Rahmen der Reaktorregelung verwendet. Ausnahmen sind nur zulässig, wenn sie auf Grund der technischen Eigenart des Reaktorschuttsystems oder der Mess-, Steuer- und Regelsysteme erforderlich sind, und wenn gewährleistet ist, dass das Reaktorschuttsystem in seinen sicherheitstechnischen Funktionen dadurch nicht beeinträchtigt wird.
3.2 (11)	Redundante Teile des Reaktorschuttsystems besitzen grundsätzlich voneinander unabhängige Einrichtungen zur Messwerterfassung und Signalverarbeitung. Verknüpfungsstellen verschlechtern die Redundanz und Auslösesicherheit des Systems nicht.	Team 5		Text wird in Modul 1 gestrichen, da inhaltlich durch die Anforderungen im Modul 5 Ziffer 6 (2) abgedeckt.	3.2 (11)	Redundante Teile des Reaktorschuttsystems besitzen grundsätzlich voneinander unabhängige Einrichtungen zur Messwerterfassung und Signalverarbeitung. Verknüpfungsstellen verschlechtern die Redundanz und Auslösesicherheit des Systems nicht.
3.2 (12)	Das Reaktorschuttsystem ist so ausgelegt, dass es auch bei Störungen im Reaktorschuttsystem keine Aktionen auslöst, die die Reaktoranlage in einen Störfall überführen können. Redundante Teile des Reaktorschuttsystems sind räumlich so voneinander getrennt, dass Störungen innerhalb eines Teilsystems nicht gleichzeitig die Funktion der	Team 5		Text wird nach Modul 5 verlagert und in Modul 1 gestrichen. Der Satz „Redundante Teile des Reaktorschuttsystems...“ wird in Modul 5 durch Ziffer 6 (2) abgedeckt. Weiter wird in Modul 5 ergänzt (Ziffer 3.2 (17)): Die leittechnischen Einrichtungen, die Leittechnikfunktionen der Kategorie A ausführen, sind so ausgelegt, dass auch beim Auftreten von Störungen in diesen Einrichtungen keine Aktionen ausgelöst werden, die die Reaktor-	3.2 (12)	Das Reaktorschuttsystem ist so ausgelegt, dass es auch bei Störungen im Reaktorschuttsystem keine Aktionen auslöst, die die Reaktoranlage in einen Störfall überführen können. Redundante Teile des Reaktorschuttsystems sind räumlich so voneinander getrennt, dass Störungen innerhalb eines Teilsystems nicht gleichzeitig die Funktion der übrigen Systeme beeinträchtigen.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	übrigen Systeme beeinträchtigen.			anlage in einen Störfall überführen können.		
3.2 (13a)	Softwarebasierte Leittechnik Die von leittechnischen Einrichtungen auszuführenden Funktionen sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung in Orientierung an den Sicherheitsebenen klassifiziert (siehe auch Ziffer 2.1 (10)). Die Anforderungen an Entwurf, Implementierung, Qualifizierung, Inbetriebsetzung, Betrieb und Modifizierung der Software für leittechnische Einrichtungen sind entsprechend der sicherheitstechnischen Klassifizierung festgelegt.		Team 5	Verlagerung nach Ziffer 3.2 (7) sowie Anpassung an die Definitionen des Modul 5.	3.2 (743a)	Softwarebasierte Leittechnik Die von leittechnischen Einrichtungen auszuführenden Funktionen sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung in Orientierung an den Sicherheitsebenen klassifiziert (gemäß siehe auch Ziffer 2.1 (10) klassifiziert). Die Anforderungen an Entwurf, Implementierung, Qualifizierung, Inbetriebsetzung, Betrieb und Modifizierung der Software bzw. an Auslegung, Fertigung, Errichtung und Betrieb der Hardware (Komponenten, Baugruppen und Teilsysteme) für leittechnische Einrichtungen sind entsprechend der sicherheitstechnischen Klassifizierung festgelegt.
3.2 (13b)	Die Software mit sicherheitstechnischer Bedeutung für leittechnische Einrichtungen wird anhand eines definierten, in Phasen gegliederten Vorgehens entwickelt, getestet, eingesetzt und dokumentiert.		Team 5	Wegen Doppellung zum Modul 5 und der Detaillierungstiefe des Moduls 1 wird an dieser Stelle gestrichen.	3.2 (13b)	Die Software mit sicherheitstechnischer Bedeutung für leittechnische Einrichtungen wird anhand eines definierten, in Phasen gegliederten Vorgehens entwickelt, getestet, eingesetzt und dokumentiert.
3.2 (13c)	Leittechnik mit höherer sicherheitstechnischer Bedeutung ist von der Leittechnik mit geringerer sicherheitstechnischer Bedeutung so unabhängig, dass bei bestimmungsgemäßem Betrieb und bei versagensauslösenden Ereignissen, Ausfällen oder Softwareversagen der leittechnischen Einrichtungen mit geringerer sicherheitstechnischer Bedeutung die Funktion der Leittechnik mit höherer sicherheitstechnischer Bedeutung erhalten bleibt.				3.2 (13c)	Leittechnik mit höherer sicherheitstechnischer Bedeutung ist von der Leittechnik mit geringerer sicherheitstechnischer Bedeutung so unabhängig, dass bei bestimmungsgemäßem Betrieb und bei versagensauslösenden Ereignissen, Ausfällen oder Softwareversagen der leittechnischen Einrichtungen mit geringerer sicherheitstechnischer Bedeutung die Funktion der Leittechnik mit höherer sicherheitstechnischer Bedeutung erhalten bleibt.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
3.2 (13d)	Softwarebasierte Einrichtungen sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung für die Hard- und Software dokumentiert und nachweisbar zuverlässig. Hierbei ist die mit dem Einsatz der Software verbundene Komplexität konservativ berücksichtigt.				3.2 (13d)	Softwarebasierte Einrichtungen sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung für die Hard- und Software dokumentiert und nachweisbar zuverlässig. Hierbei ist die mit dem Einsatz der Software verbundene Komplexität konservativ berücksichtigt.
3.2 (13e)	Beim Nachweis der Zuverlässigkeit wird die verfügbare Betriebserfahrung mit softwarebasierter Leittechnik herangezogen.				3.2 (13e)	Beim Nachweis der Zuverlässigkeit wird die verfügbare Betriebserfahrung mit softwarebasierter Leittechnik herangezogen.
3.2 (13f)	Um eine der sicherheitstechnischen Bedeutung der leittechnischen Funktionen angemessene Zuverlässigkeit der softwarebasierten Leittechnik zu erreichen, werden <ul style="list-style-type: none"> - fehlervermeidende (z. B. ein qualitätsgesicherter Entwicklungsprozess und eine entsprechende Qualifizierung der Software), - fehlerentdeckende (z. B. Hardware- und softwaremäßig realisierte Selbstüberwachungsmaßnahmen) und - fehlerbeherrschende (z. B. fehlertolerante Auslegung, funktionale Diversität) Maßnahmen angewendet.	Team 5		Als generelle Anforderung in Ziffer 3.2 (3) inhaltlich berücksichtigt. Detaillierte Anforderungen sind im Modul 5 formuliert und werden an dieser Stelle gestrichen.	3.2 (13f)	Um eine der sicherheitstechnischen Bedeutung der leittechnischen Funktionen angemessene Zuverlässigkeit der softwarebasierten Leittechnik zu erreichen, werden — fehlervermeidende (z. B. ein qualitätsgesicherter Entwicklungsprozess und eine entsprechende Qualifizierung der Software), — fehlerentdeckende (z. B. Hardware- und softwaremäßig realisierte Selbstüberwachungsmaßnahmen) und — fehlerbeherrschende (z. B. fehlertolerante Auslegung, funktionale Diversität) Maßnahmen angewendet.
3.2 (13g)	Der unberechtigte Zugriff auf Informations- und Leittechnikssysteme der Anlage wird verhindert. Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der hierfür vorzusehenden Maßnahmen entsprechen der sicherheitstechnischen Bedeutung der Informations-				3.2 (813g)	Der unberechtigte Zugriff auf Informations- und Leittechnikssysteme der Anlage wird verhindert. Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der hierfür vorzusehenden Maßnahmen entsprechen der sicherheitstechnischen Bedeutung der Informations- und Leittechnikssysteme.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	und Leittechniksysteme.					
3.3	Warten				3.3	Warten
3.3 (1)	Es ist eine Warte vorhanden, von der aus das Kernkraftwerk sicher betrieben werden kann und von der aus bei Störfällen Maßnahmen ergriffen werden können, um das Kernkraftwerk in einem sicheren Zustand zu halten oder es in einen solchen zu überführen.				3.3 (1)	Es ist eine Warte vorhanden, von der aus das Kernkraftwerk sicher betrieben werden kann und von der aus bei Störfällen Maßnahmen ergriffen werden können, um das Kernkraftwerk in einem sicheren Zustand zu halten oder es in einen solchen zu überführen.
3.3 (2)	Außerhalb der Warte ist eine Notsteuerstelle vorgesehen, mit deren Hilfe der Kernreaktor bei Funktionsausfall der Warte einschließlich der in Betracht zu ziehenden Wartennebenräume, wie z.B. Rangierverteiler und Elektronikraum, abgeschaltet und unterkritisch gehalten, die Nachwärme abgeführt und die hierfür wesentlichen Betriebsparameter überwacht werden können.				3.3 (2)	Außerhalb der Warte ist eine Notsteuerstelle vorgesehen, mit deren Hilfe der Kernreaktor bei Funktionsausfall der Warte einschließlich der in Betracht zu ziehenden Wartennebenräume, wie z.B. Rangierverteiler und Elektronikraum, der Reaktor abgeschaltet und unterkritisch gehalten, die Nachwärme abgeführt und die hierfür wesentlichen Betriebsparameter überwacht werden können.
3.3 (3)	Die Warte und die Notsteuerstelle sind so voneinander räumlich getrennt, voneinander unabhängig mit Energie versorgt und derart gegen Einwirkungen von Außen geschützt, dass Warte und Notsteuerstelle nicht gleichzeitig außer Funktion gesetzt werden können.				3.3 (3)	Die Warte und die Notsteuerstelle sind so voneinander räumlich getrennt, werden voneinander unabhängig mit Energie versorgt und sind derart gegen Einwirkungen von a Außen geschützt, dass Warte und Notsteuerstelle nicht gleichzeitig außer Funktion gesetzt werden können.
3.3 (4)	Die Auslegung der Warte und der Notsteuerstelle unterstützt ergonomisch sicherheitsgerichtetes Verhalten des Personals.		Team 5		3.3 (4)	Die ergonomische Auslegung der Warte und der Notsteuerstelle unterstützt ergonomisch sicherheitsgerichtetes Verhalten des Personals.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
3.3 (5)	<p>Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes werden soweit wie möglich an einer zentralen Stelle der Anlage eingeleitet und durchgeführt.</p> <p>Die erforderlichen Informationen über den Anlagenzustand und die radiologische Situation in der Anlage und in der Umgebung liegen vor.</p>	585	ESN	<p>Änderungsvorschlag: Der 2. Satz sollte geändert werden in „Die erforderlichen Informationen über den Anlagenzustand und die radiologische Situation in der Anlage und über die Freisetzungsmenge sowie die Ausbreitungssituation müssen vorliegen“. Ansonsten könnte dies bedeuten, dass auch Informationen zur Immissionssituation in der Warte vorgehalten werden müssen.</p> <p>Team 5: Der Kommentar ist berechtigt und wird entsprechend dem Vorschlag umgesetzt. Text wird allerdings nach Modul 7 (Ziffer 3.3 (1)) und 10 (Ziffer 4.2 (5)) verlagert und in Modul 1 gestrichen.</p>	3.3 (5)	<p>Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes werden soweit wie möglich an einer zentralen Stelle der Anlage eingeleitet und durchgeführt.</p> <p>Die erforderlichen Informationen über den Anlagenzustand und die radiologische Situation in der Anlage und in der Umgebung liegen vor.</p>
		599	UM BW	<p>Die Forderung nach einer zentralen Stelle zur Durchführung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes steht im Spannungsverhältnis zur Forderung nach der Einfachheit von Notfallschutzmaßnahmen und deren Ansteuerung.</p> <p>Team 5: Die Formulierung lautet „soweit wie möglich“. Eine weitergehende „Dezentralisierung“ sollte u. E. nicht erfolgen.</p>		
		593	Bandholz, RSK	<p>Wenn man das Kapitel 3.3 im Modul 1 sieht, da gibt es zwei wesentliche Unterscheidungen. Es gibt zum einen den Abschnitt 3.3, wo festgelegt ist, dass die Warte und Notsteuerstelle räumlich zu trennen sind, und dass sie derart zu schützen sind, dass eine von beiden überlebt. Daraus kann man natürlich nicht schließen, dass beide geschützt sein müssen, sondern nur eine von beiden. Zum Zweiten ist es so, dass wenn Sie weitergehen in 3.3 (5), dann steht da: „Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes werden ...“, das heißt, es wird eine Verknüpfung vorgenommen. Unter dem Thema Notsteuerstelle wird auch der anlageninterne Notfallschutz eingesteuert, obwohl es keine Anforderung gibt, dass die Notsteuerstelle räumlich von der Warte getrennt sein muss.</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>derung gibt, solange die Warte verfügbar ist. Unter 3.5 (6) steht in etwa „muss es lange genug aushalten können in der Notsteuerstelle“, sozusagen dass man sich da längere Zeit aufhalten kann. Hier wird auch wieder thematisch das Thema Notsteuerstelle mit Notfallschutz und Notstandsfall wieder verknüpft. Insofern muss die Begrifflichkeit und die Aufgabenstellungen sicherlich noch einmal überdacht werden.</p> <p>Team 7: Eine Verknüpfung der Notsteuerstelle mit den Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes wird hier nicht beabsichtigt und ist auch nicht formuliert. Die angesprochene „zentrale Stelle“ ist vorrangig natürlich die Warte.</p> <p>Die Ziffer ist nach Modul 7 (Ziffer 3.3 (1)) und 10 (Ziffer 4.2 (5)) verlagert.</p>		
3.3 (6)	Es sind die notwendigen Vorkehrungen getroffen, um einen längeren Aufenthalt des Einsatzpersonals im Notfall an der für die Vorbereitung, Durchführung und Überwachung der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorgesehenen Stellen zu gewährleisten.	585	ESN	<p>Änderungsvorschlag: Aus diesen Anforderungen lässt sich ableiten, dass auch für die Krisenstabsräume eine Zuluftfilterung in Analogie zur Wartenzuluftfilterung erforderlich ist. Aus unserer Sicht ist ein solcher Ansatz durchaus verfolgenswert, jedoch sollte er - wenn beabsichtigt - auch klar zum Ausdruck gebracht werden.</p> <p>Team 1: Text wird nach Modul 10 (Ziffer 4.2 (2)) verlagert und im Modul 1 gestrichen. Die Abgrenzung zwischen Notsteuerstelle und den Krisenstabsräumen erfolgt dort in der Festlegung des Geltungsbereiches.</p>	3.3 (6)	Es sind die notwendigen Vorkehrungen getroffen, um einen längeren Aufenthalt des Einsatzpersonals im Notfall an der für die Vorbereitung, Durchführung und Überwachung der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorgesehenen Stellen zu gewährleisten.
3.4	Versorgungsfunktionen				3.4	Elektrische Energieversorgung Versorgungsfunktionen
3.4 (1)	Die elektrische Energieversorgung eines Kernkraftwerkes ist so ausgelegt, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a die elektrische Versorgung der Verbraucher unter Einhaltung		Team 5 Team 1	<p>Text wurde auf der Grundlage der Kommentierung zum Modul 5 (Abs. 2.1) modifiziert.</p> <p>Ergänzung gemäß RSK Diskussion.</p>	3.4 (1)	Die elektrische Energieversorgung ein des Kernkraftwerk es ist so ausgelegt, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a die elektrische Versorgung der Verbraucher unter Einhaltung ihrer

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>tung ihrer elektrischen Versorgungsbedingungen sichergestellt ist. Sie ist dabei so zuverlässig ausgelegt, dass sie die Nichtverfügbarkeit der zu versorgenden Systeme nicht bestimmt.</p> <p>Für die Notfallmaßnahmen der Sicherheitsebenen 4b und 4c dürfen elektrische Einrichtungen aller Sicherheitsebenen verwendet werden, wenn sie geeignet sind, unter den jeweils zu unterstellenden Umgebungs- und Betriebsbedingungen ihre Aufgabe zu erfüllen.</p>			Streichung des Absatzes, da über Ziffer 2.1 (8) geregelt.		<p>elektrischen Versorgungsbedingungen sichergestellt ist. Die elektrische Energieversorgung Sie ist dabei so zuverlässig ausgelegt, dass sie die Nichtverfügbarkeit der zu versorgenden Systeme, deren Ausfall zu sicherheitstechnisch nachteiligen Folgen führen kann, nicht bestimmt.</p> <p>Für die Notfallmaßnahmen der Sicherheitsebenen 4b und 4c dürfen elektrische Einrichtungen aller Sicherheitsebenen verwendet werden, wenn sie geeignet sind, unter den jeweils zu unterstellenden Umgebungs- und Betriebsbedingungen ihre Aufgabe zu erfüllen.</p>
3.4 (2)	<p>Es sind mindestens zwei weitgehend unabhängige Netzanschlüsse für die Energieversorgung des Kernkraftwerkes (Sicherheitsebene 1 und 2) vorhanden. Zusätzlich zur elektrischen Energieversorgung aus den Netzanschlüssen und dem Hauptgenerator sind für die sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen zuverlässige Notstromversorgungsanlagen vorgesehen, die die elektrische Energieversorgung dieser Einrichtungen bei Ausfall der Netzeinspeisung und des Hauptgenerators gewährleisten.</p>	Team 5		Anpassung an die Formulierung im Modul 5, Teil 2, Kap. 1.	3.4 (2)	<p>Hierzu Es sind mindestens zwei, weitgehend unabhängige Netzanschlüsse für die Energieversorgung des Kernkraftwerkes (Sicherheitsebene 1 und 2) vorhanden. Zusätzlich zur elektrischen Energieversorgung aus den Netzanschlüssen und dem Hauptgenerator sind für die sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen zuverlässige Notstromversorgungsanlagen vorhanden-gesehen, die die elektrische Energieversorgung dieser Einrichtungen bei Ausfall der Netzeinspeisung und des Hauptgenerators gewährleisten. Zusätzlich ist eine Möglichkeit der Energieversorgung vorhanden, die unabhängig davon die elektrische Energieversorgung für mindestens eine Nachkühlkette einschließlich der erforderlichen leittechnischen Einrichtungen bei Ausfall der Netzanschlüsse sicherstellt.</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
3.4 (3)	Für die Notstromversorgung sind voneinander unabhängige, redundante Notstromanlagen vorgesehen, so dass die Notstromversorgung auch unter Beachtung der Vorgaben des Einzelfehlerkonzepts nach Ziffer 3.1 (3) gewährleistet ist. Die Redundanz der Notstromanlagen entspricht mindestens der Redundanz der zu versorgenden verfahrenstechnischen Einrichtungen.	599	UM BW	Die gewählte Formulierung ist für Modul 1 zu detailliert. Die Forderung nach der Anzahl der Redundanzen ist zu weit gehend. Das Ziel der Zuverlässigkeit und Unabhängigkeit der Versorgung soll im Vordergrund stehen. Team 1: Dem Kommentar wird hinsichtlich des Detaillierungsgrads gefolgt. Die Ziffer wird nach Modul 5, Teil 2, Kap. 1 Ziffer 2 (9) verlagert.	3.4 (3)	Für die Notstromversorgung sind voneinander unabhängige, redundante Notstromanlagen vorgesehen, so dass die Notstromversorgung auch unter Beachtung der Vorgaben des Einzelfehlerkonzepts nach Ziffer 3.1 (3) gewährleistet ist. Die Redundanz der Notstromanlagen entspricht mindestens der Redundanz der zu versorgenden verfahrenstechnischen Einrichtungen.
		622	Wildermann, UM BW	Es wird gefordert: „die Redundanz der Notstromanlagen entspricht mindestens der Redundanz, der zu versorgenden verfahrenstechnischen Einrichtungen.“ Könnte mir da das Projekt in einem ersten Schritt noch einmal den Hintergrund erläutern, was man da aufgeschrieben hat? Das ist, wenn das als richtige Forderung sieht, ein Totschlagargument für die erste Baulinie SWR-69. Man hat vier verfahrenstechnische Redundanzen, teilweise sogar mehr, aber nur zwei Notstromversorgungs-Redundanzen. Ich weiß nicht, ob das beabsichtigt war, oder ob man das überlegt hat. Team 1: Die Forderung „Die Redundanz der Stränge der Notstromanlagen entspricht mindestens der Redundanz der zu versorgenden verfahrenstechnischen Systeme“ ist inhaltsgleich dem Satz „Die Redundanz der Notstromerzeuger und Verteilersysteme muss der Redundanz der maschinentechnischen Systeme entsprechen“ aus dem BMI-Kriterium 7.1 des Jahres 1977. Wir sehen keine Gründe, diese Forderung zu modifizieren. Es obliegt letztendlich der genehmigenden Behörde zu bewerten, ob ausreichende Gründe, z. B. gleichwertige Zuverlässigkeit vorliegen, bspw. durch die Umschaltmöglichkeiten zwischen den Strängen und der 4-mal-		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				50%- Auslegung oder 3 mal 50%-Auslegung der Notstromerzeugeranlagen.		
		622	Noack, RWE Power	<p>Das geht beim SWR-69 nicht. Und ich finde keinen Weg, wie ich da heraus komme. Das wird alleine, und da gibt es viele andere Punkte, auf den Konflikt zwischen uns und den Aufsichtsbehörden hingeschoben. Das halten wir nicht für anwendbar. Hier sehen wir, wie wichtig eine Verhältnismäßigkeitsbetrachtung ist. Der SWR-69 hat vier Nachkühlsysteme, er hat zwei sabotagesichere Nachkühlsysteme, also sechs Einspeisemöglichkeiten. Er braucht eigentlich nur eine, er ist sechsfach redundant. Das ist „schlecht“ nach dieser Formulierung, die ist auch im alten Regelwerk schlecht, weil nicht jedes System eine eigene Energieversorgung hat. Wenn man drei Systeme hat, mit drei elektrischen Redundanzen, ist es in Ordnung. Deshalb noch einmal die Bemerkung: im gesamten Ansatz fehlt eine Möglichkeit, solche Abweichungen auf sicherheitstechnische Relevanz zu bewerten. Das ist ein Manko, das können wir durch die Kommentare heute nicht ausräumen.</p> <p>Team 1: Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.</p>		
		622	Waas, FANP	<p>Wir haben zwei Notstromstränge, die doppelt eingespeist sind und insofern ist die Strängigkeit dort etwas anders als bei den verfahrenstechnischen Systemen. Da kann man Vorteile sehen, da kann man Nachteile sehen, man muss das insgesamt bewerten. Aber die strikte Forderung, die Redundanz der Notstromerzeuger und Verteilersysteme muss der Redundanz der maschinentechnischen Systeme entsprechen. Das ist eine Möglichkeit, dies sinnvoll zu erfüllen, aber es ist eine spezifische Ausführung, die in der</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				Mehrheit gemacht wird, aber nicht immer so. Team 1: Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.		
3.4 (4)	Bei Einwirkungen von Außen dürfen nicht alle Notstromversorgungsanlagen gleichzeitig außer Funktion gesetzt werden.		Team 5	Diese Anforderung ist bereits im Modul 5, T2, Kap.1, Abs. 2 (16) berücksichtigt und wird hier gestrichen.	3.4 (4)	Bei Einwirkungen von Außen dürfen nicht alle Notstromversorgungsanlagen gleichzeitig außer Funktion gesetzt werden.
3.4 (5)	Es ist gewährleistet, dass vor Ablauf der für den unterbrechungslosen Dauerbetrieb der Notstromerzeuger zulässigen Zeit der Notstrombedarf anderweitig gedeckt werden kann. Dazu wird mit mindestens einer Verbindung zu einem Netz oder externen Kraftwerk eine frühzeitige NetZRückschaltung gesichert ermöglicht.		Team 5	Diese Anforderung ist bereits im Modul 5, Teil 2, Kap.1, Ziffer 2 (15) berücksichtigt und wird hier gestrichen.	3.4 (5)	Es ist gewährleistet, dass vor Ablauf der für den unterbrechungslosen Dauerbetrieb der Notstromerzeuger zulässigen Zeit der Notstrombedarf anderweitig gedeckt werden kann. Dazu wird mit mindestens einer Verbindung zu einem Netz oder externen Kraftwerk eine frühzeitige NetZRückschaltung gesichert ermöglicht.
3.4 (6)	Die notwendige Energieversorgung für die Durchführung der Notfallmaßnahmen auf den Sicherheits-ebenen 4b und 4c ist sichergestellt.				3.4 (36)	Die notwendige Energieversorgung für die Durchführung der geplanten Notfall Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes auf den Sicherheits-ebenen 4b und 4c ist sichergestellt.
3.4 (7)	Zur Beherrschung eines Ausfalls der elektrischen Energieversorgung des Kernkraftwerkes einschließlich der Notstromerzeugungsanlagen sind folgende Maßnahmen vorgesehen: - mindestens eine zusätzliche Einspeisemöglichkeit über ein im Nahbereich des Kernkraftwerkes erdverlegtes Kabel, - Vorhaltung elektrischer Energiespeicher mit ausreichender Kapazität, so dass die notwendigen Funktionen auf den Sicherheits-ebenen 3 bis 4b bis zur Wiederherstellung der elektrischen E-		Team 5	Diese Anforderung ist bereits im Modul 5, Teil 2, Kap.1, Ziffer 2 (17) berücksichtigt und wird hier gestrichen.	3.4 (7)	Zur Beherrschung eines Ausfalls der elektrischen Energieversorgung des Kernkraftwerkes einschließlich der Notstromerzeugungsanlagen sind folgende Maßnahmen vorgesehen: — mindestens eine zusätzliche Einspeisemöglichkeit über ein im Nahbereich des Kernkraftwerkes erdverlegtes Kabel, — Vorhaltung elektrischer Energiespeicher mit ausreichender Kapazität, so dass die notwendigen Funktionen auf den Sicherheitsebenen 3 bis 4b bis zur Wiederherstellung der elektrischen Energieversorgung durchge-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	nergieversorgung durchgeführt werden können.					führt werden können.
3.4 (8)	Das Kernkraftwerk verfügt über zuverlässige Lüftungstechnische Einrichtungen für folgende Räume:	Team 1		Wird nach Modul 10 Ziffer 3.4 (8) und Modul 9 Ziffer 4.2 (1) verlagert.	3.4 (8)	Das Kernkraftwerk verfügt über zuverlässige Lüftungstechnische Einrichtungen für folgende Räume:
	a) Räume, in denen anders nicht sichergestellt werden kann, dass die mit der Fortluft abzuleitende Menge der radioaktiven Stoffe in die Umgebung zur Einhaltung der einschlägigen Anforderungen gemäß Ziffer 2.4 (1) gering gehalten wird;					a) Räume, in denen anders nicht sichergestellt werden kann, dass die mit der Fortluft abzuleitende Menge der radioaktiven Stoffe in die Umgebung zur Einhaltung der einschlägigen Anforderungen gemäß Ziffer 2.4 (1) gering gehalten wird;
	b) Räume, in denen die für die Sicherheitsebenen 1 und 2 als zulässig spezifizierten Werte für die Raumluftzustände anders nicht eingehalten werden können;					b) Räume, in denen die für die Sicherheitsebenen 1 und 2 als zulässig spezifizierten Werte für die Raumluftzustände anders nicht eingehalten werden können;
	c) Räume, in denen die Luft durch ein Inertgas ersetzt ist, oder in denen aus Gründen des Arbeitsschutzes bestimmte Raumluftzustände eingehalten werden müssen.					c) Räume, in denen die Luft durch ein Inertgas ersetzt ist, oder in denen aus Gründen des Arbeitsschutzes bestimmte Raumluftzustände eingehalten werden müssen.
3.4 (9)	Die Lüftungstechnischen Anlagen sind so ausgelegt und beschaffen und mit den Eigenschaften der übrigen Einrichtungen so abgestimmt, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 die hierfür jeweils als zulässig spezifizierten Werte für die Raumluftzustände und für die Ableitung oder etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe nicht überschritten werden können. Umluftanlagen sind in geeigneter Weise mit Fortluftanlagen	Team 1		Wird nach Modul 9, Ziffern 4.2.1 (1) und 4.2.2 (1) und nach Modul 10, Ziffer 3.3.3 (2) – (4) verlagert.	3.4 (9)	Die Lüftungstechnischen Anlagen sind so ausgelegt und beschaffen und mit den Eigenschaften der übrigen Einrichtungen so abgestimmt, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 die hierfür jeweils als zulässig spezifizierten Werte für die Raumluftzustände und für die Ableitung oder etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe nicht überschritten werden können. Umluftanlagen sind in geeigneter Weise mit Fortluftanlagen

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	gen kombiniert, so dass die einschlägigen Anforderungen gemäß Ziffer 2.4 (1) eingehalten werden. Auf der Sicherheitsebene 4 sind die Lüftungstechnischen Anlagen so beschaffen sein, dass sie ihre für die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes benötigten sicherheitstechnischen Funktionen erfüllen.					Anforderungen gemäß Ziffer 2.4 (1) eingehalten werden. Auf der Sicherheitsebene 4 sind die Lüftungstechnischen Anlagen so beschaffen sein, dass sie ihre für die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes benötigten sicherheitstechnischen Funktionen erfüllen.
3.4 (10)	Soweit die Konzentration radioaktiver Stoffe in der Luft bestimmter Räume so groß werden kann, dass jeweils als zulässig spezifizierte Werte überschritten werden, verfügen die zugehörigen Lüftungstechnischen Einrichtungen über Luftfilteranlagen. Eine Schaltung der Lüftungstechnischen Einrichtungen so, dass die Abluft nur im Bedarfsfall über Filteranlagen geführt wird, ist zulässig. Die Luftfiltereinrichtungen sind hinreichend zuverlässig und so beschaffen, dass sie unter den jeweiligen Einsatzbedingungen den erforderlichen Abscheidegrad haben. Zur Überprüfung ihres Zustandes sind die erforderlichen Einrichtungen vorgesehen.	Team 1		Wird nach Modul 9, Ziffer 4.2 (2) verlagert.	3.4 (10)	Soweit die Konzentration radioaktiver Stoffe in der Luft bestimmter Räume so groß werden kann, dass jeweils als zulässig spezifizierte Werte überschritten werden, verfügen die zugehörigen Lüftungstechnischen Einrichtungen über Luftfilteranlagen. Eine Schaltung der Lüftungstechnischen Einrichtungen so, dass die Abluft nur im Bedarfsfall über Filteranlagen geführt wird, ist zulässig. Die Luftfiltereinrichtungen sind hinreichend zuverlässig und so beschaffen, dass sie unter den jeweiligen Einsatzbedingungen den erforderlichen Abscheidegrad haben. Zur Überprüfung ihres Zustandes sind die erforderlichen Einrichtungen vorgesehen.
3.4 (11)	Zur Vermeidung einer Verschleppung radioaktiver Stoffe durch die Raumluft ist auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 die Luft im Kontrollbereich grundsätzlich so geführt und die Raumgruppen sind so gegeneinander und gegenüber der Atmosphäre abgedichtet, dass die Luft von Räumen oder Raumgruppen geringerer Kontaminationsgefähr-	Team 1		Wird nach Modul 9, Ziffer 4.2.1 (3) verlagert.	3.4 (11)	Zur Vermeidung einer Verschleppung radioaktiver Stoffe durch die Raumluft ist auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 die Luft im Kontrollbereich grundsätzlich so geführt und die Raumgruppen sind so gegeneinander und gegenüber der Atmosphäre abgedichtet, dass die Luft von Räumen oder Raumgruppen geringerer Kontaminationsgefähr-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	dung zu solchen höherer geführt wird.					
3.5	Stahlenschutz				3.5	Strahlenschutz
3.5 (1)	<p>Im Kernkraftwerk sind die personellen, organisatorischen, räumlichen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um eine Strahlenschutzüberwachung in der Anlage auf allen Sicherheitsebenen im erforderlichen Umfang hinreichend genau und zuverlässig gewährleisten zu können. Insbesondere sind vorgesehen:</p> <p>1. ortsfeste Einrichtungen zur Messung von Ortsdosisleistungen;</p> <p>2. ortsfeste Einrichtungen zur Messung der Konzentration radioaktiver Stoffe in der Raumluft von Raumgruppen oder Räumen, in denen eine entsprechende Überwachung zum Schutze von Personen oder zur frühzeitigen Entdeckung etwaiger freigesetzter radioaktiver Stoffe notwendig ist;</p> <p>3. ortsfeste Einrichtungen zur Messung der Konzentration radioaktiver Stoffe in Kreisläufen, in denen eine entsprechende Überwachung zur frühzeitigen Entdeckung etwaiger freigesetzter radioaktiver Stoffe notwendig ist;</p> <p>4. Messgeräte zur Ermittlung von Ortsdosisleistungen sowie Konzentration und Art radioaktiver Stoffe in Luft und Wasser;</p> <p>5. Einrichtungen zur Messung von</p>	Team 1	Streichungen sind nach Modul 9 verlagert.	3.5 (1)	<p>Im Kernkraftwerk sind die personellen, organisatorischen, räumlichen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um eine hinreichend genaue und zuverlässige Strahlenschutzüberwachung in der Anlage auf allen Sicherheitsebenen im erforderlichen Umfang hinreichend genau und zuverlässig gewährleisten zu können. Insbesondere sind vorgesehen:</p> <p>1. ——— ortsfeste Einrichtungen zur Messung von Ortsdosisleistungen;</p> <p>2. — ortsfeste Einrichtungen zur Messung der Konzentration radioaktiver Stoffe in der Raumluft von Raumgruppen oder Räumen, in denen eine entsprechende Überwachung zum Schutze von Personen oder zur frühzeitigen Entdeckung etwaiger freigesetzter radioaktiver Stoffe notwendig ist;</p> <p>3. — ortsfeste Einrichtungen zur Messung der Konzentration radioaktiver Stoffe in Kreisläufen, in denen eine entsprechende Überwachung zur frühzeitigen Entdeckung etwaiger freigesetzter radioaktiver Stoffe notwendig ist;</p> <p>4. — Messgeräte zur Ermittlung von Ortsdosisleistungen sowie Konzentration und Art radioaktiver Stoffe in Luft und Wasser;</p> <p>5. — Einrichtungen zur Messung von Personendosen sowie der Kontami-</p>	

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Personendosen sowie der Kontamination von Personen und Gegenständen; 6. geeignete Laboreinrichtungen zur Auswertung und Analyse radioaktiver Proben.					nation von Personen und Gegenständen; 6. geeignete Laboreinrichtungen zur Auswertung und Analyse radioaktiver Proben.
3.5 (2)	Im Kernkraftwerk sind die personellen, organisatorischen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um auf allen Sicherheitsebenen im jeweils erforderlichen Umfang Art, Menge und Konzentration der mit der Fortluft und dem Abwasser abzuleitenden radioaktiven Stoffe hinreichend genau und zuverlässig zu überwachen, zu registrieren sowie die Ableitung erforderlichenfalls zu begrenzen.		Team 9	Streichung, da hier ausschließlich Ableitungen, somit Sicherheitsebenen 1 und 2, angesprochen. Angleichung an Ziffer 3.5 (1)	3.5 (2)	Im Kernkraftwerk sind die personellen, organisatorischen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um auf allen Sicherheitsebenen im jeweils erforderlichen Umfang Art, Menge und Konzentration der mit der Fortluft und dem Abwasser abzuleitenden radioaktiven Stoffe hinreichend genau und zuverlässig zu überwachen, zu registrieren sowie die Ableitung erforderlichenfalls zu begrenzen.
3.5 (3)	Es sind die personellen, organisatorischen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um eine Strahlenschutzüberwachung der Umgebung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 im erforderlichen Umfang hinreichend schnell, genau und zuverlässig durchführen zu können. Zur Immissionsüberwachung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sind Einrichtungen zur Bestimmung von a) Ortsdosis, Ortsdosisleistung, b) Aktivitätskonzentration in Umgebungsluft, Boden, Bewuchs, Nahrungsmitteln, Gewässern und Niederschlag, c) für die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe relevanten meteorologischen und hydro-	585	ESN	Änderungsvorschlag: Die Darstellungen zur Immissionsüberwachung gehen im Detaillierungsgrad über die diesbezüglichen Darstellungen im Modul 9 (Strahlenschutz) hinaus und sollten entsprechend eingekürzt werden. Vorschlag: Ersten Absatz stehen lassen, die Aufzählungen für die durchzuführenden Messungen vollständig weglassen. Team 1: Streichungen sind nach Modul 9 verlagert.	3.5 (3)	Es sind die personellen, organisatorischen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um eine Strahlenschutzüberwachung der Umgebung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 im erforderlichen Umfang hinreichend schnell, genau und zuverlässig durchführen zu können. Zur Immissionsüberwachung auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sind Einrichtungen zur Bestimmung von a) Ortsdosis, Ortsdosisleistung, b) Aktivitätskonzentration in Umgebungsluft, Boden, Bewuchs, Nahrungsmitteln, Gewässern und Niederschlag, c) für die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe relevanten meteorologischen und hydrologischen

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	logischen Parameter vorhanden. Zur Immissionsüberwachung auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 sind Einrichtungen zur Bestimmung von a) Ortsdosis, Ortsdosisleistung, b) Bodenkontamination, c) Aktivitätskonzentration in Umgebungsluft, Boden, Bewuchs, Nahrungsmitteln, Gewässern und Niederschlag, d) für die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe relevanten meteorologischen und hydrologischen Parameter vorhanden.					Parameter vorhanden. Zur Immissionsüberwachung auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 sind Einrichtungen zur Bestimmung von a) Ortsdosis, Ortsdosisleistung, b) Bodenkontamination, c) Aktivitätskonzentration in Umgebungsluft, Boden, Bewuchs, Nahrungsmitteln, Gewässern und Niederschlag, d) für die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe relevanten meteorologischen und hydrologischen Parameter vorhanden.
3.5 (4)	Im Kernkraftwerk sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, die eine sichere Handhabung, Einschließung und Lagerung der unbestrahlten und bestrahlten Kernbrennstoffe und sonstiger radioaktiver Stoffe ermöglichen. Diese Maßnahmen sind so konzipiert und diese Einrichtungen so beschaffen, angeordnet und abgeschirmt, dass eine unzulässige Strahlenexposition des Personals und in der Umgebung sowie die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung nicht zu unterstellen sind.				3.5 (4)	Im Kernkraftwerk sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, die eine sichere Handhabung, Einschließung und Lagerung der unbestrahlten und bestrahlten Kernbrennstoffe und sonstiger radioaktiver Stoffe ermöglichen. Diese Maßnahmen sind -so konzipiert und diese Einrichtungen sind so beschaffen, angeordnet und abgeschirmt, dass eine unzulässige Strahlenexposition des Personals und in der Umgebung sowie die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung nicht zu unterstellen sind.
3.5 (5)	Kernkraftwerke sind so beschaffen, dass sie unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen stillgelegt werden können. Ein Konzept für eine Beseitigung nach der endgültigen Stilllegung unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen ist				3.5 (5)	Kernkraftwerke sind so beschaffen, dass sie unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen stillgelegt werden können. Ein Konzept für eine Beseitigung nach der endgültigen Stilllegung unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen ist vorhanden.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	vorhanden.					
4.	Anforderungen zur Kontrolle der Reaktivität				4.	Anforderungen zur Kontrolle der Reaktivität
4 (1)	Die Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern sowie bei der Brennelementlagerung ist auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a in allen Betriebsphasen sichergestellt.				4 (1)	Die Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern sowie bei der Brennelementlagerung ist auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a in allen Betriebsphasen sichergestellt.
4 (2)	Der Reaktorkern, die zugehörigen Kühlsysteme und die hierfür relevanten Teile der Überwachungs-, Regel- und Begrenzungseinrichtungen sowie das Reaktorschutzsystem und die Sicherheitseinrichtungen zur Abschaltung des Reaktors sind so ausgelegt und hergestellt sowie werden in einem entsprechenden Zustand gehalten, dass <ul style="list-style-type: none"> - auf der Sicherheitsebene 1 die Auslegungsgrenzen sowie - auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.				4 (2)	Der Reaktorkern, die zugehörigen Kühlsysteme und die hierfür relevanten Teile der Überwachungs-, Regel- und Begrenzungseinrichtungen sowie das Reaktorschutzsystem und die Sicherheitseinrichtungen zur Abschaltung des Reaktors sind so ausgelegt und hergestellt und sie sowie werden in einem solchen entsprechenden Zustand gehalten, dass <ul style="list-style-type: none"> - auf der Sicherheitsebene 1 die Auslegungsgrenzen sowie - auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.
4 (3)	Der Reaktorkern ist so ausgelegt, dass auf Grund inhärenter reaktorphysikalischer Rückkopplungseigenschaften die in Betracht zu ziehenden schnellen Reaktivitätsanstiege so weit abgefangen werden, dass im Zusammenwirken mit den übrigen inhärenten Eigenschaften der Anlage und den Abschalteinrichtungen die jeweils auf den Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und				4 (3)	Der Reaktorkern ist so ausgelegt, dass auf Grund inhärenter reaktorphysikalischer Rückkopplungseigenschaften die in Betracht zu ziehenden schnellen Reaktivitätsanstiege so weit abgefangen werden, dass im Zusammenwirken mit den übrigen inhärenten Eigenschaften der Anlage und den Abschalteinrichtungen die jeweils auf den Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweis-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Nachweiskriterien eingehalten werden.					kriterien eingehalten werden.
4 (4)	Der Reaktorkern ist so ausgelegt, dass auf Grund inhärenter reaktorphysikalischer Rückkopplungseigenschaften die zu berücksichtigenden Transienten der Sicherheitsebene 4a mit unterstelltem Ausfall der schnell wirkenden Abschalteinrichtung (Schnellabschaltsystem) so weit abgefangen werden, dass im Zusammenwirken mit ansonsten bestimmungsgemäß wirksamen Maßnahmen und Einrichtungen der Anlage die für diese Ereignisse geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden. Im Rahmen der Analyse von solchen Ereignissen werden im Kurzzeitbereich nur Funktionen mit höherwertiger Ansteuerung berücksichtigt.				4 (4)	Der Reaktorkern ist so ausgelegt, dass auf Grund inhärenter reaktorphysikalischer Rückkopplungseigenschaften die zu berücksichtigenden Transienten der Sicherheitsebene 4a mit unterstelltem Ausfall der schnell wirkenden Abschalteinrichtung (Schnellabschaltsystem) so weit abgefangen werden, dass im Zusammenwirken mit ansonsten bestimmungsgemäß wirksamen Maßnahmen und Einrichtungen der Anlage die für diese Ereignisse geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden. Bei im Rahmen der Analyse von solchen Ereignissen werden im Kurzzeitbereich nur Funktionen mit höherwertiger Ansteuerung berücksichtigt.
4 (5)	Der Reaktor besitzt mindestens zwei voneinander unabhängige und diversitäre Abschalteinrichtungen, von denen eine ganz oder teilweise mit den Steuereinrichtungen identisch sein kann.	Team 2		Angleichung der Begriffe aus Modul 2.	4 (5)	Der Reaktor besitzt mindestens zwei voneinander unabhängige und diversitäre Abschalteinrichtungen, von denen eine ganz oder teilweise mit den Rege- lun- gs- bzw. Begrenzungs- Steuer- einrichtungen identisch sein kann.
4 (6)	Mindestens eine der beiden Abschalteinrichtungen ist allein in der Lage, den Kernreaktor - aus jedem Zustand der Sicherheitsebenen 1 bis 3 heraus, auch bei unterstelltem Nichteinfall des reaktivitätswirksamsten Steuerelements (DWR) bzw. Nichteinschießen des reaktivitätswirksamsten Steuerstabs	Siehe folgenden Einschub		Antwort Team 1: siehe folgenden Einschub Der ergänzte letzte Satz entstammt dem BMI Sicherheitskriterium 5.3.	4 (6)	Mindestens eine der beiden Abschalteinrichtungen ist allein in der Lage, den Kernreaktor - aus jedem Zustand der Sicherheitsebenen 1 bis 3 heraus, auch bei unterstelltem Nichteinfall des reaktivitätswirksamsten Steuerelements (DWR) bzw. Nichteinschießen des reaktivitätswirksamsten Steuerstabs (SWR), sowie

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	(SWR), sowie - bei den Notstandsfällen der Sicherheitsebene 4a so schnell unterkritisch zu machen (Schnellabschaltsystem) und hinreichend lange zu halten, dass die auf den Sicherheitsebenen jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien nicht überschritten werden.					- bei den Notstandsfällen der Sicherheitsebene 4a so schnell unterkritisch zu machen (Schnellabschaltsystem) und hinreichend lange zu halten, dass die auf den Sicherheitsebenen jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten nicht überschritten werden. Der Nichteinfall des reaktivitätswirksamsten Steuerelements (DWR) bzw. das Nichteinschießen des reaktivitätswirksamsten Steuerstabs (SWR) muss nicht unterstellt werden, wenn beide Abschalteinrichtungen einschließlich der Anregung durch das Reaktorschutzsystem, insbesondere hinsichtlich der Abschaltcharakteristik, der Wirksamkeit und des Zeitverhaltens, gleichwertig sind.

Einschub zu den Kommentaren, den „Stuck Rod“ betreffend:

Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar
493	VGB Power	<p>Stuck Rod und Einzelfehler</p> <ul style="list-style-type: none"> Die geforderte Überlagerung des Einzelfehlerkonzepts mit dem Postulat „stuck rod“ (Module 2 und 3) geht sowohl über die deutsche als auch die internationale Praxis weit hinaus. Sie widerspricht den geltenden Interpretationen zu den Sicherheitskriterien: Einzelfehlerkonzept. Gemäß BMI-Sicherheitskriterien ist für die Summe der Abschalteinrichtungen ein Fehler zu unterstellen. Der in den Modulen 2 und 3 gewählte Ansatz, wonach der stuck rod, also der Fehler im Schnellabschaltsystem, zusätzlich zum Einzelfehler immer zu unterstellen ist, widerspricht den BMI-Sicherheitskriterien und der aktuellen Nachweispraxis im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren. <p>Wesentliche Änderung des gültigen Sicherheitsstandards !</p>
	Team 1	<ol style="list-style-type: none"> Modul 2 wiederholt hinsichtlich des Postulats „stuck rod“ die in Modul 1 gestellten Anforderungen, so dass sich die Diskussion auf die Modul 1 Anforderungen beschränken kann. Die Formulierung von Modul 1 Ziffer 4 (6) entspricht inhaltlich dem BMI Sicherheitskriterium 5.3 (siehe Zitat im folgenden Kommentar 505). Demnach ist die bei der Reaktorschnellabschaltung zu erreichende Abschaltreaktivität auch für den „stuck rod“ zu erreichen.

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar
		<p>3. Eine „Überlagerung des ‚stuck rod‘ Postulats mit dem Einzelfehlerkonzept“ ist in Modul 1 nicht „gefordert“, ebenso ist eine explizite Anforderung, „wonach der stuck rod zusätzlich zum Einzelfehler immer zu unterstellen ist“, in Modul 1 nicht formuliert.</p> <p>4. Auf Grund der vielfachen Diskussionen zu diesem Punkt ist es erforderlich, in Revision B von Modul 1 hierzu eindeutige Anforderungen zu formulieren.</p> <p>5. Nach Auffassung der RSK (Protokoll 383. Sitzung) sowie auch bspw. der WENRA Referenz Levels (siehe Issue F 5.6) ist der „stuck rod“ nicht der „klassische“ Einzelfehler.</p> <p>6. Diese Auffassung ist u. E. aus formalen Gründen zutreffend, da im BMI Sicherheitskriterium 5.3 der „stuck rod“ auch im bestimmungsgemäßen Betrieb anzusetzen ist, wogegen der Einzelfehler ein Postulat der Sicherheitsebene 3 ist. Nach unserer Auffassung dient das „stuck rod“ Postulat der Einführung eines „Margins“ zur Absicherung der Abschaltsicherheit bei Systemen mit „vielen“ Komponenten (Steuerstäben bzw. Steuerelementen). Aus diesen Gründen sollte das „stuck rod“ Postulat u. E. nicht mit dem Einzelfehler des Einzelfehlerkonzepts (EFK) gleichgesetzt werden.</p> <p>7. Auf Grund der Auslegung des Schnellabschaltsystems unter Zugrundelegung des „stuck rod“ Postulats wirkt das Postulat ebenenunabhängig, somit auch bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 mit Anforderung der Reaktorschnellabschaltschaltung (RESA). Hinsichtlich des Nachweiskriteriums „Erreichung der erforderlichen Abschaltreaktivität“ durch die RESA wird ein Einzelfehler gemäß EFK, der sich in der Störfallanalyse auswirken würde, in der Praxis nicht unterstellt, da das Schnellabschaltsystem „einzelfehlerfest“ ausgelegt ist. Ein Präzisierungsbedarf hinsichtlich „stuck rod“ und Einzelfehler besteht bei diesen Ereignissen u. E. nicht.</p> <p>8. Mindestens eine Abschalteinrichtung ist gemäß Ziffer 4 (7) von Modul 1 alleine in der Lage, die dauerhafte Unterkritikalität sicherzustellen. Bei dieser Abschalteinrichtung gilt, sofern die Unterkritikalität mit Steuerstäben herbeigeführt wird (SWR), das unter Nummer 7 Gesagte (siehe hierzu Ziffer 4 (7) Modul 1, letzter Satz). Sofern die dauerhafte Unterkritikalität mit anderen Einrichtungen (Bor) herbeigeführt wird, gilt für diese Einrichtung das EFK wie für jede andere Sicherheitseinrichtung.</p> <p>9. Nur für einen ggf. ereignisspezifisch vorhandenen Übergangsbereich nach erfolgter RESA bis zur Sicherstellung der dauerhaften Unterkritikalität durch die dafür vorgesehene Einrichtung, bei dem sowohl das Schnellabschaltsystem als auch Boreinspeisesysteme in ihrer Wirksamkeit benötigt sein können, um die geforderte Unterkritikalität zu erreichen, stellt sich die Frage der „Überlagerung“ des „stuck rod“ Postulats mit dem Einzelfehler gemäß EFK. Dies betrifft „reflux condenser“ Szenarien bei KMV-Störfällen sowie eventuell bei manchen Anlagen das Erdbeben. Für diesen Übergangsbereich ist eine Klarstellung des Zusammenwirkens „Stuck rod“ Postulat mit EFK vorzunehmen.</p> <p>10. In diesem Übergangsbereich ist es u. E. sicherheitstechnisch nicht erforderlich, eine Überlagerung des „stuck rod“ mit dem EFK zu fordern. Hier ist u. E. der „stuck rod“ wie ein Einzelfehler zu behandeln, d.h. dann zu unterstellen, wenn er die ungünstigsten Auswirkungen zeigt. In diesem Fall ist damit der Einzelfehler des EFK „verbraucht“.</p> <p>11. Eine entsprechende Formulierung ist in Modul 1 Ziffer 4 (7) Revision B umgesetzt.</p>
505 (Auszug)	FANP	<p>Stuck rod nicht der Einzelfehler?</p> <p><u>BMI-Sicherheitskriterien</u></p> <p>Kriterium 5.3 Einrichtungen zur Steuerung und Abschaltung des Kernreaktors</p> <p>Die Einrichtungen zur Steuerung und Abschaltung des Kernreaktors müssen alle im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen möglichen Reaktivitätsänderungen beherrschen, so dass die jeweils spezifizierten Grenzwerte für das Reaktorsystem bei den in Betrachtung zu ziehenden Transienten nicht überschritten werden.</p> <p>Die sich aus der Reaktivitätsbilanz ergebende Abschaltreaktivität muss auch für den Fall, dass Steuerelemente – mindestens das reaktivitätswirksamste Steuerelement – voll ausgefallen sind, eine ausreichende Abschaltreserve enthalten.</p> <p><u>Interpretationen zum Einzelfehlerkonzept</u></p> <p>(2) Anwendungsbereich des Einzelfehlerkriteriums</p> <p>Ein Einzelfehler ist auch bei der Auslegung der Sicherheitseinrichtungen zur Reaktorabschaltung zu unterstellen.</p> <p>(6) Einzelfehler in mehreren zur Beherrschung des Anforderungsfalles erforderlichen Sicherheitseinrichtungen</p>

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar
		<p>Müssen zur Beherrschung eines zu unterstellenden Anforderungsfalles mehrere der im Anwendungsbereich genannten Sicherheitseinrichtungen gleichzeitig oder auch zeitlich nacheinander ihre Funktion erfüllen, so ist das Auftreten eines Einzelfehlers für die Summe der Sicherheitseinrichtungen nach Maßgabe der Grundsätze des Einzelfehlerkonzeptes zu unterstellen, nicht aber für mehrere der benötigten Sicherheitseinrichtungen gleichzeitig. Davon abweichend ist in der Störfallanalyse bei Annahme des Ausfalls der ersten Anregung des Reaktorschutzsystems das gleichzeitige Auftreten eines Einzelfehlers an aktiven Systemteilen zu unterstellen, bei gleichzeitigem Instandsetzungsfall jedoch erst nach einem Zeitraum von 100 Stunden (KTA3501).</p> <p><u>KTA 3103</u></p> <p>4 Auslegung</p> <p>4.1 Übergeordnete Anforderungen</p> <p>(1) ...</p> <p>(2) Das Schnellabschaltssystem muss auch bei Auftreten eines Einzelfehlers, zum Beispiel Versagen des reaktivitätswirksamsten Steuerelements, seine unter 3.1 (1) a) beschriebene sicherheitstechnische Funktion erfüllen.</p> <p>(3) Die Abschaltsysteme, die Teil des Sicherheitssystems sind, müssen in ihrer Gesamtheit in der Lage sein, den Reaktor auch bei Auftreten eines Einzelfehlers beliebig lange unterkritisch zu halten.</p> <p>Fazit:</p> <ul style="list-style-type: none"> > BMI-Sicherheitskriterien geben vor, dass für Bilanzierung der Abschaltreaktivität immer auch die Nettobankwirksamkeit ausreichend sein muss. Sie lassen aber offen, ob der stuck rod für Nachweise auf der Sicherheitsebene 3 dem Einzelfehler entspricht. Ähnlich RSK-LL 3.1.2 (9) > Die Interpretationen zum Einzelfehlerkonzept sowie KTA 3103 sprechen für Nachweise auf der Sicherheitsebene 3 eindeutig vom stuck rod als Einzelfehler. > Der Verweis auf im Ausland vorgenommene Kombination von stuck rod und Einzelfehler als Begründung übersieht, dass im Ausland das Einzelfehlerkonzept anders gehandhabt wird (keine weitere Überlagerung eines Reparaturfalls). <p>Die neue Anforderung, stuck rod und (deutsches) Einzelfehlerkonzept zu kombinieren, ist somit weder mit dem bestehenden deutschen Regelwerk noch mit der internationalen Praxis vereinbar. Es sind auch keine neuen Erkenntnisse zur Begründung vorhanden.</p>
	Team 1	<p>Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar. Hier nur der erneute Hinweis, dass u. E. eine sprachliche Gleichsetzung des „stuck rod“ Postulats mit dem Einzelfehler des Einzelfehlerkonzepts (EFK), wie in der KTA 3103 vorgenommen, nicht sachgerecht ist. Es ist außerdem darauf hinzuweisen, dass entgegen der Aussage im Kommentar, in den Interpretationen zum EFK nicht eindeutig vom „stuck rod“ als Einzelfehler gesprochen wird. Dies ist eine Interpretation des Kommentators.</p>
612	FANP	<p>Stuck rod + Einzelfehlerkonzept?</p> <ul style="list-style-type: none"> > Ansatz Team: Stuck rod ist immer zu unterstellen, Einzelfehlerkonzept ist auf Sicherheitsebene 3 zusätzlich zu berücksichtigen Begründung: ergibt sich aus BMI-SiKri, international üblich > Einwand: logische Konsequenz dieses Ansatzes wäre, dass es auch Doppel-Stuck rod gibt; wird jedoch weder in Deutschland noch international praktiziert > Reaktion Team: Ausnahmeregelung, Einzelfehler wird nicht in Steuerelement gelegt > Einwand: Addition von SR und EF-Konzept auf SiE 3 ist in Deutschland nicht Begutachtungspraxis <ul style="list-style-type: none"> • Allerdings in Analysen meist auch nicht relevant, da Bankwirksamkeit Reserven hat • Relevant bei <ul style="list-style-type: none"> • Abfahren nach Erdbeben in Zustand „kalt, Xe-frei“ • Reflux condensor bei kleinem Leck mit Zusatzbedingungen • Abfahren nach station black out

Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar
		<p>> Reaktion Team: Ausnahme für Erdbeben, da „genehmigt“, aber nicht für andere Fälle, da in der Form nur begutachtet, aber nicht „genehmigt.“</p> <p>> Einwand: Wo bleibt die technische Logik?</p> <p>Regelwerkstexte</p> <p><u>BMI-Sicherheitskriterien</u></p> <p>Kriterium 5.3 Einrichtungen zur Steuerung und Abschaltung des Kernreaktors</p> <p>Die Einrichtungen zur Steuerung und Abschaltung des Kernreaktors müssen alle im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen möglichen Reaktivitätsänderungen beherrschen, so dass die jeweils spezifizierten Grenzwerte für das Reaktorsystem bei den in Betrachtung zu ziehenden Transienten nicht überschritten werden.</p> <p>Die sich aus der Reaktivitätsbilanz ergebende Abschaltreaktivität muss auch für den Fall, dass Steuerelemente – mindestens das reaktivitätswirksamste Steuerelement – voll ausgefallen sind, eine ausreichende Abschaltreserve enthalten.</p> <p><u>Interpretationen zum Einzelfehlerkonzept</u></p> <p>(2) Anwendungsbereich des Einzelfehlerkriteriums</p> <p>Ein Einzelfehler ist auch bei der Auslegung der</p> <ul style="list-style-type: none"> - Sicherheitseinrichtungen zur Reaktorabschaltung zu unterstellen. <p>(6) Einzelfehler in mehreren zur Beherrschung des Anforderungsfalles erforderlichen Sicherheitseinrichtungen</p> <p>Müssen zur Beherrschung eines zu unterstellenden Anforderungsfalles mehrere der im Anwendungsbereich genannten Sicherheitseinrichtungen gleichzeitig oder auch zeitlich nacheinander ihre Funktion erfüllen, so ist das Auftreten eines Einzelfehlers für die Summe der Sicherheitseinrichtungen nach Maßgabe der Grundsätze des Einzelfehlerkonzeptes zu unterstellen, nicht aber für mehrere der benötigten Sicherheitseinrichtungen gleichzeitig.</p> <p>Davon abweichend ist in der Störfallanalyse bei Annahme des Ausfalls der ersten Anregung des Reaktorschutzsystems das gleichzeitige Auftreten eines Einzelfehlers an aktiven Systemteilen zu unterstellen, bei gleichzeitigem Instandsetzungsfall jedoch erst nach einem Zeitraum von 100 Stunden (KTA3501).</p> <p><u>KTA 3103</u></p> <p>4 Auslegung</p> <p>4.1 Übergeordnete Anforderungen</p> <p>(1) ...</p> <p>(2) Das Schnellabschaltssystem muss auch bei Auftreten eines Einzelfehlers, zum Beispiel Versagen des reaktivitätswirksamsten Steuerelements, seine unter 3.1 (1) a) beschriebene sicherheitstechnische Funktion erfüllen.</p> <p>(3) Die Abschaltssysteme, die Teil des Sicherheitssystems sind, müssen in ihrer Gesamtheit in der Lage sein, den Reaktor auch bei Auftreten eines Einzelfehlers beliebig lange unterkritisch zu halten.</p> <p><u>Fazit Regelwerkstexte:</u></p> <p>> BMI-Sicherheitskriterien geben vor, dass für Bilanzierung der Abschaltreaktivität immer auch die Nettobankwirksamkeit ausreichend sein muss. Sie lassen aber offen, ob der stuck rod für Nachweise auf der Sicherheitsebene 3 dem Einzelfehler entspricht. Ähnlich RSK-LL 3.1.2 (9)</p> <p>> Die Interpretationen zum Einzelfehlerkonzept sowie KTA 3103 sprechen für Nachweise auf der Sicherheitsebene 3 eindeutig vom stuck rod als Einzelfehler.</p> <p>> Der Verweis auf im Ausland vorgenommene Kombination von stuck rod und Einzelfehler als Begründung übersieht, dass im Ausland das Einzelfehlerkonzept anders gehandhabt wird (keine weitere Überlagerung eines Reparaturfalls).</p> <p>Die neue Anforderung, stuck rod und (deutsches) Einzelfehlerkonzept zu kombinieren, ist somit weder mit dem bestehenden deutschen Regelwerk vereinbar noch aus der internationalen Praxis abzuleiten.</p>

Komm. Nr.	Kommen tator	Kommentar
		<p><u>Neue Erkenntnisse?</u></p> <ul style="list-style-type: none"> > Überlagerungen von Postulaten werden typischerweise vorgenommen, wenn Analyse oder Erfahrung zeigt, dass das gleichzeitige Eintreten aufgrund der Wahrscheinlichkeit und des Schadensausmaßes in Betracht gezogen werden muss. (z.B. bisherige Praxis der Überlagerung von Notstromfall mit Störfall) > Gibt es eine neue Erkenntnis, dass Stuck rod nach dem heutigen Kenntnisstand für deutsche KKW als wahrscheinlicher eingestuft werden muss, als früher angenommen? Nein, das Gegenteil ist der Fall. In deutschen DWR z.B. hat es in den vergangenen knapp 40 Jahren insgesamt näherungsweise 75 000 Einwürfe von Steuerelementen gegeben ohne einen einzigen stuck rod! <p>Auf Grund der Betriebserfahrung ist festzustellen, dass es sich bei einem stuck rod um einen besonders unwahrscheinlichen Einzelfehlertyp handelt. Es besteht somit auch aufgrund neuer Erkenntnisse keinerlei Anlass, den stuck rod als Zusatzpostulat mit dem Einzelfehlerkonzept zu überlagern. Wieder kein Kredit für gute „präventive Technik“?</p>
	Team 1	Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.
615	VGB Power	<p>Die geforderte Überlagerung des Konzepts „Einzelfehler plus Reparaturfall“ mit dem Postulat „stuck rod“ (Module 2 und 3) geht sowohl über die deutsche als auch die internationale Praxis weit hinaus. Sie widerspricht den geltenden Interpretationen zu den Sicherheitskriterien.</p> <p>Gemäß BMI-Sicherheitskriterien ist für die Summe der Abschaltseinrichtungen ein Fehler zu unterstellen:</p> <p><i>Kriterium 5.3 Einrichtungen zur Steuerung und Abschaltung des Kernreaktors</i> <i>Die Einrichtungen zur Steuerung und Abschaltung des Kernreaktors müssen alle im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen möglichen Reaktivitätsänderungen beherrschen, so dass die jeweils spezifizierten Grenzwerte für das Reaktorsystem bei den in Betrachtung zu ziehenden Transienten nicht überschritten werden.</i></p> <p>...</p> <p><i>Die sich aus der Reaktivitätsbilanz ergebende Abschaltreaktivität muss auch für den Fall, dass Steuerelemente – mindestens das reaktivitätswirksameste Steuerelement – voll ausgefallen sind, eine ausreichende Abschaltreserve enthalten.</i></p> <p>Diese Kriterien sind entsprechend der gültigen Interpretation zum Einzelfehlerkonzept (...) eindeutig definiert:</p> <p>(2) Anwendungsbereich des Einzelfehlerkriteriums</p> <p>...</p> <p><i>Ein Einzelfehler ist auch bei der Auslegung der</i> <i>- Sicherheitseinrichtungen zur Reaktorabschaltung ...</i> <i>zu unterstellen.</i></p> <p>(6) Einzelfehler in mehreren zur Beherrschung des Anforderungsfalles erforderlichen Sicherheitseinrichtungen <i>Müssen zur Beherrschung eines zu unterstellenden Anforderungsfalles mehrere der im Anwendungsbereich genannten Sicherheitseinrichtungen gleichzeitig oder auch zeitlich nacheinander ihre Funktion erfüllen, so ist das Auftreten eines Einzelfehlers für die Summe der Sicherheitseinrichtungen nach Maßgabe der Grundsätze des Einzelfehlerkonzeptes zu unterstellen, nicht aber für mehrere der benötigten Sicherheitseinrichtungen gleichzeitig.</i></p> <p>Der in den Modulen 2 und 3 gewählte Ansatz, wonach der stuck rod, also der Fehler im Schnellabschaltssystem, zusätzlich zum Einzelfehler immer zu unterstellen ist, widerspricht den BMI- Sicherheitskriterien und der aktuellen Nachweispraxis im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren.</p>
	Team 1	Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
4 (7)	<p>Mindestens eine Abschalt-einrichtung ist allein in der Lage, den Reaktor nach erfolgter Abschaltung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a, auch bei der für die Reaktivitätsbilanz ungünstigsten Temperatur, die unter den in Betracht zu ziehenden Ereignissen möglich ist, dauerhaft unterkritisch zu halten.</p> <p>Bei Kühlmittelverlustereignissen können zur Sicherstellung der dauerhaften Unterkritikalität die Einrichtungen zur Notkühlung herangezogen werden.</p> <p>Sofern die dauerhafte Abschaltung mittels Steuerstäben sichergestellt wird, wird auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 das Nichteinfahren des wirksamsten Steuerstabs unterstellt.</p>				4 (7)	<p>Mindestens eine Abschalt-einrichtung ist allein in der Lage, den Reaktor nach erfolgter Abschaltung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a, auch bei der für die Reaktivitätsbilanz ungünstigsten Temperatur, die unter den in Betracht zu ziehenden Ereignissen möglich ist, dauerhaft unterkritisch zu halten.</p> <p>Bei Kühlmittelverluststörfällen ereignissen können zur Sicherstellung der dauerhaften Unterkritikalität die Einrichtungen zur Notkühlung herangezogen werden.</p> <p>Beim Nachweis, dass die geforderte Unterkritikalität nach erfolgter Abschaltung durch das Schnellabschalt-system aufrecht erhalten bleibt, wird der unterstellte Nichteinfall des reaktivitätswirksamsten Steuerelements bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 wie ein Einzelfehler gemäß Ziffer 3.1 (4) behandelt.</p> <p>Sofern die dauerhafte Abschaltung durchmittels Steuerstäben sichergestellt wird, wird auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 das Nichteinfahren bzw. Nichteinschießen des wirksamsten Steuerstabs unterstellt.</p>
4 (8)	<p>Die Einbauten des Reaktordruckbehälters sind so beschaffen und angeordnet, dass bei den auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 auftretenden Einwirkungen die anforderungsgerechte Funktionsfähigkeit der Einbauten erhalten bleibt.</p> <p>Die Einbauten sind so beschaffen, dass bei störfallbedingten Einwirkungen sowie bei Einwirkungen aus den Ereignissen der Sicherheits-</p>	Team 1		Anforderungen sind durch Ziffern 7.1 (2), 7.2 (1), 7.3 (1) und 7.4 (1) von Modul 2 erfasst. Ziffer 4 (8) Modul 1 wird gestrichen.	4 (8)	<p>Die Einbauten des Reaktordruckbehälters sind so beschaffen und angeordnet, dass bei den auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 auftretenden Einwirkungen die anforderungsgerechte Funktionsfähigkeit der Einbauten erhalten bleibt.</p> <p>Die Einbauten sind so beschaffen, dass bei störfallbedingten Einwirkungen sowie bei Einwirkungen aus den Ereignissen der Sicherheits-ebene 4a die sicherheitstechnischen Nachweisziele eingehalten</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	ebene 4a die sicherheitstechnischen Nachweisziele eingehalten werden und damit die sichere Abschaltung des Reaktors und die ausreichende Abfuhr der Nachwärme gewährleistet sind und unzulässige Folgen, wie z.B. unzulässige Reaktivitätserhöhungen, ausgeschlossen werden können.					werden und damit die sichere Abschaltung des Reaktors und die ausreichende Abfuhr der Nachwärme gewährleistet sind und unzulässige Folgen, wie z.B. unzulässige Reaktivitätserhöhungen, ausgeschlossen werden können.
4 (9)	Maßnahmen und Einrichtungen zur Handhabung und Lagerung der unbestrahlten und bestrahlten Kernbrennstoffe sind derart vorgesehen, dass ein Kritikalitätsereignis in den Lagereinrichtungen auch unter Störfallbedingungen bzw. bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 4a nicht zu unterstellen ist.				4 (89)	Maßnahmen und Einrichtungen zur Handhabung und Lagerung der unbestrahlten und bestrahlten Kernbrennstoffe sind derart vorgesehen, dass ein Kritikalitätsereignis in den Lagereinrichtungen auch unter Störfallbedingungen bzw. bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 4a nicht zu unterstellen ist.
4 (10)	Bei Ereignissen und Zuständen der Sicherheitsebene 4b soll durch die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes die Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern sowie bei der Brennelementlagerung soweit erhalten oder wieder hergestellt werden, dass Zustände, die zum Verlust der Kern- bzw. Brennelementkühlung führen würden, vermieden werden können.	585	ESN	Bemerkung: Hier wird dargestellt, dass durch anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen die Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern/ BE-Lagerung erhalten oder wieder hergestellt werden soll, so dass Zustände, die zum Verlust der Kern-/ BE-Kühlung vermieden werden. U.E. existieren derartige Notfallmaßnahmen (z.B. Boreinspeisung) in deutschen KKWs nicht – insofern wird mit der hier verwendeten Formulierung eine neue Anforderung gestellt. Team 1: Sofern bei Ereignissen/Zuständen der Sicherheitsebene 4b die Kontrolle der Reaktivität im Kern bzw. BE- Becken in Frage gestellt ist, sind u. E. Notfallmaßnahmen mit der angesprochenen Aufgabenstellung vorzuplanen (siehe auch Ziffer 2.3 (3)). Da durch diese Ziffer ausreichend erfasst, wird Ziffer 4 (10) gestrichen.	4 (10)	Bei Ereignissen und Zuständen der Sicherheitsebene 4b soll durch die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes die Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern sowie bei der Brennelementlagerung soweit erhalten oder wieder hergestellt werden, dass Zustände, die zum Verlust der Kern- bzw. Brennelementkühlung führen würden, vermieden werden können.
5.	Anforderungen zur Kühlung der				5.	Anforderungen zur Kühlung der

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Brennelemente					Brennelemente
5 (1)	Die Kühlung der Brennelemente (Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und den Brennelementlagereinrichtungen) ist auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a in allen Betriebsphasen sichergestellt.				5 (1)	Die Kühlung der Brennelemente (Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und den Brennelementlagereinrichtungen) ist auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a in allen Betriebsphasen sichergestellt.
5 (2)	Dazu wird die im Brennelement erzeugte Wärme derart abgeführt, dass die auf den Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien im Hinblick auf die Einwirkungen der Brennelemente und der übrigen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen während ihrer gesamten Einsatzzeit in allen Betriebsphasen eingehalten werden. Dies ist dadurch sichergestellt, dass a) in ausreichendem Umfang Kühlmittel und Wärmesenken zur Verfügung stehen sowie b) der Wärmetransport vom Brennstoff bis zur Wärmesenke und c) die Wärmeabfuhr bei Handhabung und Lagerung der Brennelemente gewährleistet ist.		Team 1	Streichung „in allen Betriebsphasen“, da bereits in Ziffer 5 (1) geregelt.	5 (2)	Dazu wird die im Brennelement erzeugte Wärme derart abgeführt, dass die auf den Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien im Hinblick auf die Einwirkungen auf die der Brennelemente und die übrigen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen während ihrer gesamten Einsatzzeit in allen Betriebsphasen eingehalten werden. Dies ist dadurch sichergestellt, dass a) in ausreichendem Umfang Kühlmittel und Wärmesenken zur Verfügung stehen sowie b) der Wärmetransport vom Brennstoff bis zur Wärmesenke und c) die Wärmeabfuhr bei Handhabung und Lagerung der Brennelemente gewährleistet ist.
5 (3)	Es ist ein zuverlässiges und redundant aufgebautes System zum Abfahren des Reaktors und zur Nachwärmeabfuhr im bestimmungsgemäßen Betrieb vorgesehen, welches so beschaffen ist, dass auch nach Unterbrechung der Wärmeabfuhr vom Reaktor zur Hauptwärmesenke auch bei Auftreten eines Einzelfehlers während eines Instandhaltungs-				5 (3)	Es ist ein zuverlässiges und redundant aufgebautes System zum Abfahren des Reaktors und zur Nachwärmeabfuhr im bestimmungsgemäßen Betrieb vorgesehen, welches so beschaffen ist, dass auch nach Unterbrechung der Wärmeabfuhr vom Reaktor zur Hauptwärmesenke, auch bei Auftreten eines Einzelfehlers während eines Instandhaltungsfalles im Nachwärmeabfuhrsystem, die

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	falles im Nachwärmeabfuhrsystem die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Brennelemente, für die Kerneinbauten, für die druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels sowie für den Sicherheitseinschluss erfüllt werden.					sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Brennelemente, für die Kerneinbauten, für die Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels sowie für den Sicherheitseinschluss erfüllt werden.
5 (4)	Es ist ein zuverlässiges und redundant aufgebautes System für die Notkühlung (Notkühlsystem) des Reaktorkerns bei Kühlmittelverluststörfällen vorgesehen, welches gewährleistet, dass für die in Betracht kommenden Bruchgrößen, Bruchlagen, Betriebszustände und Transienten im Reaktorkühlsystem a) die sicherheitstechnischen Aufgaben auch unter Beachtung der Vorgaben des Einzelfehlerkonzepts erfüllt werden, b) die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Brennelemente, die Kerneinbauten und für den Sicherheitseinschluss nicht überschritten werden, c) chemische Reaktionen auf ein sicherheitstechnisch unbedenkliches Maß beschränkt werden.				5 (4)	Es ist ein zuverlässiges und redundant aufgebautes System für die Notkühlung (Notkühlsystem) des Reaktorkerns bei Kühlmittelverluststörfällen vorgesehen, welches gewährleistet, dass für die in Betracht kommenden Bruchgrößen, Bruchlagen, Betriebszustände und Transienten im Reaktorkühlsystem a) die sicherheitstechnischen Aufgaben auch unter Beachtung der Vorgaben von Ziffer 3.1 (4) des Einzelfehlerkonzepts erfüllt werden, b) die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Brennelemente, die Kerneinbauten und für den Sicherheitseinschluss eingehalten nicht überschritten werden. c) chemische Reaktionen auf ein sicherheitstechnisch unbedenkliches Maß beschränkt werden.
5 (5)	Es ist ein zuverlässiges, redundant aufgebautes System zum Abfahren des Reaktors und zur Nachwärmeabfuhr bei Störfällen ohne Kühlmittelverlust vorgesehen, welches gewährleistet, dass auch nach Unterbrechung oder Störung der Wärmeabfuhr vom Reaktor zur				5 (5)	Es ist ein zuverlässiges, redundant aufgebautes System zum Abfahren des Reaktors und zur Nachwärmeabfuhr bei Störfällen ohne Kühlmittelverlust vorgesehen, welches gewährleistet, dass auch nach Unterbrechung oder Störung der Wärmeabfuhr vom Reaktor zur

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	meabfuhr vom Reaktor zur Hauptwärmesenke die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien auch unter Beachtung der Vorgaben des Einzelfehlerkonzepts erfüllt werden.					Hauptwärmesenke die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien auch unter Beachtung der Vorgaben von Ziffer 3.1 (4) des Einzelfehlerkonzepts erfüllt werden.
5 (6)	Die Einrichtungen zur Lagerung bestrahlter Kernbrennstoffe verfügen über ausreichende Lagerkapazitäten sowie eine ausreichend wirksame und hinreichend zuverlässige Nachwärmeabfuhr auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a. Eine vollständige Auslagerung des Reaktorkerns in die vorhandenen Lagereinrichtungen ist jederzeit möglich.	508	Vattenfall	<p>Im Modul 1, Kapitel 5, Absatz 5 (6) wird gefordert: "Eine vollständige Auslagerung des Reaktorkerns in die vorhandenen Lagereinrichtungen muss jederzeit möglich sein." Diese Forderung ist sicherheitstechnisch nicht begründbar und folglich ersatzlos zu streichen. Eine unterstellte Leckage am Reaktordruckgefäß kann mit heute verfügbarer Technik an beliebiger Stelle ggf. in Verbindung mit der Entladung weniger Brennelemente behoben werden. Die Forderung nach einer "jederzeit" möglichen Endladbarkeit suggeriert einen aus sicherheitstechnischer Sicht kurzfristigen Handlungsbedarf, der sich aus dem bestehenden Auslegungskonzept der Anlagen nicht ableiten lässt. Eine höhere Beladung des Lagerbeckens mit abgebrannten, bereits über Jahre abgeklungenen Brennelementen wirkt sich auch aus radiologischer Sicht nicht nachteilig aus, da deren Beitrag zum Aktivitätsinventar im Vergleich zu den jeweils zuletzt entladenen Brennelementen vernachlässigbar gering ist.</p> <p>Team 1: Es ist richtig, dass ein unmittelbarer sicherheitstechnischer Grund für die Erfordernis einer vollständigen Auslagerung des Kerns nicht bekannt ist. Diese Anforderung gehört allerdings zur „good practice“, auch international (siehe bspw. IAEA, NS-G 1.4, 5.14: "In determining the adequacy of the storage capacity, consideration should be given to meeting the maximum requirements for fuel storage that may arise at any time during the lifetime of the reactor. In addition,</p>	5 (6)	Die Einrichtungen zur Lagerung bestrahlter Kernbrennstoffe verfügen über ausreichende Lagerkapazitäten sowie eine ausreichend wirksame und hinreichend zuverlässige Nachwärmeabfuhr auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a. Eine vollständige Auslagerung des Reaktorkerns in die vorhandenen Lagereinrichtungen ist jederzeit möglich.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				depending on the reactor type, free space should be provided for unloading one full core at any time". Insofern gehört diese Anforderung u. E. zum Regelungsumfang von Modul 1.		
5 (7)	Bei Ereignissen und Zuständen der Sicherheitsebene 4b ist das vorrangige Ziel die Vermeidung schwerer Kernschäden. Hierzu wird die Erhaltung oder Wiederherstellung der Kühlung der Brennelemente durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes angestrebt.		Team 1	Durch Ziffer 2.3 (3) ausreichend erfasst , daher wird Ziffer 5 (7) gestrichen.	5 (7)	Bei Ereignissen und Zuständen der Sicherheitsebene 4b ist das vorrangige Ziel die Vermeidung schwerer Kernschäden. Hierzu wird die Erhaltung oder Wiederherstellung der Kühlung der Brennelemente durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes angestrebt.
6.	Anforderungen zum Erhalt der Barrierenintegrität	585	ESN	Änderungsvorschlag: Im Abschnitt 6 sind keine Anforderungen zu Erhalt der Barrierenintegrität auf den Ebenen 4b/c enthalten, diese sollten ergänzt werden. Team 1: Ein gegenüber Ziffer 2.2 (6) Modul 1 hinausgehender Umfang von Anforderungen innerhalb von Modul 1 ist u. E. nicht erforderlich.	6.	Anforderungen zum Erhalt der Barrierenintegrität
6 (1)	Die Brennstabhüllrohre (1. Barriere gemäß Ziffer 2.2 (3a)) sind so beschaffen und angeordnet, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 deren Integrität während ihrer gesamten Einsatz- und Lagerzeit sichergestellt ist, abgesehen vom zulässigen Umfang betrieblich bedingter Hüllrohrschäden. Unter den Bedingungen von Kühlmittelverluststörfällen wird der zulässige Brennstabschadensumfang nicht überschritten. Bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 4a ist der Erhalt einer kühl- und abschaltbaren Geometrie des Reaktorkerns gewährleistet, bei		Team 1	Streichung der in Modul 3 bereits detaillierter geregelten Anforderungen.	6 (1)	Die Brennstabhüllrohre (1. Barriere gemäß Ziffer 2.2 (3a)) sind so beschaffen und angeordnet, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden. 3 deren Integrität während ihrer gesamten Einsatz- und Lagerzeit sichergestellt ist, abgesehen vom zulässigen Umfang betrieblich bedingter Hüllrohrschäden. Unter den Bedingungen von Kühlmittelverluststörfällen wird der zulässige Brennstabschadensumfang nicht überschritten. Bei den Ereignissen der Sicherheitsebene 4a ist der Erhalt einer kühl- und ab-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	Betriebszuständen mit geöffnetem Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter die Integrität der Brennstabhüllrohre.					schaltbaren Geometrie des Reaktorkerns gewährleistet, bei Betriebszuständen mit geöffnetem Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter die Integrität der Brennstabhüllrohre.
6 (2a)	Die Komponenten, die Reaktorkühlmittel führen und unter höherem als atmosphärischem Druck stehen (Druckführende Umschließung, 2. Barriere gemäß Ziffer 2.2 (3a)), sind so beschaffen und angeordnet sowie werden so betrieben, dass das Auftreten von Lecks, die auslegungsgemäß nicht beherrscht werden, rasch fortschreitenden Rissen und spröden Brüchen nicht unterstellt werden muss.				6 (2a)	Die Komponenten, die Reaktorkühlmittel führen und unter höherem als atmosphärischem Druck stehen (Druckführende Umschließung, 2. Barriere gemäß Ziffer 2.2 (3a)), sind so beschaffen und angeordnet sowie werden so betrieben, dass das Auftreten von Lecks, die auslegungsgemäß nicht beherrscht werden, rasch fortschreitenden Rissen und spröden Brüchen nicht unterstellt werden muss.
6 (2b)	Zu diesem Zweck wird bei der Auslegung ein sicherheitstechnisch ausreichender Zuschlag (gemäß Ziffer 3.1 (1)) zu den Werten der Einwirkungen vorgesehen, um zu gewährleisten, dass die Auslegungsbedingungen der Druckführenden Umschließung im Bestimmungsgemäßen Betrieb nicht überschritten werden. Einrichtungen für eine Überwachung auf etwaige Leckagen während des Betriebes sind vorgesehen.				6 (2b)	Zu diesem Zweck wird bei der Auslegung ein sicherheitstechnisch ausreichender Zuschlag (gemäß Ziffer 3.1 (24)) auf die ermittelten zu den Werten der Einwirkungen vorgesehen, um zu gewährleisten, dass die Auslegungsbedingungen der Druckführenden Umschließung im bBestimmungsgemäßen Betrieb nicht überschritten werden. Einrichtungen für eine Überwachung auf etwaige Leckagen während des Betriebes sind installiert. vorgesehen.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
6 (2c)	Zur Vermeidung der Überschreitung des zulässigen Druckes in der druckführenden Umschließung (bei DWR Anlagen einschließlich der Sekundärseite des Dampferzeugers) sind wirksame und zuverlässige Einrichtungen zur Druckbegrenzung und zur Überdruckabsicherung vorgesehen. Die Einrichtungen sind so beschaffen, dass die bei der sekundärseitigen und primärseitigen Druckentlastung auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c zu betrachtenden Medien sicher abgeführt werden können.	585	ESN	Änderungsvorschlag: Die im zweiten Satz angeführten Maßnahmen (SDE, PDE) sind Maßnahmen der Sicherheitsebene 4b. Insofern ist die in diesem Kontext gemachte Angabe "Sicherheitsebene 4c" in Frage zu stellen. Team 1: Der Kommentar ist berechtigt. Die Maßnahmen PDE und SDE des anlageninternen Notfallschutzes bei DWR sind für Ereignisse der Ebene 4b ausgelegt.	6 (2c)	Zur Vermeidung der Überschreitung des zulässigen Druckes in der Druckführenden Umschließung (bei DWR Anlagen einschließlich der Sekundärseite des Dampferzeugers) sind wirksame und zuverlässige Einrichtungen zur Druckbegrenzung und zur Überdruckabsicherung vorgesehen. Die Einrichtungen sind so beschaffen, dass die bei der sekundärseitigen und primärseitigen Druckentlastung auf der Sicherheits-ebenen 4b und 4c zu betrachtenden Medien sicher abgeführt werden können.
6 (2d)	Die Komponenten der druckführenden Umschließung sind so angeordnet und verankert, dass bei an ihnen auftretenden Störfällen keine sicherheitstechnisch unzulässigen Folgeschäden an anderen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen verursacht werden können.		Team 1	Sachverhalte sind entsprechend in Modul 4 geregelt. Ziffer 6 (2d) Modul 1 wird gestrichen.	6 (2d)	Die Komponenten der druckführenden Umschließung sind so angeordnet und verankert, dass bei an ihnen auftretenden Störfällen keine sicherheitstechnisch unzulässigen Folgeschäden an anderen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen verursacht werden können.
6 (2e)	Das Kernkraftwerk wird so betrieben, dass die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Belastung der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a nicht erfüllt.		Team 1	Sprachliche Anpassung.	6 (2de)	Das Kernkraftwerk wird so betrieben, dass die jeweils zulässigen Werte für Einwirkungen auf die geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Belastung der Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a nicht überschritten werden. nicht erfüllt.
6 (3a)	Das Kernkraftwerk besitzt einen Sicherheitseinschluss (3. Barriere gemäß Ziffer 2.2 (3a)), der seine sicherheitstechnische Aufgabe unter allen Bedingungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie der Transien-				6 (3a)	Das Kernkraftwerk besitzt einen Sicherheitseinschluss (3. Barriere gemäß Ziffer 2.2 (3a)), der seine sicherheitstechnische Aufgabe unter allen Bedingungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie bei der Transienten mit Ausfall der Reaktor-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>ten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung in der Sicherheitsebene 4a erfüllen kann. Dies gilt in den Betriebsphasen A und B sowie in der Betriebsphase C bis zum Zeitpunkt des Öffnens des Sicherheitsbehälters.</p> <p>In den Betriebsphasen C bis E, bei denen der Sicherheitsbehälter geöffnet sein kann, ist sichergestellt, dass unter den Bedingungen der Sicherheitsebene 1 sowie bei den zu unterstellenden Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 und 3 wirksame und zuverlässige Rückhalteeinrichtungen vorhanden sind und ein unzulässiger Verlust von Kühlmittel aus dem Sicherheitsbehälter durch kurzfristig mögliche Maßnahmen unterbunden wird.</p> <p>Einrichtungen, die radioaktive Stoffe enthalten, werden innerhalb des Sicherheitseinschlusses untergebracht, soweit eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung nicht auf andere Weise ausreichend zuverlässig verhindert werden kann. In dem Sicherheitsbehälter sind grundsätzlich die unter hohem Druck stehenden, Primärkühlmittel führenden Komponenten der Reaktoranlage untergebracht. Hiervon ausgenommen werden können Abschnitte der Frischdampfleitungen und Speisewasserleitungen sowie sonstiger Leitungen, soweit dies technisch notwendig ist und sofern gewährleistet ist, dass deren Bruch nicht zu unzulässiger Strahlenexposition in der Umgebung</p>					<p>schnellabschaltung (in der Sicherheits-ebene 4a) erfüllen kann. Dies gilt in den Betriebsphasen A und B sowie in der Betriebsphase C bis zum Zeitpunkt des Öffnens des Sicherheitsbehälters.</p> <p>In den Betriebsphasen C bis E, bei denen der Sicherheitsbehälter geöffnet sein kann, ist sichergestellt, dass unter den Bedingungen der Sicherheitsebene 1 sowie bei den zu unterstellenden Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 und 3 wirksame und zuverlässige Rückhalte-funktionen einrichtungen vorhanden sind und ein unzulässiger Verlust von Kühlmittel aus dem Sicherheitsbehälter durch kurzfristig mögliche Maßnahmen unterbunden wird.</p> <p>Einrichtungen, die radioaktive Stoffe enthalten, werden innerhalb des Sicherheitseinschlusses untergebracht, soweit eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung nicht auf andere Weise ausreichend zuverlässig verhindert werden kann.</p> <p>In dem Sicherheitsbehälter sind grundsätzlich die unter hohem Druck stehenden, Primärkühlmittel führenden Komponenten der ReaktoraAnlage untergebracht. Hiervon ausgenommen werden können Abschnitte der Frischdampfleitungen und Speisewasserleitungen sowie sonstiger Leitungen, soweit dies technisch notwendig ist und sofern gewährleistet ist, dass derer Bruch solcher Leitungen nicht zu unzulässiger Strahlenexposition in der Umgebung führt.</p> <p>Es ist ein zuverlässiger, ausreichend schneller und hinreichend langzeitiger Abschluss der Durchdringungen durch den Sicherheitsbehälter ist gewährleis-</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	führt. Es ist ein zuverlässiger, ausreichend schneller und hinreichend langzeitiger Abschluss der Durchdringungen durch den Sicherheitsbehälter gewährleistet.					tet.
6 (3b)	Bei Kühlmittelverluststörfällen wird im Sumpfbetrieb ein langfristiger Temperatur- oder Druckanstieg im Sicherheitsbehälter verhindert.				6 (3b)	Bei Kühlmittelverluststörfällen wird während des im -Sumpfbetriebs ein langfristiger Temperatur- oder Druckanstieg im Sicherheitsbehälter verhindert.
7.	Zu berücksichtigende Ereignisse				7.	Zu berücksichtigende Betriebszustände und Ereignisse
7.1	Störungen und Störfälle				7.1	Betriebszustände, Störungen und Störfälle
7.1 (1)	Der Auslegung der gemäß Ziffer 2.1 (3) auf den Sicherheitsebenen zu verwirklichenden Maßnahmen und Einrichtungen sind jeweils zugrunde gelegt: - die in der Sicherheitsebene 1 zu erwartenden Betriebszustände einschließlich von Prü fzuständen, - die Ereignisse, deren Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage zu erwarten ist (Sicherheitsebene 2), sowie - ein abdeckendes Spektrum an Ereignissen, deren Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage nicht zu erwarten, jedoch dennoch zu unterstellen ist (Sicherheitsebene 3).				7.1 (1)	Der Auslegung der gemäß Ziffer 2.1 (3) auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 zu verwirklichenden Maßnahmen und Einrichtungen sind jeweils zu g Grunde gelegt: - die in der Sicherheitsebene 1 zu erwartenden Betriebszustände einschließlich von Prü fzuständen, - die Ereignisse, deren Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage zu erwarten ist (Sicherheitsebene 2), sowie - ein abdeckendes Spektrum an Ereignissen, deren Eintreten während der Betriebsdauer der Anlage auf Grund der Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der vorhandenen Maßnahmen und Einrichtungen nicht zu erwarten, jedoch dennoch zu unterstellen ist (Sicherheitsebene 3).
7.1 (2)	Die Auslegung der jeweiligen Maßnahmen und Einrichtungen erfolgt derart , dass für die zu berücksichti-				7.1 (2)	Die Auslegung der jeweiligen Maßnahmen und Einrichtungen erfolgt -derart- , dass für die zu berücksichtigenden Be-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	genden Betriebszustände und Ereignisse unter Berücksichtigung festgelegter Randbedingungen nachgewiesen wird, dass die jeweilig geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien erfüllt werden.					triebszustände und Ereignisabläufe unter Berücksichtigung festgelegter Randbedingungen nachgewiesen wird, dass die jeweilig geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien erfüllt werden.
7.1 (3)	Die Vollständigkeit und der abdeckende Charakter der zu betrachtenden Ereignisse sind anlagenspezifisch gewährleistet.				7.1 (3)	Die Vollständigkeit und der abdeckende Charakter der zu betrachtenden Ereignisabläufe sind anlagenspezifisch gewährleistet.
Hinweis	Die auf den einzelnen Sicherheitsebenen mindestens herangezogenen Ereignisse sowie die jeweilig einzuhaltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien sind in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ dargestellt.				Hinweis	Die auf den einzelnen Sicherheitsebenen 2 bis 4a mindestens herangezogenen Ereignisabläufe sowie die jeweilig einzuhaltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien sind in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) dargestellt.
7.2	Übergreifende Einwirkungen von Innen (EVI) und Außen (EVA)				7.2	Übergreifende Einwirkungen von innen (EVI) und aAußen (EVA)
7.2 (1)	Alle Einrichtungen, die erforderlich sind, den Kernreaktor sicher abzuschalten, ihn in abgeschaltetem Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen oder eine etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, sind so ausgelegt und befinden sich in einem solchen Zustand und werden dort gehalten, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei naturbedingten Einwirkungen, soweit sie in Betracht zu ziehen sind, oder sonstigen Einwirkungen von Außen, wie Störmaßnahmen Dritter, erfüllen können.				7.2 (1)	Alle Einrichtungen, die erforderlich sind, den Kernreaktor sicher abzuschalten, und ihn in abgeschaltetem Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen oder eine etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, sind so ausgelegt und befinden sich dauerhaft in einem solchen Zustand, -und werden dort gehalten, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei naturbedingten Einwirkungen, soweit sie in Betracht zu ziehen sind, oder sonstigen Einwirkungen von a Außen, wie Störmaßnahmen Dritter, erfüllen können.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
7.2 (2)	<p>Der Auslegung dieser Einrichtungen sind zugrunde gelegt:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. die jeweils folgenschwersten naturbedingten Einwirkungen oder sonstigen Einwirkungen von Außen, die an dem betreffenden Standort berücksichtigt werden müssen; 2. den Besonderheiten lange andauernder äußerer Einwirkungen ist Rechnung zu tragen; 3. Kombinationen mehrerer naturbedingter oder sonstiger Einwirkungen von Außen (z.B. Erdbeben, Hochwasser, Sturm, Blitz, Brände) oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen (z.B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Rauchentwicklung, Notstromfall) sind dann zu unterstellen, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen oder nach dem Stand von Wissenschaft und Technik unterstellt werden muss. 				7.2 (2)	<p>Der Auslegung dieser Einrichtungen sind zu gGrunde gelegt:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. die jeweils folgenschwersten naturbedingten Einwirkungen oder sonstigen Einwirkungen von aAußen, die an dem betreffenden Standort berücksichtigt werden müssen; 2. die Besonderheiten lange andauernder äußerer Einwirkungen ist Rechnung zu tragen; 3. Kombinationen mehrerer naturbedingter oder sonstiger Einwirkungen von aAußen (z.B. Erdbeben, Hochwasser, Sturm, Blitz, Brände) oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen (z.B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Rauchentwicklung, Notstromfall); die-se Kombinationen werden sind dann zu unterstellt, en- wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen oder nach dem Stand von Wissenschaft und Technik unterstellt werden muss.
7.2 (3)	Die erkennbare zukünftige Entwicklung der Eigenschaften des Standortes im Hinblick auf die zu betrachtenden Einwirkungen von Außen ist berücksichtigt.				7.2 (3)	Die erkennbare zukünftige Entwicklung der Eigenschaften des Standortes im Hinblick auf die zu betrachtenden Einwirkungen von a Außen ist berücksichtigt.
7.2 (4)	Brände und Explosionen in der Anlage werden verhütet. Die sicherheitstechnisch wichtigen Maßnah-				7.2 (4)	Brände und Explosionen in der Anlage werden verhütet. Zudem sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherr-

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	men und Einrichtungen sind so beschaffen und angeordnet, dass die Erfüllung ihrer Aufgaben durch Brände und Explosionen nicht unzulässig beeinträchtigt wird.					<u>schung von Bränden vorhanden</u> . Die sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen sind so beschaffen und angeordnet, dass die Erfüllung ihrer Aufgaben durch Brände und Explosionen nicht unzulässig beeinträchtigt wird.
7.2 (5)	Es sind die Maßnahmen getroffen, die zur Verhinderung unzulässiger Folgen einer anlageninternen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen erforderlich sind.				7.2 (5)	Es sind die Maßnahmen <u>und Einrichtungen vorgesehen</u> , getroffen , die zur Verhinderung unzulässiger Folgen einer anlageninternen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen erforderlich sind.
7.2 (6)	Die zueinander redundanten Teilsysteme von Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt aufgestellt oder aber sie sind geeignet geschützt, um bei Einwirkungen von Außen bzw. von Innen (wie Brand oder Überflutung) einen redundanzübergreifenden Funktionsausfall zu verhindern.				7.2 (6)	Die zueinander redundanten Teilsysteme von Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt aufgestellt oder <u>so</u> aber sie sind geeignet geschützt, <u>dass</u> um bei Einwirkungen von <u>a</u> Außen bzw. von i nnen (wie Brand oder Überflutung) einen redundanzübergreifenden Funktionsausfall <u>nicht zu unterstellen ist</u> . zu verhindern .
7.3	Notstandsfälle				7.3	Notstandsfälle
7.3 (1)	Bei der Auslegung der Anlage gegen Einwirkungen von Außen sind auch zivilisatorisch bedingte Einwirkungen der Sicherheitsebene 4a (Notstandsfälle) berücksichtigt.				7.3 (1)	Bei der Auslegung der Anlage gegen Einwirkungen von <u>a</u> Außen sind auch zivilisatorisch bedingte Einwirkungen der Sicherheitsebene 4a (Notstandsfälle) berücksichtigt.
7.3 (2)	Die erkennbare zukünftige Entwicklung der Eigenschaften des Standortes im Hinblick auf zu betrachtende Notstandsfälle ist berücksichtigt.				7.3 (2)	Die erkennbare zukünftige Entwicklung der Eigenschaften des Standortes im Hinblick auf zu betrachtende Notstandsfälle ist berücksichtigt.
		Team 1		Verlagerung von Ziffer 3.2.5 (6) Modul 6 Rev. A nach Modul 1.	7.3 (3)	<u>Kombinationen mehrerer Einwirkungen von außen, die der Sicherheitsebene 4a zugeordnet sind oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen</u>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
						nissen (z.B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Rauchentwicklung, Notstromfall) werden dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen unterstellt werden muss.
7.4	Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen				7.4	Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen
7.4 (1)	<p>Für die Auslegung von Notfallmaßnahmen der Sicherheitsebene 4b zur Wiederherstellung und zum Erhalt der Kühlung der Brennelemente im Reaktorkern sind Ereignisse in den Ereignisgruppen</p> <ul style="list-style-type: none"> - Transienten, - kleine und mittlere (bis 0,1 F) Lecks am Reaktorkühlsystem innerhalb des Sicherheitsbehälters, - Lecks mit Umgehung des Sicherheitsbehälters <p>zugrunde gelegt.</p> <p>Für die Auswahl repräsentativer Ereignisse ist in den Ereignisgruppen zusätzlich der Ausfall von Systemfunktionen unterstellt, die zur Beherrschung der Ereignisse erforderlich sind.</p>	622	Noack, RWE Power	<p>Analysen in der Sicherheitsebene 4b zum Mehrfach-Versagen von Sicherheitseinrichtungen haben wir bisher nicht durchgeführt. Ich möchte nur darauf hinweisen. Wir haben sehr viele Störfälle in der Sicherheitsebene 3. Wenn wir dazu Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen unterstellen müssen, dann ist das ein neuer Freiheitsgrad. Das potenziert die Anzahl der Untersuchungen. Wie geht man damit um? Ist diese Forderung überhaupt gerechtfertigt? Wenn man es dann tut, haben wir etablierte Verfahren? Wie komme ich bei diesem Potenzieren von Möglichkeiten zu einem praktikablen Weg? Das sollte erst einmal in der Fachwelt geklärt sein, bevor eine solche Forderung in das Regelwerk überführt wird.</p> <p>Team 7: Die Darstellung der Vorgehensweise bei der Ermittlung des Ereignisspektrums für die Planung von Maßnahmen der Sicherheitsebene 4b wurde präzisiert. Die Vorgehensweise ist näher erläutert im Modul 7, Kapitel 2.2.1 (Revision B). Die Formulierungen in Modul 1 und Modul 7 wurden angeglichen.</p>	7.4 (1)	<p>Der Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4b Für die Auslegung von Notfallmaßnahmen der Sicherheitsebene 4b zur Wiederherstellung und zum Erhalt der Kühlung der Brennelemente im Reaktorkern sind Ereignisse in folgenden Ereignisgruppen zu Grunde gelegt:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Transienten, - Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Sicherheitsbehälters infolge von kleinen und mittleren Lecks am Reaktorkühlsystem, kleine und mittlere (bis 0,1 F) Lecks am Reaktorkühlsystem innerhalb des Sicherheitsbehälters, - Kühlmittelverluststörfälle Lecks mit Umgehung des Sicherheitsbehälters <p>zugrunde gelegt.</p> <p>Für diese Ereignisse wird zur Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zum einen der vollständige Ausfall jeweils einer der zur Beherrschung der Ereignisse erforderlichen Sicherheitsfunktionen und zum anderen jeweils einer der erforderlichen</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
						Versorgungsfunktionen unterstellt. Für die Auswahl repräsentativer Ereignisse ist in den Ereignisgruppen zusätzlich der Ausfall von Systemfunktionen unterstellt, die zu Beherrschung der Ereignisse erforderlich sind.
7.5	Unfälle mit schweren Kernschäden				7.5	Unfälle mit schweren Kernschäden
7.5 (1)	<p>Für die Auslegung von Notfallmaßnahmen und -strategien auf der Sicherheitsebene 4c wird das für die betreffende Anlage ermittelte anlagenspezifisch repräsentative Spektrum von Ereignissen und Ereignisabläufen und die damit im Zusammenhang stehenden Phänomene und Vorgänge bei Unfällen mit schweren Kernschäden betrachtet. Insbesondere werden die Schwachstellen der Anlage in Bezug auf Aktivitätsaustrag (Freisetzungspfade in die Umgebung) berücksichtigt.</p> <p>Für diese Phänomene und Vorgänge sind Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und Notfallstrategien zur Unterstützung des anlageninternen Krisenstabs zur Vermeidung oder Beherrschung oder Begrenzung ihrer radiologischen Folgen vorgesehen.</p>	585	ESN	<p>Änderungsvorschlag: Die verwendete Formulierung "Insbesondere werden die Schwachstellen..." ist missverständlich. Sie kann so interpretiert werden, dass Anlagen (bekannte) Schwachstellen haben dürfen, diese jedoch erst ab der Ebene 4b zu berücksichtigen sind. Im zweiten Absatz sollte aus dem Satzteil „...zur Vermeidung oder Beherrschung oder Begrenzung ihrer radiologischen Folgen vorgesehen“ die Beherrschung gestrichen werden, da radiologische Folgen nicht beherrscht sondern nur begrenzt bzw. gemindert werden können.</p> <p>Team 1: Den Vorschlägen wird gefolgt.</p>	7.5 (1)	<p>Für die Planung von mitigativen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4c wird ein Ereignisspektrum zu Grunde gelegt, das die für den betreffenden Anlagentyp relevanten Phänomene bei Unfällen mit schweren Kernschäden berücksichtigt. Für die Auslegung von Notfallmaßnahmen und -strategien auf der Sicherheitsebene 4c wird das für die betreffende Anlage ermittelte anlagenspezifisch repräsentative Spektrum von Ereignissen und Ereignisabläufen und die damit im Zusammenhang stehenden Phänomene und Vorgänge bei Unfällen mit schweren Kernschäden betrachtet. Insbesondere werden die Schwachstellen der Anlage in Bezug auf Aktivitätsaustrag (Freisetzungspfade in die Umgebung) berücksichtigt.</p> <p>Dabei werden insbesondere Phänomene betrachtet, die die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden sowie Auswirkungen in Bezug auf die Freisetzung radioaktiver Stoffe und mögliche Freisetzungspfade dieser in die Umgebung haben. Für diese Phänomene und Vorgänge sind Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und Notfallstrategien zur Unterstützung des anlageninternen Krisenstabs zur Vermeidung oder Beherrschung oder Begrenzung ihrer radiologischen Folgen vorgesehen.</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
						dung oder Beherrschung oder Begrenzung ihrer radiologischen Folgen vorgesehen.
		622	Noack, RWE Power	<p>Zur Sicherheitsebene 4c besteht Dissens. Ich möchte nur noch einmal festhalten, dass die Forderungen, die hier aufgestellt werden, einen Kenntnisstand implizieren, den es nicht gibt. Als Beispiel: benennen Sie mir jemanden, der mir sagen kann, wie die Viskosität von Corium ist. Oder benennen Sie mir jemanden, der mir klar darlegen kann, wie es kam, dass der RDB bei TMI nicht durch geschmolzen ist. Also, es gibt da so große Unsicherheiten und ich soll jetzt Anlagenauslegung auf Basis dieses unsicheren Kenntnisstandes in Regelwerksqualität durchführen?</p> <p>Team 7: Der Planung von Notfallstrategien, Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen der Sicherheitsebene 4c sind diejenigen Kenntnisse zu Grunde zu legen, die gesichert vorliegen.</p>		
8.	Anforderungen an Dokumentation und Nachweisführung				8.	Anforderungen an Dokumentation und Nachweisführung

Einschub zu den Kommentaren, die „schutzzielorientierte Bewertung“ betreffend:

Komm. Nr.	Kommen tator	Kommentar
501	FANP	<p>Was ist Schutzziel-orientiert bei KTA 2000?</p> <p>Sicherheitsziel: Schutz vor ionisierender Strahlung</p> <p>Schutzziele:</p> <ul style="list-style-type: none"> - Kontrolle der Reaktivität - Kühlung der Brennelemente - Einschluss radioaktiver Stoffe <p>Sicherheitsfunktionen: den SZ zugeordnete, überwiegend verfahrenstechnische Funktionen (z.B. Dampferzeugerbespeisung), die sich übergeordnet für einen Anlagentyp definieren lassen.</p> <p>Ziel/Vorteil: Maßnahmen und Einrichtungen können systematischer und transparenter überprüft werden hinsichtlich ihrer Bedeutung für die Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen und damit für die Einhaltung der Schutzziele. Mit dieser Vorgehensweise kann unter Hinzuziehen des heutigen Kenntnisstandes (SvWuT) bewertet werden,</p> <ul style="list-style-type: none"> - welche Anforderungen im Regelwerk unter Berücksichtigung anlagenspezifischer Merkmale eine nennenswerte sicherheitstechnische Bedeutung haben, - welche Anforderungen nur pragmatische, an der Konvoi-Ausführung orientiert Festlegungen waren, aber nur eine von mehreren vergleichbaren Lösungen darstellen, - wo technische Anforderungen im vorhandenen Regelwerk anlagenspezifisch fehlen. <p>Fazit: Die SZ-orientierte Vorgehensweise gleicht die \pm-Defizite des Regelwerks bei anlagenspezifischen Analysen aus. Wer sagt, die SZ-orientierte Bewertung wird nicht mehr verfolgt, kann auch formulieren: die Sicherheits-orientierte Bewertung wird nicht mehr verfolgt.</p>
	Team 1	<p>siehe Antwort folgenden Kommentar 534. Es wäre u. E. auch nicht sachgerecht, bei der Aufstellung von Anforderungen eine Methode einzuführen, mittels derer bspw. bewertet werden soll „welche Anforderungen im Regelwerk unter Berücksichtigung anlagenspezifischer Merkmale eine nennenswerte sicherheitstechnische Bedeutung haben“. Diese Bewertung sollte u. E. mit der Verabschiedung der Anforderungen erfolgt sein. Sofern „Defizite“ im Regelwerk bestehen, sind diese im Rahmen von Regelwerksaktualisierungen zu beheben.</p>
534	UM BW	<p>Die Vorgehensweise der schutzzielorientierten Bewertung kommt im Modul 1 nicht vor. Diese Vorgehensweise war in der Vergangenheit in atomrechtlichen Verfahren in Deutschland eingeführt und angewendet worden. Sie kann, bei strukturierter Anwendung und klaren Vorgaben, zielführend zur Bewertung sicherheitstechnischer Fragestellungen angewendet werden. Im Modul 1 sollte ein entsprechendes Kapitel eingefügt werden. Detailregelungen zur Durchführung sollten dann im Modul 6 enthalten sein.</p>
	Team 1	<p>Es wird aus dem Kommentar nicht klar, welche Möglichkeiten für die Art der Nachweisführung in den Modulen vermisst wird. Sofern unter „mittels der schutzzielorientierten Bewertung“ die Bewertung der Einhaltung der Nachweiskriterien gemäß Modul 3 gemeint ist, ist das in den Modulen beschriebene Nachweisverfahren hiermit kompatibel. Sofern jedoch darunter etwas anderes zu verstehen ist, kann diesem Vorgehen nicht gefolgt werden, da die Kenntnis darüber, dass damit ein gleichwertiger Nachweis erbracht werden könnte, nicht vorliegt. Eine solche Kenntnis ist jedoch u. E. Voraussetzung für eine Regelungssetzung. Siehe auch Antwort auf den übergeordneten Kommentar 580 (dort zu Ziffer 2.5).</p>
590	Waas, FANP	<p>Ich habe die Position des BMU, die schutzzielorientierte Betrachtung oder Bewertung würde nicht mehr verfolgt, nie verstanden. Ich möchte es einmal überspitzen, dann kann man auch sagen: Die sicherheitsorientierte Bewertung wollen wir nicht haben. Das Konzept war ja zu sagen, es gibt ein Sicherheitsziel. Das ist insbesondere der Schutz vor der ionisierenden Strahlung. Darunter gab es die grundlegenden Schutzziele, die Sie jetzt „grundlegende Sicherheitsfunktion“ nennen. Die Umbenennung ist eine Geschmacksfrage. Aber das Wesentliche in der schutzzielorientierten Bewertung, was ja auch in KTA-2000 drin war, war, dass man sagte, wir klopfen die technischen Maßnahmen danach ab, was sie für die Einhaltung oder möglichst gute Einhaltung</p>

Komm. Nr.	Kommen tator	Kommentar
		dieser Schutzziele, Kernkühlung, Aktivitätseinschluss, Unterkritikalität bringen und bewerten damit auch die sicherheitstechnische Bedeutung, je nachdem wie viel die Maßnahmen bringen, die sicherheitstechnische Bedeutung von solchen Systemfunktionen oder Komponenten in dieser Richtung. Genau das ist ja die Basis, wie man sicherheitstechnische Bedeutung ableitet. Also warum aus Ihrer Sicht, eine solche schutzzielorientierte Bewertung, die eigentlich zu der Einstufung führt, etwas Verwerfliches ist, muss ich ehrlich sagen, das habe ich noch nie verstanden.
	Team 1	Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.
622	Schwarz, EnKK	Unter dem Begriff „Schutzziele“ werden nicht nur Kriterien genannt, sondern es werden auch verschiedene Möglichkeiten genannt, wie dieses Schutzziel einzuhalten ist. Das ist das Schutzziel BHB und nicht eine Auflistung von Kriterien, die erfüllt sind oder nicht. Dieser Grundgedanke, dass wenn ein Schutzziel verletzt ist, dass man diese Schutzziel durch verschiedene andere Einrichtungen, die nicht zwangsläufig dafür vorgesehen sind, aber die verfügbar sind, dass man dieses Schutzziel vielleicht wiedererlangt. Das fehlt mir völlig bei diesen Begriffen. Das geht natürlich einher mit den Sicherheitsfunktionen, wie wir es schon einmal diskutiert haben. Das sind elementare Dinge, wie man zum Beispiel eine Klassifizierung nach Abstufungen hingenommt und das sind elementare Dinge, die sagen, wenn ich eine Einrichtung nicht mehr habe, kann ich mein Ziel auch mit mehreren anderen Einrichtungen erfüllen. Das geht mir völlig ab und das ist das, was ich unter dem Begriff Schutzziele sehen würde und nicht irgendwelche Kriterien oder Zahlenwerte. Vielleicht kann man da einfach noch rein gucken, was ein Schutzziel- BHB wirklich beinhaltet. Es sind nicht nur Kriterien, die sich in Temperatur oder Druck auswirken. Es sind eben Hinweise, mit welchen Systemen oder systemtechnischen Einrichtungen kannst du es jetzt erreichen, wieder innerhalb deiner Schutzziele zu gelangen. Das ist ein Grundgedanke, der drinnen ist, die auch einmal im Regelwerk drinnen war, den ich interpretiere, wo Sie sagen, mit den Sicherheitsfunktionen, das haben wir ja auch noch, was wir, jetzt zugegeben, nicht finden. Das ist ein Grundgedanke dessen, was hier in dem Regelwerk wieder zu finden. Das sind nicht nur Zahlenwerte. Und das, was wir diskutiert haben und versucht haben rüber zu bringen, dass dieser Grundgedanke: „Ich kann meine Schutzziele mit mehreren Einrichtungen erfüllen“. Dass dieser Grundgedanke hier für uns nicht erkennbar ist. Es sind nicht nur Schutzzielkriterien. Es ist auch eine Vorgehensweise, die dort beschrieben ist.
	Team 1	Modul 1 formuliert keine Anforderungen an das schutzzielorientierte BHB.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
8 (1)	Der Betreiber ist jederzeit in der Lage nachzuweisen, dass er die Anforderungen der Genehmigung und Anordnungen der zuständigen Behörden einhält.	597	Noack, RWE Power	Soweit ich informiert bin über die internationale Vorgehensweise beim Betrieb von Kernkraftwerken („technical specifications“) sind da ganz klare Grenzwerte in den Betriebshandbüchern vorgegeben. Beim Einhalten dieser Grenzwerte ist der Betrieb zulässig. Eine ständige Nachvollziehbarkeit von Sicherheitsanalysen, so würde ich diesen Satz verstehen, wird meines Wissens nicht gefordert. Und mit dem „nachvollziehbar“ habe ich auch ein Problem. Nachvollziehbar wem gegenüber? Das stellt eine Anforderung an die Fachkunde von beiden Beteiligten. Etwas, das für mich nach-	8 (1)	Der Betreiber ist jederzeit in der Lage nachzuweisen, dass er die Anforderungen der Genehmigung und die Anordnungen der zuständigen Behörden einhält.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>vollziehbar ist, kann für einen Partner, dem ich es erkläre, nicht nachvollziehbar sein.</p> <p>Team 1: Die Genehmigungsanforderungen sind einzuhalten. Dazu ist die Anlage entsprechend zu betreiben. Dieses ist derart zu dokumentieren, dass damit die Einhaltung gezeigt werden kann. Nach unserer Auffassung sollte diese Anforderung unstrittig sein. Nachvollziehbarkeit (siehe Ziffer 8 (3)) ist eine Grundvoraussetzung der Nachweisführung. Vorausgesetzt werden kann dabei die in atomrechtlichen Zusammenhängen übliche Fachkunde.</p>		
		597	Schwarz, EnKK	<p>Es gibt in der Sicherheitsspezifikation ein Kapitel, das Auflagen und Bedingungen zum Betrieb enthält. Und diese Dinge sind natürlich einzuhalten und diese Dinge sind natürlich jederzeit nachzuweisen. Das ist so festgelegt im Reglement und das ist so festgelegt in der Genehmigung. Das, was da jetzt aufgeführt ist das steht sicherlich nicht in diesen Bedingungen und Auflagen zum Betrieb der Anlage. Diesen Anspruch kann man sicherlich erheben, wenn diese zeitlichen Vorgaben wie „jederzeit“, „kurzfristig“ und dergleichen weggenommen werden. Natürlich müssen in der Lage sein, nachzuweisen, dass wir die Genehmigungen einhalten. Natürlich müssen wir aktuelle Dokumente verfügbar haben. Aber diese kurzfristigen Bezeichnungen wie „jederzeit“ und „kurzfristig“, das ist nicht erfüllbar. Das ist mit der Genehmigung, die wir jetzt haben, schlicht und ergreifend auch nicht machbar.</p> <p>Team 1: Dem Kommentar wird insofern gefolgt, als die Formulierungen „jederzeit“ sowie „kurzfristig“ gestrichen werden.</p>		
		622	Noack, RWE Power	Wir würden gerne die Forderung nach permanenter Nachweispflicht der Störfallbeherr-		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>schung und zur Behördeninformation, die nahe an der Biblis-Auflage liegen, diskutieren, die ja zumindest, was den Sofortvollzug betrifft, vom Verwaltungsgerichtshof Baden-Württemberg als rechtswidrig bezeichnet wurde. Ehe man solche Formulierungen, solche Festlegungen in ein übergeordnetes Regelwerk einführt, sollte man dieses zumindest abwarten. Unsere Betreibermeinung ist bekannt. Wir denken, dass es genügend Möglichkeiten der Aufsicht jetzt bereits gibt, dass diese Möglichkeiten ausreichen.</p> <p>Team 1: Siehe Antwort auf Kommentar 597. Die Formulierungen „jederzeit“ sowie „kurzfristig“ werden gestrichen.</p>		
8 (2)	Der Betreiber hält jederzeit eine vollständige, qualifizierte und aktuelle Dokumentation des Zustandes des Kernkraftwerkes verfügbar.				8 (2)	Der Betreiber hält jederzeit eine vollständige, qualifizierte und aktuelle Dokumentation des Zustandes des Kernkraftwerk <u>es</u> verfügbar.
		Team 1		Verlagerung der Ziffer 3.1 (4b) Rev. A an diese Stelle.	8 (4)	<p>Die sicherheitstechnischen Aufgaben aller Einrichtungen sind klar definiert und dokumentiert. Entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung sind für alle Einrichtungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung Auslegungsvorschriften, Werkstoffvorschriften, Bauvorschriften und Prüfvorschriften sowie Betriebsvorschriften und Instandhaltungsvorschriften vorgehalten bzw. aufgestellt und <u>sie werden</u> angewendet.</p> <p>In den Prüfvorschriften sind Vorprüfung, Werkstoffprüfungen, Bauprüfungen, Druckprüfungen, Abnahmeprüfungen und Funktionsprüfungen sowie regelmäßig wiederkehrende Prüfungen im Einzelnen festgelegt.</p> <p>Die Einhaltung dieser Vorschriften wird im Rahmen eines Qualitätsgewährleistungsprogramms überwacht. Das Er-</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
						gebnis der Qualitätsüberwachung mit den Ergebnissen der Prüfungen wird dokumentiert. Die zur Beurteilung der Qualität notwendigen Unterlagen über Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfungen sowie Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen sind während der gesamten Betriebsdauer der Anlage verfügbar.
		Team 1		Verlagerung der Ziffer 3.1 (11) Rev. A an diese Stelle.	8 (3)	<p>Für den sicheren Betrieb einer Anlage sind schriftliche Anweisungen erstellt, in denen</p> <p>a) in denen die für die Sicherheitsebenen 1 bis 4a erforderlichen, sicherheitstechnisch relevanten Grenzwerte und Bedingungen, technischen Handlungen und Anweisungen sowie organisatorischen Abläufe vorgeschrieben werden (z.B. Betriebshandbuch – BHB) und;</p> <p>b) in denen die erforderlichen wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen festgelegt sind (z. B. Prüfhandbuch – PHB).</p> <p>Die schriftlichen Anweisungen, die im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes genutzt werden, umfassen Notfallstrategien, Notfallprozeduren, Handlungsempfehlungen und Durchführungsanweisungen. Sie liegen z. B. in Form eines Notfallhandbuchs (NHB) vor.</p>
8 (3)	Der Betreiber ist jederzeit in der Lage, anhand dieser Dokumentation oder anhand kurzfristig durchführbarer Untersuchungen die Sicherheit der Anlage nachvollziehbar				8 (53)	Der Betreiber ist jederzeit in der Lage, anhand dieser Dokumentation oder anhand kurzfristig durchführbarer Untersuchungen die Sicherheit der Anlage nachvollziehbar nachzuweisen.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	nachzuweisen.					
8 (4)	An Untersuchungsmethoden im Hinblick auf die Nachweisführung der Erfüllung der technischen Sicherheitsanforderungen können grundsätzlich herangezogen werden: a) Systemanalysen, b) Rechnerische Analysen von Ereignissen und Zuständen, c) probabilistische Analysen, d) Messungen bzw. Experimente, e) ingenieurmäßige Bewertungen.		Team 1	Angeleichung an Modul 6 Formulierungen.	8 (64)	Als Untersuchungsmethoden zum im Hinblick auf die Nachweisführung der Erfüllung der technischen Sicherheitsanforderungen können grundsätzlich herangezogen werden: Die deterministischen Methoden a) Systemanalysen, b) Rechnerische Analysen von Ereignissen bzw. und Zuständen, e) probabilistische Analysen, cd) Messungen bzw. Experimente, de ingenieurmäßige Bewertungen, sowie e) probabilistische Analysen.
8 (5)	Als Grundlage für Nachweisführungen liegen vor: a) eine aktuelle Zusammenstellung der sicherheitstechnisch wichtigen Informationen über die Kraftwerksanlage bzw. die jeweilig betroffenen sicherheitstechnisch relevanten Maßnahmen und Einrichtungen, mit Angabe der auf den jeweiligen Sicherheitsebenen durchzuführenden Aufgaben bzw. zu erfüllenden sicherheitstechnischen Funktionen sowie zu Aufbau, Anordnung und Auslegung, b) ein dokumentierter Vergleich des realen Zustands der Kraftwerksanlage bzw. der jeweilig betroffenen sicherheitstechnisch relevanten Maßnahmen und Einrichtungen mit dem geneh-	597	Stratmann, UM BW	Hier wird ein Sicherheitsebenenbezug gefordert, der jetzt in der Anlagendokumentation nicht durchgängig oder gar nicht vorhanden ist. Würden Sie dann verlangen, dass das komplett alles neu gemacht wird, um diesen Punkt zu erfüllen? Team 1: Die Fähigkeit der Zuordnung der in Frage stehenden Einrichtung(en) zu ihrer Aufgabenstellung (bestimmungsgemäßer Betrieb, Störfall oder Notfallmaßnahme) sollte u. E. jeder Betreiber haben. Die Anforderung einer Neuerstellung der kompletten Anlagendokumentation ist nicht gestellt (siehe auch Beschränkung auf die betroffenen Einrichtungen in Revision B). Aussagen darüber, wie bei Nichterfüllung einer Anforderung vorzugehen ist, werden von uns nicht vorgenommen Angeleichung an Formulierungen in Modul 6.	8 (75)	Als Grundlage für Nachweisführungen liegen vor: a) eine aktuelle Zusammenstellung der sicherheitstechnisch wichtigen Informationen über den bestehenden Zustand der die Kraftwerksanlage bzw. die jeweilig betroffenen sicherheitstechnisch wichtigen relevanten Maßnahmen und Einrichtungen mit Angabe der auf den jeweiligen Sicherheitsebenen durchzuführenden Aufgaben bzw. zu erfüllenden sicherheitstechnischen Funktionen sowie zu Aufbau, Anordnung und Auslegung, b) ein dokumentierter Vergleich des bestehenden realen Zustands der Kraftwerksanlage bzw. der jeweilig betroffenen sicherheitstechnisch relevanten Maßnahmen und Einrichtungen mit dem genehmigten bzw.

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	<p>igten bzw. in den Genehmigungsunterlagen beschriebenen Zustand.</p>					<p>in den Genehmigungsunterlagen beschriebenen Zustand.</p>
		597	Micklinghoff, E.ON KK	<p>Es besteht doch weitgehend Einigkeit, dass das Sicherheitsebenenkonzept in erster Linie ein Konzept der Ereignisse, der Anlagenzustände und der Funktionen ist und nicht von Komponenten und Systemen und Klassifizierung. Das heißt, die Hardware sicherheitsebenenbezogen zu sortieren, macht wenig Sinn, sondern das ist eine Klassifizierung von Anlagenzuständen und Funktionen. Das Gleiche ist natürlich mit der Dokumentation. Die Dokumentation kann man sicherheitsebenenbezogen machen, aber natürlich nicht die gesamte Anlage.</p> <p>Team 1: siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.</p>		
8 (6)	<p>Bei der rechnerischen Analyse von Ereignissen und Zuständen werden</p> <p>a) für den jeweiligen Anwendungsbereich validierte Berechnungsverfahren verwendet,</p> <p>b) mit der Berechnung verbundene Unsicherheiten quantifiziert bzw. durch geeignete Verfahren abgedeckt.</p>	622	Noack, RWE Power	<p>Etwas Ähnliches gilt für die geforderte Quantifizierung von Unsicherheiten. Auch da sind das Verfahren, die im Aufsichtsverfahren nicht etabliert sind. Man sollte erst Erfahrungen sammeln und dann mit diesen Unsicherheitsanalysen in das Aufsichts- und Genehmigungsverfahren gehen. Nicht direkt von Forschung und Entwicklung in ein übergeordnetes Regelwerk springen.</p> <p>Team 1: Sofern Verfahren zur Quantifizierung von Unsicherheiten oder aber zu deren Abdeckung erst noch etabliert werden müssten, lägen zu den betroffenen Sachverhalten keine belastbaren Nachweise vor. Das Vorliegen einer solchen Ausgangslage ist uns nicht bekannt und auch nicht glaubhaft, zumal vergleichbare Aufgabenstellungen nicht nur in der Kerntechnik bestehen. Sollte dies dennoch der Fall sein, wären die entsprechenden Nachweise zurück zu ziehen, nicht jedoch die Anforderung.</p>	8 (86)	<p>Bei der rechnerischen Analyse von Ereignisabläufenen bzw. und Zuständen werden</p> <p>a) für den jeweiligen Anwendungsbereich validierte Berechnungsverfahren verwendet,</p> <p>b) mit der Berechnung verbundene Unsicherheiten quantifiziert bzw. durch geeignete Verfahren abgedeckt.</p>

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommentator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
8 (7a)	Ergänzend zu deterministischen Sicherheitsanalysen wird durch probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung überprüft, um eventuell vorhandene Schwachstellen zu identifizieren.	507	Kleen	<p>Stichwort: Deterministische Formulierung des Regelwerkes, Zielsetzung der sicherheitstechnischen Auslegung: Das bestehende Auslegungskonzept der Kernkraftwerke basiert auf einer Zusammenführung von deterministischen und probabilistischen Anforderungen, die letztlich eine zuverlässige Vermeidung und Beherrschung von Störfällen gewährleisten sollen (z. B. Anforderungen an Redundanz und Diversität). Dies spiegelt sich wieder in der internationalen Praxis, in der Anforderungen an neue Anlagen sowie an die Nachrüstung bestehender Anlagen spezifiziert werden. Abgesehen von der Fortschreibung deterministischer Anforderungen ist gleichermaßen auch eine Fortschreibung probabilistischer Zielsetzungen zu verzeichnen, die wesentlichen Einfluss auf die zu treffenden Maßnahmen haben. Vor diesem Hintergrund ist eine rein deterministische Formulierung des Regelwerks nicht hinreichend, um den Stand von Wissenschaft und Technik zu beschreiben.</p> <p>Team 1: Es besteht u. E. Einigkeit darüber, auch international, dass die Kernpunkte der Regelwerksanforderungen deterministischer Natur sein sollen. Diesem Ansatz folgen auch die Module 1-11. Probabilistische Analysen sind dabei, wie in Ziffer 8 (7) Revision A ausgeführt, ergänzend heranzuziehen, um auch mittels dieser Methode die Sicherheit weiter zu verbessern.</p> <p>Die Formulierung darüber hinaus gehender probabilistischer „Zielsetzungen“ im Sinne probabilistischer Akzeptanzwerte war und ist nicht Aufgabe von Modul 1.</p>	8 (97a)	Ergänzend zu deterministischen Sicherheitsanalysen wird durch probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung überprüft, um eventuell vorhandene Schwachstellen zu identifizieren.
		534	UM BW	Die Stellung der Probabilistik im Regelwerk muss im Modul 1 entsprechend dem international üblichen Stand detaillierter und klarer definiert und dargestellt werden. Ein definiertes Ziel bei der Überarbeitung des Regelwerks		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>war es, internationale Entwicklungen zu berücksichtigen. Im Bereich der Beschreibung der Stellung der Probabilistik (Ziffer 8 (7) des Entwurfs) ist dies klar erkennbar nicht erfolgt. So fehlt z.B. die international übliche Einbindung der Probabilistik in sicherheitstechnische Bewertungen zur Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen. Hier wurden auch Empfehlungen aus dem WENRA-Prozess („PSA shall be used to identify the need for modifications of the plant and its procedures ...“) offensichtlich nicht beachtet.</p> <p>Team 1: Die Berücksichtigung der Probabilistik in sicherheitstechnische Bewertungen zur „Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen“ war und ist Praxis in den Verfahren. In Modul 1 werden diesbezüglich keine Anforderungen gestellt, die in diese Praxis eingreifen. Diesbezügliche Anforderungen sind im Übrigen über die Einbindung der PSA in die SU bereits geregelt. Gegen die Aufnahme einer Formulierung, wie im Kommentar mit WENRA in Bezug genommen, spricht u. E., dass eine solche Anforderung ohne die entsprechende Regelung, wie hierbei konkret verfahren werden soll, nicht zielführend ist. Siehe auch Antwort auf vorhergehenden Kommentar.</p>		
		590	UM BW	<p>Das deutsche Regelwerk ist sehr stark deterministisch aufgebaut. Die Stellung der Probabilistik ist eine ergänzende im jetzigen Regelwerk und sie wird auch durch den Ansatz, den Sie jetzt getroffen haben, auch nicht wesentlich verändert. Im internationalen Vergleich ist es so, dass die Probabilistik dort wesentlich mehr angewendet wird, zum Beispiel für Sicherheitsbewertungen, z. B. auch für das Abgrenzen und Einsortieren von Ereignisabläufen in bestimmte Sicherheitsebenen. Dieser Ansatz kommt mir in Ihrem Regelwerk deutlich zu</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>kurz. Könnten Sie da auch noch mal darauf eingehen, ob das eine bewusste Einschätzung aufseiten des Projektes war oder wieso haben Sie jetzt in diesem Falle diese internationalen Entwicklungen eigentlich nicht übernommen?</p> <p>Team 1: Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.</p>		
		622	Wildermann, UM BW	<p>Die PSAs gehören inzwischen zum Standard der Bewertungen. Ich möchte sogar hier etwas zitieren, was uns Herr Niehaus übersandt hat, ein Rechtsgutachten, das im Auftrag des BMU erstellt worden ist, in dem relativ klar ausgesagt worden ist: „Wenn die PSA vollständig ist, wenn sie nach vernünftigen Kriterien und Vorgaben gemacht ist, dann ist es geradezu Pflicht der Behörde, diese Unterlage mit zu nutzen, mit zu bewerten für eine Sicherheitsbewertung.“ Wenn sie dies nicht täte, würde sie praktisch ihr Ermessen falsch ausüben. Das ist da relativ klar dargestellt worden in diesem Gutachten. Es sind die Voraussetzungen genannt worden nämlich: dass die PSA wirklich alle Bereiche abdeckt und nach einem vernünftigen akzeptierten methodischen Rahmen gemacht worden ist. Aber ich denke, so weit sind wir zwischenzeitlich. Diese methodischen Rahmen gibt es. Und daraufhin ist es, glaube ich, unstrittig, dass die PSA hier zur Sicherheitsbewertung gehört. Das, was im Modul 1 dazu ausgeführt worden ist, das ist der Minimalkonsens, wenn man ganz ehrlich ist, der im Moment vom Bund akzeptiert wird. Es ist nicht das, was in der „Community“ als Forderung, als vernünftiger Rahmen für die PSA definiert worden ist. Und wenn ich mir die Veröffentlichungen der GRS zu diesem Thema anschau, dann muss ich ehrlich gesagt sagen, weicht das ziemlich stark ab von dem, was sich in diesem Papier wieder findet. Also offensichtlich scheint es da auch im Bereich</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>der Berater und der Entscheider beim BMU durchaus Differenzen zu geben. Die sieht man in diesem Papier relativ deutlich. Weil die GRS selbst, in ihrem Forschungsvorhaben auch deutlich weiter geht mit dem Anwendungsbe-reich der PSA und mit den Möglichkeiten der Anwendungen der PSA. Deshalb denke ich, ist hier der Stand der PSA für die Sicherheitsbe-wertung, glaube ich, unbestritten.</p> <p>Team 1: Siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.</p>		
		590	Kleen, VENE	<p>Es gibt auch eine zweite Ebene und das sind probabilistische Zielsetzungen, die wir abfragen beim Zusammenwirken der Systeme. Gerade wenn Sie jetzt den Vergleich zum Ausland ansprechen, dann stellen wir fest, im Dialog mit unseren schwedischen Partnern, dass, wenn jetzt Nachrüstungen geplant werden, probabilistische Zielsetzungen angesprochen werden und die Nachrüstungen so ausgeführt werden, dass man in Richtung Probabilistik ein entsprechend verbessertes Ergebnis findet. Genauso einen Ansatz würden wir uns hier auch wünschen, als einen fortschrittlichen Punkt in dem neuen Regelwerk.</p> <p>Team 1: siehe Antwort auf vorhergehenden Kommentar.</p>		
		622	Noack, RWE Power	<p>Man sollte schon deutlich machen, wo man als Regelwerksersteller Möglichkeiten der Verhältnismäßigkeitsbewertung auch auf Seiten des Betreibers, für die Betreiber kann ich hier nur sprechen, hier sieht. Ein wesentliches Instrument, was international etabliert ist, die PSA, die soll hier lediglich ergänzend zu deterministischen Analysen eingesetzt werden. Der Safety Series- Bericht, "Assessment of defence in-depth", lässt den Einsatz der PSA eindeutig zu. Die PSA wäre auch ein sehr gutes Werkzeug, um die Verhältnismäßigkeit</p>		

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
				<p>von Maßnahmen zu bewerten. Ich möchte jetzt noch einmal einwenden, dass unsere jetzigen PSÜ-Leitfäden, die auch gut etabliert sind, die die Nutzung der PSA zu Bewertung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen ausdrücklich zulassen. Wir gehen hier wieder einen Schritt zurück von der internationalen Entwicklung. Ich habe vor kurzem ein IAEA-Papier in der Hand gehabt, wo im Vorwort stand, die 90er-Jahre sind gekennzeichnet durch die Entwicklung der PSA einer Nutzung zur "risk informed regulation". Die 90er-Jahre! Wir sind jetzt 2005, und gehen diesen Schritt zurück. WENRA sagt zur Nutzung der PSA: "To identify the need for modifications". Und auch die Convention on Nuclear Safety habe ich hier beispielhaft. Es gibt viele IAEA-Dokumente, die auf die Nutzung der PSA hinweisen. Aber auch auf der Convention on Nuclear Safety, auf dem 2. Review Meeting, im April 2002 wird festgestellt, dass viele "contracting parties", also viele Länder mit Kernkraftwerken, die PSA nutzen zu "identification of areas of potential improvement in design, plant upgrading or regulatory effectiveness". Da wäre unsere Bitte, diesen Bewertungsmaßstab uns zur Verfügung zu stellen, im Sinne dieses Regelwerks.</p> <p>Team 1: Wie bereits ausgeführt, ist die Berücksichtigung der Probabilistik in sicherheitstechnische Bewertungen zur „Notwendigkeit und Dringlichkeit von Maßnahmen“ Praxis in den Verfahren. Wie im Kommentar angemerkt, liegen hierzu mit den SÜ/PSA Leitfäden bereits Regelungen bzw. Formulierungen vor. Eine Wiederholung oder Präzisierung dieser Formulierungen in Modul 1 ist u. E. weder erforderlich noch zielführend (siehe auch Antwort oben).</p>		
8 (7b)	In Ergänzung der (deterministi-				8 (97b)	In Ergänzung der (deterministischen)

Ziffer	Textvorschlag Modul 1 (Rev. A)	Komm. Nr.	Kommen-tator	Kommentar bzw. Antwort	Ziffer (Neu)	Textvorschlag Modul 1 (Rev. B)
	schen) Nachweisführungen werden probabilistische Analysen (PSA) angewendet, um die sicherheitsrelevanten Auswirkungen von Änderungen in der Anlage zu beurteilen, bei denen ein nennenswerter Einfluss auf die Ergebnisse der PSA nicht offensichtlich auszuschließen ist.					Nachweisführungen werden probabilistische Sicherheitsa Analysen (PSA) angewendet, um die sicherheitsrelevanten Auswirkungen von Änderungen in der Anlage zu beurteilen, bei denen ein nennenswerter Einfluss auf die Ergebnisse der PSA nicht offensichtlich auszuschließen ist.
8 (7c)	Probabilistische Analysen werden entsprechend den Anforderungen der diesbezüglich gültigen behördlichen Vorgaben durchgeführt.		Team 1	Streichung, da vom Detaillierungsgrad her in Modul 6 anzusiedeln.	8 (7c)	Probabilistische Analysen werden entsprechend den Anforderungen der diesbezüglich gültigen behördlichen Vorgaben durchgeführt.
8 (8)	Eine Messung bzw. Experiment kann als Nachweis herangezogen werden, wenn a) die Übertragbarkeit der experimentellen Bedingungen auf die Anlagenzustände des jeweiligen Anwendungszusammenhangs qualifiziert ist und b) mit der Messung verbundene Unsicherheiten quantifiziert sind.				8 (108)	Eine Messung oder ein bzw. Experiment kann als Nachweis herangezogen werden, wenn a) die Übertragbarkeit der experimentellen Bedingungen auf die Anlagenzustände des jeweiligen Anwendungszusammenhangs qualifiziert ist und b) die mit der Messung verbundenen en Unsicherheiten quantifiziert sind.
8 (9)	Ingenieurmäßige Abschätzungen können bei Nachweisführungen herangezogen werden, wenn hierzu ein Bewertungsmaßstab vorliegt, der auf technisch-wissenschaftlich nachvollziehbaren Grundlagen beruht.				8 (119)	Ingenieurmäßige Bewertungen Abschätzungen können bei Nachweisführungen herangezogen werden, wenn hierzu ein Bewertungsmaßstab vorliegt, der auf technisch-wissenschaftlich nachvollziehbaren Grundlagen beruht.

Gliederung

	Grundsätze	1
1	Organisatorische Grundlagen der Sicherheit.....	1
2	Technisches Sicherheitskonzept	3
2.1	Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen	4
2.2	Konzept des gestaffelten Einschlusses der radioaktiven Inventare (Barrierenkonzept)	8
2.3	Konzept der Grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele)	11
2.4	Radiologische Sicherheitsziele	12
3	Übergreifende technische Anforderungen	14
3.1	Generelle Anforderungen	14
3.2	Leittechnik	18
3.3	Warten.....	21
3.4	Elektrische Energieversorgung	21
3.5	Strahlenschutz	22
4	Anforderungen zur Kontrolle der Reaktivität	23
5	Anforderungen zur Kühlung der Brennelemente.....	25
6	Anforderungen zum Erhalt der Barrierenintegrität.....	27
7	Zu berücksichtigende Betriebszustände und Ereignisse	29
7.1	Betriebszustände, Störungen und Störfälle.....	29
7.2	Übergreifende Einwirkungen von innen (EVI) und außen (EVA)	29
7.3	Notstandsfälle	31
7.4	Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen.....	31
7.5	Unfälle mit schweren Kernschäden.....	32
8	Anforderungen an Dokumentation und Nachweisführung	32

Grundsätze

Die Verantwortung für die Gewährleistung der Sicherheit trägt der Betreiber. Er gibt der Einhaltung der Sicherheitsziele Vorrang vor der Einhaltung anderer betrieblicher Ziele.

Die Grundlage für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken ist das sicherheitsgerichtete Zusammenwirken technischer, organisatorischer und personeller Faktoren (Mensch-Technik-Organisation). Diese drei gleichgewichtigen Bereiche sind in allen Funktionsbereichen des Kernkraftwerks ganzheitlich miteinander vernetzt.

Auch bei einem hohen Automatisierungsgrad der Technik haben die Fähigkeiten und Handlungen des Personals eine hohe Bedeutung für die Sicherheit des Kernkraftwerks. Die organisatorischen Bedingungen sind derart, dass sicherheitsgerichtetes Handeln gefordert und gefördert wird.

Dies erfordert eine hohe Sicherheitskultur, die das gesamte Unternehmen durchdringt und deren stetige Verbesserung angestrebt wird.

1 Organisatorische Grundlagen der Sicherheit

- 1 (1) Unternehmen mit hoher Sicherheitskultur betreiben ein Sicherheitsmanagement, das die Ziele und Aktivitäten aller Unternehmensbereiche zur Gewährleistung eines sicheren Betriebs zusammenfasst.

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

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

Dies erfordert die Gewährleistung einer hohen Qualität der sicherheitsrelevanten Infrastruktur, Prozesse und Tätigkeiten.

1 (2) Zur Realisierung des Sicherheitsmanagements wird ein Sicherheitsmanagementsystem eingerichtet, das alle Festlegungen, Regelungen und organisatorischen Hilfsmittel zur Abwicklung sicherheitsrelevanter Tätigkeiten und Prozesse zusammenfasst, das auf allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts gemäß Ziffer 2.1 (1) wirkt.

1 (3) Die Abgrenzungen und die Schnittstellen sowie das Zusammenwirken und die Wechselwirkungen des Sicherheitsmanagementsystems mit anderen Managementsystemen des Unternehmens sind so festgelegt und geregelt, dass Sicherheitsziele nicht durch andere Unternehmensziele beeinträchtigt werden. In entsprechender Weise ist das Verhältnis zu externen Organisationen geregelt.

Um die Zielsetzungen des Sicherheitsmanagements zu erreichen, ist das Unternehmen als selbst lernendes System organisiert.

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

Das Sicherheitsmanagementsystem ist als „geschlossener Managementzyklus“ gestaltet. Dieser wird auch auf alle Tätigkeiten, Prozesse und Elemente des Sicherheitsmanagementsystems angewendet.

1 (4) Das Sicherheitsmanagementsystem erfüllt folgende Anforderungen:

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

b) Die erforderlichen materiellen, personellen und finanziellen Ressourcen zum Erreichen der Sicherheitsziele sind bereitgestellt. Diese Ressourcen umfassen:

- die Infrastruktur einschließlich der sicher zu betreibenden Anlage,
- eine ausreichende Anzahl von geeigneten und qualifizierten Personen mit der erforderlichen Fachkunde, Erfahrung und Zuverlässigkeit.

- sigkeit; die Entwicklung der Fachkunde durch Ausbildung, Schulung und Weiterbildung wird gewährleistet,
 - ausreichende Finanzmittel, um die Sicherheit des Kernkraftwerks über die gesamte Betriebsdauer zu gewährleisten,
 - ergonomisch angemessene Arbeitsumgebung und Arbeitsbedingungen und
 - die geregelte Zusammenarbeit mit externen Organisationen.
 - c) Aufgaben, Verantwortung und Befugnisse (Entscheidungs- und Weisungsbefugnisse) innerhalb des Unternehmens sind bis herunter auf die Ausführungsebene eindeutig zugeordnet, mit den Betroffenen abgestimmt sowie bekannt gemacht und umgesetzt.
 - d) Alle sicherheitsrelevanten Prozesse werden mit hoher Qualität geplant, durchgeführt, überwacht und gegebenenfalls verbessert. Die Schnittstellen zwischen den Prozessen sind festgelegt.
 - e) Es ist sichergestellt, dass sicherheitsrelevante Tätigkeiten nur durch hierfür geeignetes Personal durchgeführt werden.
- 1 (5) Das Sicherheitsmanagementsystem wird in geeigneten Abständen sowie bei Vorliegen wesentlicher neuer Erkenntnisse überprüft und gegebenenfalls verbessert.
- 1 (6) Planung, Durchführung, Überprüfung und Verbesserung des Sicherheitsmanagementsystems werden systematisch und nachvollziehbar dokumentiert.

2 Technisches Sicherheitskonzept

- 2 (1) Zum sicheren Einschluss der im Kernkraftwerk vorhandenen radioaktiven Stoffe ist ein Sicherheitskonzept realisiert, welches die Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele (siehe Ziffern 2.4) verbindet mit dem mehrfachen Einschluss der radioaktiven Stoffe durch Barrieren, unterstützt durch Rückhaltefunktionen, (siehe Ziffern 2.2) und dem Schutz der Barrie-

ren und Rückhaltefunktionen durch Maßnahmen und Einrichtungen auf mehreren gestaffelten Sicherheitsebenen (siehe Ziffern 2.1).

2.1 Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen

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

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

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

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

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

- auf der Sicherheitsebene 1
 - das Eintreten von Störungen, Störfällen oder Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen vermeiden,

- auf der Sicherheitsebene 2
 - eintretende Störungen beherrschen sowie
 - das Eintreten von Störfällen oder Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen vermeiden,
 - auf der Sicherheitsebene 3
 - Störfälle beherrschen sowie
 - das Eintreten von Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen verhindern;
 - auf der Sicherheitsebene 4a
 - Auswirkungen von sehr seltenen Ereignissen beherrschen;
 - auf der Sicherheitsebene 4b
 - bei Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen schwere Kernschäden vermeiden (präventive Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes).
- 2.1 (3b) Auf der Sicherheitsebene 4c sind Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorgesehen, die bei Unfällen mit schweren Kernschäden die Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung so weit wie möglich begrenzen (mitigative Maßnahmen).
- 2.1 (4) Das gestaffelte Sicherheitskonzept ist für alle Betriebsphasen unter Berücksichtigung der jeweiligen Besonderheiten der verschiedenen Betriebsphasen umgesetzt.
- 2.1 (5) Auf den Sicherheitsebenen 2 und 3 sind Maßnahmen und Einrichtungen derart vorgesehen, dass beim Versagen von Maßnahmen oder Einrichtungen auf den Ebenen 1 oder 2 die Maßnahmen und Einrichtungen auf der nachfolgenden Sicherheitsebene eigenständig den sicherheitstechnisch geforderten Zustand der Anlage herstellen.

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

- 2.1 (6) Es ist sichergestellt, dass ein einzelnes technisches Versagen oder menschliches Fehlverhalten auf einer der Sicherheitsebenen 1 bis 3 die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Maßnahmen und Einrichtungen der nächsten Ebenen nicht gefährdet.
- 2.1 (7) Eine Inanspruchnahme von Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 beim Nachweis der Erfüllung von Anforderungen vorgelagerter Sicherheitsebenen ist dann zulässig, wenn
- andere technische Lösungen nicht sinnvoll sind,
 - nachteilige Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der in Anspruch genommenen Maßnahmen und Einrichtungen für die Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3) ausgeschlossen sind und
 - bei den zu unterstellenden Ausfällen hinsichtlich der in Anspruch genommenen Maßnahmen und Einrichtungen die Einhaltung der sicherheitstechnischen Nachweiskriterien der Sicherheitsebene 3 gewährleistet ist.
- 2.1 (8) Für die Sicherheitsebene 4 werden neben den eigens auf dieser Ebene vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen auch Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 genutzt.
- 2.1 (9) Die auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c eigens für den anlageninternen Notfallschutz vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen werden auf den anderen Sicherheitsebenen nicht herangezogen.
- 2.1 (10) Qualität und Zuverlässigkeit aller Maßnahmen und Einrichtungen des Kernkraftwerks entsprechen ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung.

Alle sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen sind hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung für die Erfüllung der sicherheitstechnischen Zielsetzungen im Gestaffelten Sicherheitskonzept klassifiziert.

- In eine Klasse höchster sicherheitstechnischer Bedeutung sind eingeordnet:
 - Einrichtungen, deren Versagen zu einer nicht beherrschbaren Verletzung von Barrieren führt und

- Einrichtungen der Sicherheitsebene 3, die zur wirksamen und zuverlässigen Störfallbeherrschung erforderlich sind, einschließlich der notwendigen Hilfs- und Versorgungseinrichtungen.
 - In weitere Klassen abgestufter sicherheitstechnischer Bedeutung sind eingeordnet:
 - Einrichtungen der Sicherheitsebene 2, die zur wirksamen und zuverlässigen Störfallvermeidung erforderlich sind, einschließlich der notwendigen Hilfs- und Versorgungseinrichtungen.
 - Einrichtungen zur
 - Einhaltung festgelegter radiologischer Werte, insbesondere durch Aufrechterhaltung der erforderlichen Wirksamkeit von Barrieren und Rückhaltefunktionen,
 - Durchführung der für den Betrieb der Anlage erforderlichen Aufgaben mit sicherheitstechnischer Bedeutung gemäß Ziffer 2.1 (3), die nicht den vorgenannten Klassen zugeordnet sind.
- 2.1 (11) Die gemäß Ziffer 2.1 (10) klassifizierten Maßnahmen und Einrichtungen aller vier Sicherheitsebenen sind entsprechend den spezifizierten Anforderungen für die unterschiedlichen Betriebsphasen grundsätzlich verfügbar. Unverfügbarkeiten sind in Abhängigkeit ihrer sicherheitstechnischen Auswirkungen befristet, die dabei einzuhaltenden Bedingungen sind spezifiziert.
- 2.1 (12) Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 erfüllen hohe Anforderungen an
- a) die Qualität und Zuverlässigkeit bei Auslegung, Fertigung, Errichtung und Betrieb sowie
 - b) die Qualifikation (Fachkunde und Zuverlässigkeit) des Personals.
- 2.1 (13) Zur Unterstützung des Katastrophenschutzes sind Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage vorgesehen, um die Folgen von Unfällen mit potenziellen oder tatsächlich eingetretenen Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung festzustellen und ihre Auswirkungen auf Mensch und Umwelt soweit wie möglich zu vermindern (Sicherheitsebene 5).

Die im Notfall zu ergreifenden Maßnahmen werden regelmäßig geprobt.

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

2.2 Konzept des gestaffelten Einschlusses der radioaktiven Inventare (Barrierenkonzept)

- 2.2 (1) Der Einschluss der im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffe wird durch gestaffelte Barrieren sowie durch Rückhaltefunktionen sichergestellt. Die Barrieren und Rückhaltefunktionen sind insgesamt so ausgelegt und werden während der gesamten Betriebsdauer in einem solchen Zustand gehalten, dass bei allen Ereignissen bzw. Anlagenzuständen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen und den dabei auftretenden mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgerufenen Belastungen die unter Ziffer 2.4 angegebenen radiologischen Sicherheitsziele eingehalten werden.
- 2.2 (2) Wenn auf Grund geplanter betrieblicher Vorgänge Barrieren nicht wirksam sind, sind zur Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele (siehe Ziffer 2.4 (1)) andere Maßnahmen und Einrichtungen verfügbar, die eine den jeweiligen Bedingungen entsprechende wirksame und zuverlässige Rückhaltefunktion sicherstellen.
- 2.2 (3) Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 sind neben den erforderlichen Rückhaltefunktionen zur Erfüllung der radiologischen Sicherheitsziele mindestens folgende Barrieren wirksam:
- a) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktorkern während der Betriebsphasen A bis C (in Phase C bis zum Zeitpunkt des Öffnens des Sicherheitsbehälters):
 1. die Brennstabhüllrohre, abgesehen von zulässigen, betrieblich bedingten Hüllrohrschäden,
 2. die druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels und
 3. der Sicherheitsbehälter.

- b) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktorkern während der Betriebsphasen C (nach dem Öffnen des Sicherheitsbehälters) bis E die Brennstabhüllrohre, abgesehen von zulässigen, betrieblich bedingten Hüllrohrschäden.
- c) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe in bestrahlten Brennelementen, die in der Anlage gehandhabt bzw. gelagert werden, während der Betriebsphasen A bis F die Brennstabhüllrohre, abgesehen von zulässigen, betrieblich bedingten Hüllrohrschäden, sowie der Sicherheitsbehälter. Ist kein Sicherheitsbehälter vorhanden, so ist dies durch Rückhaltefunktionen kompensiert.
Dies gilt unbeschadet der Barriere „verschlossener Transport- und Lagerbehälter“.
- d) Der sichere kontrollierte Einschluss der radioaktiven Stoffe an anderen Stellen der Anlage ist in allen Betriebsphasen durch Rückhaltefunktionen gegeben.

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

- a) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktorkern während der Betriebsphasen A bis C (in der Phase C bis zum Zeitpunkt des Öffnens des Sicherheitsbehälters)
 - bei den Ereignissen, bei denen als einleitendes Ereignis kein Versagen einer Barriere postuliert wird, alle drei Barrieren gemäß Ziffer 2.2 (3a),
 - bei Störfällen mit Kühlmittelverlust die Brennstabhüllrohre (mit Ausnahme großer Lecks) sowie der Sicherheitsbehälter und
 - bei Störfällen mit ereignisbedingter Umgehung des Sicherheitsbehälters die Brennstabhüllrohre.
- b) für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktorkern während der Betriebsphasen C (nach dem Öffnen des Sicherheitsbehälters) bis E mindestens die Brennstabhüllrohre (abgesehen von ereignisspezifisch postulierten Hüllrohrschäden).

- c) bei der Handhabung und Lagerung von Brennelementen die Brennstabhüllrohre (abgesehen von ereignisspezifisch postulierten Hüllrohrschäden). Ist kein Sicherheitsbehälter vorhanden, so ist dies durch Rückhaltefunktionen kompensiert.

2.2 (5) Auf der Sicherheitsebene 4a sind für den Einschluss der radioaktiven Stoffe im Reaktorkern

- während der Betriebsphasen A bis C die Integrität der druckführenden Umschließung sowie ereignisabhängig entweder der Brennstabhüllrohre oder des Sicherheitsbehälters
- während der Betriebsphasen D bis E die Integrität der Brennstabhüllrohre

gewährleistet.

Für den Einschluss der radioaktiven Stoffe in bestrahlten, gelagerten Brennelementen ist die Integrität der Brennstabhüllrohre gewährleistet.

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

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

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

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

2.3 Konzept der Grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele)

2.3 (1) Mit den gemäß Ziffer 2.1 (3a) vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen werden entsprechend den jeweiligen Anforderungen auf den Sicherheitsebenen die folgenden grundlegenden Sicherheitsfunktionen (Schutzziele) erfüllt:

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

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

Zur Kontrolle der Reaktivität:

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

Zur Kühlung der Brennelemente:

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

Zum Einschluss der radioaktiven Stoffe:

- Die sich auf den verschiedenen Sicherheitsebenen ergebenden mechanischen, thermischen, chemischen und durch Strahlung hervorgeru-

fenen Belastungen sind so begrenzt, dass die unter Ziffer 2.4 angegebenen radiologischen Sicherheitsziele eingehalten werden und die Kontrolle der Reaktivität sowie die Kühlung der Brennelemente sichergestellt sind.

- 2.3 (3) Auf der Sicherheitsebene 4b wird durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes angestrebt, die Kontrolle der Reaktivität sowie die Kühlung der Brennelemente zu erhalten oder wieder herzustellen und die Anlage in einen langfristig sicheren Zustand zu überführen. Es ist das Ziel, die Integrität des Sicherheitseinschlusses oder mindestens einer anderen Barriere zu erhalten.
- 2.3 (4) Auf der Sicherheitsebene 4c wird durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes angestrebt, die Integrität des Sicherheitsbehälters so lange wie möglich zu erhalten, die radioaktiven Stoffe soweit wie möglich zurückzuhalten und einen langfristig kontrollierbaren Zustand zu erreichen.

2.4 Radiologische Sicherheitsziele

- 2.4 (1) Auf den Sicherheitsebenen 1 und 2
 - wird die Strahlenexposition des Personals bei allen Tätigkeiten unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung so gering wie möglich gehalten,
 - erfolgt jede Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser kontrolliert auf den dafür vorgesehenen Ableitungspfaden; die Ableitungen werden überwacht und nach Art und Aktivität dokumentiert und spezifiziert; und
 - wird jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt durch Direktstrahlung aus der Anlage sowie durch die Ableitung radioaktiver Stoffe unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung so gering wie möglich gehalten.

Auf der Sicherheitsebene 3

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

Auf der Sicherheitsebene 4

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

- 2.4 (2) Alle sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen eines Kernkraftwerks werden so ausgelegt, in einem solchen Zustand gehalten und so gegen

Einwirkungen geschützt, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben zur Einhaltung der Anforderungen gemäß Ziffer 2.4 (1) erfüllen.

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

3 Übergreifende technische Anforderungen

3.1 Generelle Anforderungen

- 3.1 (1) Bei Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie Betrieb und Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile werden Grundsätze und Verfahren angewendet, die entsprechend den besonderen sicherheitstechnischen Erfordernissen der Kerntechnik dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Bei Anwendung von anerkannten Regeln der Technik sind diese im Einzelfall daraufhin überprüft, ob sie dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.
- 3.1 (2) Auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 werden bezüglich aller Betriebsphasen sicherheitsfördernde Auslegungs-, Fertigungs- und Betriebsgrundsätze angewendet. Insbesondere sind verwirklicht:
- a) sicherheitstechnisch begründete Sicherheitszuschläge bei der Auslegung der Komponenten; hierbei können anerkannte Regeln und Standards angewendet werden;
 - b) Verwendung geeigneter Werkstoffe sowie betriebsbewährter oder ausreichend geprüfter Einrichtungen,

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

3.1 (3) Auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (Sicherheitseinrichtungen) werden zusätzlich zu Ziffer 3.1 (2) folgende Grundsätze angewendet:

- a) Redundanz,
- b) Diversität,
- c) Entmaschung von redundanten Teilsystemen, soweit dies nicht mit sicherheitstechnischen Nachteilen verbunden ist,
- d) räumliche Trennung redundanter Teilsysteme;
- e) sicherheitsgerichtetes Systemverhalten bei Fehlfunktion von Teilsystemen oder Anlagenteilen;
- f) Bevorzugung passiver gegenüber aktiver Sicherheitseinrichtungen;
- g) Bevorzugung von Prinzipien der inhärent sicheren Auslegung;
- h) die Hilfssysteme und die Hilfsmedierversorgung der Sicherheitseinrichtungen sind so zuverlässig ausgelegt, das sie die Nichtverfügbarkeit der zu versorgenden Einrichtungen nicht bestimmen;

- i) Automatisierung (von Hand auszulösende Einrichtungen werden in der Störfallanalyse grundsätzlich nicht vor Ablauf von 30 Minuten berücksichtigt).

- 3.1 (4) Sicherheitseinrichtungen bzw. von diesen zu erfüllende Sicherheitsfunktionen sind so redundant und entmascht, dass im Anforderungsfall ein zufälliger Ausfall in der Sicherheitseinrichtung (Einzelfehler) unter Berücksichtigung der Besonderheiten von aktiven und passiven Einrichtungen sowie unterschiedlicher Betriebsphasen und Betriebszustände beherrscht wird (Einzelfehlerkonzept).

Sofern gemäß den Betriebsvorschriften betriebsbegleitende Instandhaltungsarbeiten an einer Redundanz mit damit einhergehender Unverfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen zulässig sind, wird zusätzlich zum Einzelfehler grundsätzlich unterstellt, dass eine Redundanz der von solchen Arbeiten betroffenen Sicherheitseinrichtung zum Zeitpunkt der Anforderung nicht verfügbar ist.

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

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

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

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

3.1 (7) In Betriebsphasen außerhalb der Betriebsphasen A und B, in denen Teile der Sicherheitseinrichtungen planungsgemäß nicht verfügbar sind, ist die zuverlässige und wirksame Beherrschung für die in diesen Phasen zu unterstellenden Ereignisse unter diesen Bedingungen gewährleistet.

3.1 (8) Die Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebene 4a erfüllen folgende Anforderungen:

- a) sicherheitstechnisch nachteilige Auswirkungen auf Maßnahmen und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sind ausgeschlossen;
- b) bei Notstandsfällen ist die verfahrenstechnische Autarkie der Notstandseinrichtungen im Hinblick auf alle Kühl- und Betriebsmittel, die notwendig sind, um die Anlage in einen sicheren Zustand zu bringen und in einem sicheren Zustand zu halten, mindestens für 10 Stunden sichergestellt.

3.1 (9) Die Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes sind bei allen bei ihrer Planung zu Grunde gelegten Ereignisabläufen und Phänomenen wirksam und mit dem vorhandenen Sicherheitskonzept verträglich.

Die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes richten sich aus an den von der Anlagentechnik gegebenen Möglichkeiten.

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

3.1 (10a) Wenn an Einrichtungen regelmäßig wiederkehrende Prüfungen nach dem Stand der Technik nicht in dem für die Erkennung etwaiger Mängel erforder-

derlichen Umfang durchgeführt werden können, ist dies in Ausnahmefällen zulässig, z.B.

- wenn eine Prüfaussage von vergleichbaren Stellen herangezogen werden kann und die Prüfung bei der Herstellung keine Befunde ergeben hat oder
- bei vorwiegend ruhender Beanspruchung und wirksamen Schutzmaßnahmen gegen Einflüsse von Korrosion und Alterung.

3.1 (10b) Im Falle einer solchen eingeschränkten Prüfbarkeit werden für die Beherrschung möglicher Folgen aus diesem Mangel solche Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, dass bei den unter diesen Umständen in Betracht zu ziehenden Ereignissen die Einhaltung der jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien sichergestellt ist.

3.1 (10c) Kombinationen von störfallauslösenden Ereignissen auf Grund eingeschränkter Prüfbarkeit mit sonstigen störfallauslösenden Ereignissen oder gemeinsame Ausfälle von gleichartigen und gleichartig belasteten Einrichtungen mit eingeschränkter Prüfbarkeit werden unterstellt, sofern nicht bestätigt ist,

- dass durch in Ziffer 3.1 (10b) genannte Maßnahmen sicherheitstechnisch bedeutsame Zustands- und Funktionsbeeinträchtigungen ausgeschlossen sind, oder
- dass ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen oder nach dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht unterstellt werden muss.

3.2 Leittechnik

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

- 3.2 (2) Das Kernkraftwerk ist mit leittechnischen Einrichtungen mit Funktionen auf der Sicherheitsebene 2 ausgerüstet, die geeignet sind, bei Ereignissen der Sicherheitsebene 2 eine Anforderung an die Schutzaktionen der Sicherheitsebene 3 zu vermeiden.
- 3.2 (3) Das Kernkraftwerk ist mit zuverlässigen leittechnischen Einrichtungen mit Funktionen auf der Sicherheitsebene 3 ausgerüstet (Reaktorschutzsystem), deren Leittechnikfunktionen bei Erreichen festgelegter Ansprechwerte Schutzaktionen auslösen.

Diese Einrichtungen sind nach folgenden Grundsätzen ausgelegt:

- redundante Auslegung von Komponenten, Baugruppen und Teilsystemen,
- räumlich getrennte Installation entsprechend dem Wirkungsbereich möglicher versagensauslösender Ereignisse,
- Diversität,
- selbsttätige Überwachung auf einen Ausfall hin,
- Anpassung der Komponenten an die möglichen Umgebungsbedingungen,
- einfache Struktur der Software,
- Begrenzung des Funktionsumfangs auf das sicherheitstechnisch notwendige Maß,
- Einsatz fehlervermeidender, fehlerentdeckender und fehlerbeherrschender Maßnahmen und Einrichtungen.

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

Es sind Gefahrenmeldeeinrichtungen vorhanden, die Veränderungen des Betriebszustandes, aus denen sich eine Verminderung der Sicherheit er-

geben könnte, so frühzeitig anzeigen, dass die Einhaltung der jeweiligen sicherheitstechnischen Nachweisziele gewährleistet werden kann.

- 3.2 (5) Das Kernkraftwerk hat eine Störfallinstrumentierung, die bei Ereignisabläufen und Anlagenzuständen der Sicherheitsebenen 3 und 4
1. ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefert, um die erforderlichen Schutzmaßnahmen für Personal und Anlage bzw. die geplanten Notfallmaßnahmen ergreifen und ihre Wirksamkeit feststellen zu können,
 2. Hinweise auf den Verlauf des Ereignisablaufes gibt und die Dokumentation des Ereignisses ermöglicht,
 3. eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestattet.
- 3.2 (6) Auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c dürfen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes Vorrang vor konkurrierenden Aktionen der vorgelagerten Sicherheitsebenen haben. Eingriffe in Einrichtungen, die auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a Leitechnikfunktionen ausführen, sind erlaubt, wenn Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dies erfordern.
- 3.2 (7) Die von leittechnischen Einrichtungen auszuführenden Funktionen sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung gemäß Ziffer 2.1 (10) klassifiziert. Die Anforderungen an Entwurf, Implementierung, Qualifizierung, Inbetriebsetzung, Betrieb und Modifizierung der Software bzw. an Auslegung, Fertigung, Errichtung und Betrieb der Hardware (Komponenten, Baugruppen und Teilsysteme) für leittechnische Einrichtungen sind entsprechend der sicherheitstechnischen Klassifizierung festgelegt.
- 3.2 (8) Der unberechtigte Zugriff auf Informations- und Leitechniksysteme der Anlage wird verhindert. Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der hierfür vorgesehenen Maßnahmen entsprechen der sicherheitstechnischen Bedeutung der Informations- und Leitechniksysteme.

3.3 Warten

- 3.3 (1) Es ist eine Warte vorhanden, von der aus das Kernkraftwerk sicher betrieben werden kann und von der aus bei Störfällen Maßnahmen ergriffen werden können, um das Kernkraftwerk in einem sicheren Zustand zu halten.
- 3.3 (2) Außerhalb der Warte ist eine Notsteuerstelle vorgesehen, mit deren Hilfe bei Funktionsausfall der Warte einschließlich der in Betracht zu ziehenden Wartennebenräume, wie z.B. Rangierverteiler und Elektronikraum, der Reaktor abgeschaltet und unterkritisch gehalten, die Nachwärme abgeführt und die hierfür wesentlichen Betriebsparameter überwacht werden können.
- 3.3 (3) Die Warte und die Notsteuerstelle sind so voneinander räumlich getrennt, werden voneinander unabhängig mit Energie versorgt und sind derart gegen Einwirkungen von außen geschützt, dass Warte und Notsteuerstelle nicht gleichzeitig außer Funktion gesetzt werden können.
- 3.3 (4) Die ergonomische Auslegung der Warte und der Notsteuerstelle unterstützt sicherheitsgerichtetes Verhalten des Personals.

3.4 Elektrische Energieversorgung

- 3.4 (1) Die elektrische Energieversorgung des Kernkraftwerks ist so ausgelegt, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a die elektrische Versorgung der Verbraucher unter Einhaltung ihrer elektrischen Versorgungsbedingungen sichergestellt ist. Die elektrische Energieversorgung ist so zuverlässig ausgelegt, dass sie die Nichtverfügbarkeit der zu versorgenden Systeme, deren Ausfall zu sicherheitstechnisch nachteiligen Folgen führen kann, nicht bestimmt..
- 3.4 (2) Hierzu sind mindestens zwei, weitgehend unabhängige Netzanschlüsse für die Energieversorgung des Kernkraftwerks vorhanden. Zusätzlich zur elektrischen Energieversorgung aus den Netzanschlüssen und dem Hauptgenerator sind für die sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen zuverlässige Notstromversorgungsanlagen vorhanden, die die elektrische Energieversorgung dieser Einrichtungen bei Ausfall der Netzeinspeisung und des

Hauptgenerators gewährleisten. Zusätzlich ist eine Möglichkeit der Energieversorgung vorhanden, die unabhängig davon die elektrische Energieversorgung für mindestens eine Nachkühlkette einschließlich der erforderlichen leittechnischen Einrichtungen bei Ausfall der Netzanschlüsse sicherstellt.

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

3.5 Strahlenschutz

- 3.5 (1) Im Kernkraftwerk sind die personellen, organisatorischen, räumlichen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um eine hinreichend genaue und zuverlässige Strahlenschutzüberwachung in der Anlage auf allen Sicherheitsebenen im erforderlichen Umfang gewährleisten zu können.
- 3.5 (2) Im Kernkraftwerk sind die personellen, organisatorischen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um im jeweils erforderlichen Umfang Art, Menge und Konzentration der mit der Fortluft und dem Abwasser abzuleitenden radioaktiven Stoffe hinreichend genau und zuverlässig zu überwachen, zu registrieren sowie die Ableitung erforderlichenfalls zu begrenzen.
- 3.5 (3) Es sind die personellen, organisatorischen und apparativen Voraussetzungen gegeben, um eine Strahlenschutzüberwachung der Umgebung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4 im erforderlichen Umfang hinreichend schnell, genau und zuverlässig durchführen zu können.
- 3.5 (4) Im Kernkraftwerk sind Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, die eine sichere Handhabung, Einschließung und Lagerung der unbestrahlten und bestrahlten Kernbrennstoffe und sonstiger radioaktiver Stoffe ermöglichen. Diese Maßnahmen sind so konzipiert und diese Einrichtungen sind so beschaffen, angeordnet und abgeschirmt, dass eine unzulässige Strahlenexposition des Personals und in der Umgebung sowie die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung nicht zu unterstellen sind.
- 3.5 (5) Kernkraftwerke sind so beschaffen, dass sie unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen stillgelegt werden können. Ein Konzept für eine Be-

seitigung nach der endgültigen Stilllegung unter Einhaltung der Strahlenschutzbestimmungen ist vorhanden.

4 Anforderungen zur Kontrolle der Reaktivität

- 4 (1) Die Kontrolle der Reaktivität im Reaktorkern sowie bei der Brennelementlagerung ist auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a in allen Betriebsphasen sichergestellt.
- 4 (2) Der Reaktorkern, die zugehörigen Kühlsysteme und die hierfür relevanten Teile der Überwachungs-, Regel- und Begrenzungseinrichtungen sowie das Reaktorschutzsystem und die Sicherheitseinrichtungen zur Abschaltung des Reaktors sind so ausgelegt und hergestellt und sie werden in einem solchen Zustand gehalten, dass
- auf der Sicherheitsebene 1 die Auslegungsgrenzen sowie
 - auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien
- eingehalten werden.
- 4 (3) Der Reaktorkern ist so ausgelegt, dass auf Grund inhärenter reaktorphysikalischer Rückkopplungseigenschaften die in Betracht zu ziehenden schnellen Reaktivitätsanstiege so weit abgefangen werden, dass im Zusammenwirken mit den übrigen inhärenten Eigenschaften der Anlage und den Abschalteinrichtungen die jeweils auf den Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.
- 4 (4) Der Reaktorkern ist so ausgelegt, dass auf Grund inhärenter reaktorphysikalischer Rückkopplungseigenschaften die zu berücksichtigenden Transienten der Sicherheitsebene 4a mit unterstelltem Ausfall der schnell wirkenden Abschalteinrichtung (Schnellabschaltsystem) so weit abgefangen werden, dass im Zusammenwirken mit ansonsten bestimmungsgemäß wirksamen Maßnahmen und Einrichtungen der Anlage die für diese Ereignisse geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskrite-

rien eingehalten werden. Bei der Analyse solcher Ereignisse werden im Kurzzeitbereich nur Funktionen mit höherwertiger Ansteuerung berücksichtigt.

4 (5) Der Reaktor besitzt mindestens zwei voneinander unabhängige und diversitäre Abschaltseinrichtungen, von denen eine ganz oder teilweise mit den Regelungs- bzw. Begrenzungseinrichtungen identisch sein kann.

4 (6) Mindestens eine der beiden Abschaltseinrichtungen ist allein in der Lage, den Kernreaktor

- aus jedem Zustand der Sicherheitsebenen 1 bis 3 heraus, auch bei unterstelltem Nichteinfall des reaktivitätswirksamsten Steuerelements (DWR) bzw. Nichteinschießen des reaktivitätswirksamsten Steuerstabs (SWR), sowie
- bei den Notstandsfällen der Sicherheitsebene 4a

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

Der Nichteinfall des reaktivitätswirksamsten Steuerelements (DWR) bzw. das Nichteinschießen des reaktivitätswirksamsten Steuerstabs (SWR) muss nicht unterstellt werden, wenn beide Abschaltseinrichtungen einschließlich der Anregung durch das Reaktorschutzsystem, insbesondere hinsichtlich der Abschaltcharakteristik, der Wirksamkeit und des Zeitverhaltens, gleichwertig sind.

4 (7) Mindestens eine Abschaltseinrichtung ist allein in der Lage, den Reaktor nach erfolgter Abschaltung auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a auch bei der für die Reaktivätsbilanz ungünstigsten Temperatur, die unter den in Betracht zu ziehenden Ereignissen möglich ist, dauerhaft unterkritisch zu halten.

Bei Kühlmittelverluststörfällen können zur Sicherstellung der dauerhaften Unterkritikalität die Einrichtungen zur Notkühlung herangezogen werden.

Beim Nachweis, dass die geforderte Unterkritikalität nach erfolgter Abschaltung durch das Schnellabschaltssystem aufrecht erhalten bleibt, wird der unterstellte Nichteinfall des reaktivitätswirksamsten Steuerelements bei Ereignissen der Sicherheitsebene 3 wie ein Einzelfehler gemäß Ziffer 3.1 (4) behandelt.

Sofern die dauerhafte Abschaltung durch Steuerstäbe sichergestellt wird, wird auf den Sicherheitsebenen 1 bis 3 das Nichteinfahren bzw. Nichteinschießen des wirksamsten Steuerstabs unterstellt.

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

5 Anforderungen zur Kühlung der Brennelemente

- 5 (1) Die Kühlung der Brennelemente (Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und den Brennelementlagereinrichtungen) ist auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a in allen Betriebsphasen sichergestellt.
- 5 (2) Dazu wird die im Brennelement erzeugte Wärme derart abgeführt, dass die auf den Sicherheitsebenen geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien im Hinblick auf die Einwirkungen auf die Brennelemente und die übrigen sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen während ihrer gesamten Einsatzzeit eingehalten werden.

Dies ist dadurch sichergestellt, dass

- a) in ausreichendem Umfang Kühlmittel und Wärmesenken zur Verfügung stehen sowie
- b) der Wärmetransport vom Brennstoff bis zur Wärmesenke und
- c) die Wärmeabfuhr bei Handhabung und Lagerung der Brennelemente gewährleistet ist.

- 5 (3) Es ist ein zuverlässiges und redundant aufgebautes System zum Abfahren des Reaktors und zur Nachwärmeabfuhr im bestimmungsgemäßen Betrieb vorgesehen, welches so beschaffen ist, dass auch nach Unterbrechung der Wärmeabfuhr vom Reaktor zur Hauptwärmesenke, auch bei Auftreten eines Einzelfehlers während eines Instandhaltungsfalles im Nachwärmeabfuhrsystem, die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Brennelemente, für die Kerneinbauten, für die Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels sowie für den Sicherheitseinschluss erfüllt werden.
- 5 (4) Es ist ein zuverlässiges und redundant aufgebautes System für die Notkühlung (Notkühlsystem) des Reaktorkerns bei Kühlmittelverluststörfällen vorgesehen, welches gewährleistet, dass für die in Betracht kommenden Bruchgrößen, Bruchlagen, Betriebszustände und Transienten im Reaktorkühlsystem
- a) die sicherheitstechnischen Aufgaben auch unter Beachtung der Vorgaben von Ziffer 3.1 (4) erfüllt werden,
 - b) die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien für die Brennelemente, die Kerneinbauten und für den Sicherheitseinschluss eingehalten werden.
- 5 (5) Es ist ein zuverlässiges, redundant aufgebautes System zum Abfahren des Reaktors und zur Nachwärmeabfuhr bei Störfällen ohne Kühlmittelverlust vorgesehen, welches gewährleistet, dass auch nach Unterbrechung oder Störung der Wärmeabfuhr vom Reaktor zur Hauptwärmesenke die sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien auch unter Beachtung der Vorgaben von Ziffer 3.1 (4) erfüllt werden.
- 5 (6) Die Einrichtungen zur Lagerung bestrahlter Kernbrennstoffe verfügen über ausreichende Lagerkapazitäten sowie eine ausreichend wirksame und hinreichend zuverlässige Nachwärmeabfuhr auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a. Eine vollständige Auslagerung des Reaktorkerns in die vorhandenen Lagereinrichtungen ist jederzeit möglich.

6 Anforderungen zum Erhalt der Barrierenintegrität

- 6 (1) Die Brennstabhüllrohre (1. Barriere gemäß Ziffer 2.2 (3a)) sind so beschaffen und angeordnet, dass auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a die jeweils geltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien eingehalten werden.
- 6 (2a) Die Komponenten, die Reaktorkühlmittel führen und unter höherem als atmosphärischem Druck stehen (Druckführende Umschließung, 2. Barriere gemäß Ziffer 2.2 (3a)), sind so beschaffen und angeordnet sowie werden so betrieben, dass das Auftreten von Lecks, die auslegungsgemäß nicht beherrscht werden, rasch fortschreitenden Rissen und spröden Brüchen nicht unterstellt werden muss.
- 6 (2b) Zu diesem Zweck wird bei der Auslegung ein sicherheitstechnisch ausreichender Zuschlag (gemäß Ziffer 3.1 (2)) auf die ermittelten Werte der Einwirkungen vorgesehen, um zu gewährleisten, dass die Auslegungsbedingungen der Druckführenden Umschließung im bestimmungsgemäßen Betrieb nicht überschritten werden. Einrichtungen für eine Überwachung auf Leckagen während des Betriebes sind installiert.
- 6 (2c) Zur Vermeidung der Überschreitung des zulässigen Druckes in der Druckführenden Umschließung (bei DWR Anlagen einschließlich der Sekundärseite des Dampferzeugers) sind wirksame und zuverlässige Einrichtungen zur Druckbegrenzung und zur Überdruckabsicherung vorgesehen. Die Einrichtungen sind so beschaffen, dass die bei der sekundärseitigen und primärseitigen Druckentlastung auf der Sicherheitsebene 4b zu betrachtenden Medien sicher abgeführt werden können.
- 6 (2d) Das Kernkraftwerk wird so betrieben, dass die jeweils zulässigen Werte für Einwirkungen auf die Druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels auf den Sicherheitsebenen 1 bis 4a nicht überschritten werden.
- 6 (3a) Das Kernkraftwerk besitzt einen Sicherheitseinschluss (3. Barriere gemäß Ziffer 2.2 (3a)), der seine sicherheitstechnische Aufgabe unter allen Bedingungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie bei Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (Sicherheitsebene 4a) erfüllen kann. Dies gilt in

den Betriebsphasen A und B sowie in der Betriebsphase C bis zum Zeitpunkt des Öffnens des Sicherheitsbehälters.

In den Betriebsphasen C bis E, bei denen der Sicherheitsbehälter geöffnet sein kann, ist sichergestellt, dass unter den Bedingungen der Sicherheitsebene 1 sowie bei den zu unterstellenden Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 und 3 wirksame und zuverlässige Rückhaltefunktionen vorhanden sind und ein unzulässiger Verlust von Kühlmittel aus dem Sicherheitsbehälter durch kurzfristig mögliche Maßnahmen unterbunden wird.

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

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

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

- 6 (3b) Bei Kühlmittelverluststörfällen wird während des Sumpfbetriebs ein langfristiger Temperatur- oder Druckanstieg im Sicherheitsbehälter verhindert.

7 Zu berücksichtigende Betriebszustände und Ereignisse

7.1 Betriebszustände, Störungen und Störfälle

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

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

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

7.1 (3) Die Vollständigkeit und der abdeckende Charakter der zu betrachtenden Ereignisabläufe sind anlagenspezifisch gewährleistet.

Hinweis Die auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4a mindestens herangezogenen Ereignisabläufe sowie die jeweilig einzuhaltenden sicherheitstechnischen Nachweisziele und Nachweiskriterien sind in „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“ (Modul 3) dargestellt.

7.2 Übergreifende Einwirkungen von innen (EVI) und außen (EVA)

7.2 (1) Alle Einrichtungen, die erforderlich sind, den Kernreaktor sicher abzuschalten und in abgeschaltetem Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen oder eine Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, sind so ausgelegt und befinden sich dauerhaft in einem solchen Zustand, dass sie ihre si-

cherheitstechnischen Aufgaben auch bei naturbedingten Einwirkungen, soweit sie in Betracht zu ziehen sind, oder sonstigen Einwirkungen von außen, wie Störmaßnahmen Dritter, erfüllen können.

- 7.2 (2) Der Auslegung dieser Einrichtungen sind zu Grunde gelegt:
1. die jeweils folgenschwersten naturbedingten Einwirkungen oder sonstigen Einwirkungen von außen, die an dem betreffenden Standort berücksichtigt werden müssen;
 2. die Besonderheiten lange andauernder äußerer Einwirkungen;
 3. Kombinationen mehrerer naturbedingter oder sonstiger Einwirkungen von außen (z.B. Erdbeben, Hochwasser, Sturm, Blitz, Brände) oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen (z.B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Rauchentwicklung, Notstromfall); diese Kombinationen werden dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen oder nach dem Stand von Wissenschaft und Technik unterstellt werden muss.
- 7.2 (3) Die erkennbare zukünftige Entwicklung der Eigenschaften des Standortes im Hinblick auf die zu betrachtenden Einwirkungen von außen ist berücksichtigt.
- 7.2 (4) Brände und Explosionen in der Anlage werden verhütet. Zudem sind Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung von Bränden vorhanden. Die sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen sind so beschaffen und angeordnet, dass die Erfüllung ihrer Aufgaben durch Brände und Explosionen nicht unzulässig beeinträchtigt wird.
- 7.2 (5) Es sind die Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen, die zur Verhinderung unzulässiger Folgen einer anlageninternen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen erforderlich sind.
- 7.2 (6) Die zueinander redundanten Teilsysteme von Sicherheitseinrichtungen sind räumlich getrennt aufgestellt oder so geschützt, dass bei Einwirkungen von

außen bzw. von innen (wie Brand oder Überflutung) ein redundanzübergreifender Funktionsausfall nicht zu unterstellen ist.

7.3 Notstandsfälle

- 7.3 (1) Bei der Auslegung der Anlage gegen Einwirkungen von außen sind auch zivilisatorisch bedingte Einwirkungen der Sicherheitsebene 4a (Notstandsfälle) berücksichtigt.
- 7.3 (2) Die erkennbare zukünftige Entwicklung der Eigenschaften des Standortes im Hinblick auf zu betrachtende Notstandsfälle ist berücksichtigt.
- 7.3 (3) Kombinationen mehrerer Einwirkungen von außen, die der Sicherheitsebene 4a zugeordnet sind oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit internen Ereignissen (z.B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Rauchentwicklung, Notstromfall) werden dann unterstellt, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund von Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen unterstellt werden muss.

7.4 Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen

- 7.4 (1) Der Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4b sind Ereignisse in folgenden Ereignisgruppen zu Grunde gelegt:

- Transienten,
- Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Sicherheitsbehälters infolge von kleinen und mittleren Lecks am Reaktorkühlkreislauf,
- Kühlmittelverluststörfälle mit Umgehung des Sicherheitsbehälters

Für diese Ereignisse wird zur Planung von präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zum einen der vollständige Ausfall jeweils einer der zur Beherrschung der Ereignisse erforderlichen Sicherheitsfunktionen und zum anderen jeweils einer der erforderlichen Versorgungsfunktionen unterstellt.

7.5 Unfälle mit schweren Kernschäden

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

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

8 Anforderungen an Dokumentation und Nachweisführung

- 8 (1) Der Betreiber ist in der Lage nachzuweisen, dass er die Anforderungen der Genehmigung und die Anordnungen der zuständigen Behörden einhält.
- 8 (2) Der Betreiber hält eine vollständige, qualifizierte und aktuelle Dokumentation des Zustandes des Kernkraftwerks verfügbar.
- 8 (3) Für den sicheren Betrieb einer Anlage sind schriftliche Anweisungen erstellt, in denen
- a) die für die Sicherheitsebenen 1 bis 4a erforderlichen, sicherheitstechnisch relevanten Grenzwerte und Bedingungen, technischen Handlungen und Anweisungen sowie organisatorischen Abläufe vorgeschrieben werden (z.B. Betriebshandbuch – BHB) und
 - b) die erforderlichen wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen festgelegt sind (z.B. Prüfungshandbuch – PHB).

Die schriftlichen Anweisungen, die im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes genutzt werden, umfassen Notfallstrategien, Notfallprozeduren, Handlungsempfehlungen und Durchführungsanweisungen. Sie liegen z.B. in Form eines Notfallhandbuchs (NHB) vor.

- 8 (4) Die sicherheitstechnischen Aufgaben aller Einrichtungen sind klar definiert und dokumentiert. Entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung sind für alle Einrichtungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung Auslegungsvorschriften, Werkstoffvorschriften, Bauvorschriften und Prüfvorschriften sowie Betriebsvorschriften und Instandhaltungsvorschriften vorgehalten bzw. aufgestellt und sie werden angewendet.

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

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

- 8 (5) Der Betreiber ist in der Lage, anhand dieser Dokumentation oder anhand durchführbarer Untersuchungen die Sicherheit der Anlage nachvollziehbar nachzuweisen.

- 8 (6) Als Untersuchungsmethoden zum Nachweis der Erfüllung der technischen Sicherheitsanforderungen können grundsätzlich herangezogen werden:

Die deterministischen Methoden

- a) Systemanalyse,
- b) Analyse von Ereignissen bzw. Zuständen,
- c) Messung bzw. Experiment,
- d) ingenieurmäßige Bewertung,
- sowie
- e) probabilistische Analysen.

- 8 (7) Als Grundlage für Nachweisführungen liegen vor:
- a) eine aktuelle Zusammenstellung der sicherheitstechnisch wichtigen Informationen über den bestehenden Zustand der betroffenen sicherheitstechnisch wichtigen Maßnahmen und Einrichtungen mit Angabe der auf den jeweiligen Sicherheitsebenen durchzuführenden Aufgaben bzw. zu erfüllenden sicherheitstechnischen Funktionen sowie zu Aufbau, Anordnung und Auslegung,
 - b) ein dokumentierter Vergleich des bestehenden Zustands der betroffenen sicherheitstechnisch relevanten Maßnahmen und Einrichtungen mit dem genehmigten bzw. in den Genehmigungsunterlagen beschriebenen Zustand.
- 8 (8) Bei der Analyse von Ereignisabläufen bzw. Zuständen werden
- a) für den jeweiligen Anwendungsbereich validierte Berechnungsverfahren verwendet,
 - b) mit der Berechnung verbundene Unsicherheiten quantifiziert bzw. durch geeignete Verfahren abgedeckt.
- 8 (9a) Ergänzend zu deterministischen Sicherheitsanalysen wird durch probabilistische Sicherheitsanalysen die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung überprüft, um eventuell vorhandene Schwachstellen zu identifizieren.
- 8 (9b) In Ergänzung der (deterministischen) Nachweisführungen werden probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) angewendet, um die sicherheitsrelevanten Auswirkungen von Änderungen in der Anlage zu beurteilen, bei denen ein nennenswerter Einfluss auf die Ergebnisse der PSA nicht offensichtlich auszuschließen ist.
- 8 (10) Eine Messung oder ein Experiment kann als Nachweis herangezogen werden, wenn
- a) die Übertragbarkeit der experimentellen Bedingungen auf die Anlagenzustände des jeweiligen Anwendungszusammenhangs qualifiziert ist und

b) die mit der Messung verbundenen Unsicherheiten quantifiziert sind.

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

Anlage zu Modul 1, Rev. B: „Antworten auf übergeordnete Kommentare“¹

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
353	E.ON	1. Grundsatzfragen Von Seiten der Länder und Betreiber wurden auf der Informationsveranstaltung viele Grundsatzfragen angesprochen, auf die allerdings nur vage eingegangen wurde:	
		– In wieweit soll mit dem neuen Regelwerk eine Aussage im Hinblick auf die erforderliche Schadensvorsorge getroffen werden?	Vgl. hierzu – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
		– Sollen die neuen Regelwerke bei der Ersetzung der Sicherheitskriterien und der Störfalleitlinie die gleiche Bindungswirkung bzw. Wertigkeit erhalten?	Vgl. hierzu – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
		– Wie soll die Anwendung konkret im Aufsichtsverfahren erfolgen?	Vgl. hierzu – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
		– Stellt die Erfüllung der neuen Anforderungen bei Änderungsgenehmigungen eine Genehmigungsvoraussetzung in Bezug auf die von der Änderung betroffenen Teile dar?	Vgl. hierzu – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA -

¹ Die zitierten Unterlagen sind dieser Anlage als Anhänge beigelegt:

- BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006: Anhang 1,
- LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss am 19. Januar 2006: Anhang 2,
- BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006: Anhang 3

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
			Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
		– Soll das Regelwerk quasi einen Neuanlagenstandard beschreiben, obwohl in Deutschland ein Neubauverbot besteht? Diese Fragen sind praktisch unbeantwortet geblieben.	Vgl. hierzu – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
		2. Änderung der Sicherheitsphilosophie In diesem Zusammenhang erinnern wir an die Verständigung der EVU mit der Bundesregierung vom 11. 06.2001, mit der sich die Bundesregierung verpflichtet hat, Sicherheitsstandards und die diesen zugrunde liegende Sicherheitsphilosophie nur dann zu ändern, wenn denn dieses aufgrund von neuen Erkenntnissen geboten ist. Nicht zulässig sind danach Änderungen der Sicherheitsstandards aufgrund lediglich einer neuen Bewertung (Änderung der Sicherheitsphilosophie). Die bisherige Sicherheitsphilosophie spiegelt sich vor allem in den sog. BMI-Sicherheitskriterien und BMI-Störfalleitlinien wieder. Diese behöfrdliche Sicherheitsphilosophie ist seinerzeit auf Bundesebene zentral festgelegt worden, damit das Restrisiko im Bundesgebiet einheitlich bewertet wird (vergl. Schattke ATW, 8/9 1988). Es sind gerade die erwähnten Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien, die nun geändert werden sollen.	Vgl. hierzu – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
		Änderungen der Sicherheitsphilosophie sind nicht nur durch die Verständigung ausgeschlossen, sondern die bestehenden Kernkraftwerke sind hiergegen auch durch das Atomgesetz geschützt (Bestandschutz), da trotz der Änderung der Sicherheitsphilosophie die in den Anlagen realisierte „nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden“ weiterhin gegeben ist.	Vgl. hierzu – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006
		5. WENRA Auf der Informationsveranstaltung hat Ihr Haus ebenso wie die o. g. Kienbaum-Studie die IAEA-Sicherheitsstandards als Re-	WENRA Mitgliedsstaaten erstellen auf der Basis der vorliegenden Reference Levels jeweils ein nationales Aktionspro-

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>ferenz dargestellt. Auch sollen Erkenntnisse aus der Arbeit der WENRA in das "neue" Regelwerk einfließen.</p> <p>Wir begrüßen ausdrücklich den von der EU-Kommission geförderten WENRA- Prozess, im europäischen Rahmen „reference levels" und „best practices" zu erarbeiten, die gerade nicht den kleinsten gemeinsamen Nenner bei der nuklearen Sicherheit in der EU festschreiben sollen. Zu einem Vergleich unserer Anlagentechnologie und Betriebsführung mit derartigen WENRA- Maßstäben sind wir jederzeit bereit.</p> <p>Dies bedingt jedoch, dass der WENRA-Prozess der Erarbeitung dieser Maßstäbe zu einem Abschluss gekommen ist und damit ein transparenter, EU-weiter Vergleich überhaupt erst ermöglicht wird.</p> <p>Nach unserer Kenntnislage besteht innerhalb der WENRA Übereinkunft, dass die „reference levels" wohl erst in 2006 abschließend erarbeitet und dokumentiert sein werden und anschließend die Erfüllung der Referenzniveaus von jedem der an den Arbeiten der WENRA beteiligten Staaten national zu überprüfen ist. Abweichungen sollen dann bewertet und in Maßnahmenprogramme zu Verbesserungen bis 2010 umgesetzt werden. Vor diesem Hintergrund einer EU-weiten Harmonisierung sicherheitstechnischer Anforderungen ist es daher sinnvoll, die Arbeiten der WENRA abzuwarten und in diesem Kontext das deutsche Regelwerk ggf. fortzuentwickeln.</p>	<p>gramm mittels dem sie bis zum Jahr 2010 ihren regulatorischen Harmonisierungsprozess vollzogen haben werden. Die „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ stellen in dem deutschen Aktionsprogramm ein wesentliches Element zur Anpassung des deutschen Regelwerks dar.</p>
		<p>Abschließend möchten wir Sie an Ihre Zusage aus der o. g. Informationsveranstaltung erinnern, den Prozess der Erstellung eines "neuen" Regelwerks allen Beteiligten transparenter zu machen, z.B. durch einheitliche Begriffbestimmungen, aber insbesondere durch Kennzeichnung und Begründung von verschärften Anforderungen. Auf der von Ihnen eingerichteten Internet-Plattform konnten wir bisher die Umsetzung Ihrer Zusage nicht nachvollziehen. Zudem ist u. E. die Plattform als Medium für einen konstruktiven Meinungsaustausch nicht geeignet.</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		Insgesamt widerspricht das Vorhaben des BMU daher der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den EVU, dass die Bundesregierung keine Initiative ergreifen wird, um den Sicherheitsstandard und die diesem zugrunde liegende Sicherheitsphilosophie zu ändern.	Vgl. hierzu – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
465	Vattenfall Europe	Aus unseren bisherigen Kommentaren wird insgesamt ersichtlich, dass wir aus den vorliegenden Textentwürfen die Notwendigkeit einer grundlegenden Überarbeitung des vorhandenen Regelwerks nicht ableiten können. In keinem Punkt ist erkennbar, ob und warum die vorgesehene Verschärfung der Anforderungen für die Gewährleistung der nach Stand von Wissenschaft und Technik gebotenen Schadensvorsorge erforderlich ist. Umso größerer Bedeutung kommt der von uns bereits mit unserem Schreiben vom 15. März 2005 von Ihnen erbetenen Beantwortung von Grundsatzfragen hinsichtlich der vorgesehenen Anwendung des überarbeiteten Regelwerks im konkreten Aufsichts- und Genehmigungsverfahren zu, zu der wir Sie hiermit erneut auffordern.	Vgl. hierzu – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
467	MSGV Schleswig Holstein	Die Abgrenzungen der Ereignisse und ihre Zuordnung zu den Sicherheitsebenen in Modul 3 entspricht teilweise nicht der bisherigen Genehmigungspraxis. So werden in dem Modul 3 u .a. die Störfall-Leitlinien als Basisunterlage herangezogen. Diese stellen vom Grundsatz ausführungsunabhängige Anforderungen dar. Der Geltungsbereich der Störfall-Leitlinien (und vom Grundsatz ebenso die gültigen RSK-Leitlinien für DWR) betreffen lediglich Druckwasser-Reaktoren, die ihre 1. TEG nicht vor dem 01.07.1982 erhalten haben. Ob aufgrund dieser Vorgaben und ggf. welche ausführungsunabhängigen Anforderungen aus diesen Leitlinien generiert und in die vorliegenden Entwürfe des Modul 3 übernommen und für alle Anlagen als verbindlich erklärt werden können, muss rechtlich in jedem Einzelfall bewertet werden. Es sollte daher geregelt werden, welche Bedeutung diese Anforderungen in dem Modul 3 bzgl. der Kernkraftwerke haben, die nicht auf der Grundlage der Störfall-Leitlinien genehmigt wurden.	Die Frage, wie bei Abweichungen von den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ zu verfahren ist, ist nicht Regelungsgegenstand dieses kerntechnischen Regelwerks, Vgl. hierzu – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
498	VGB Power	<ul style="list-style-type: none"> Bei indikativer Darstellung des Regelwerkstextes kann jede Abweichung unabhängig von ihrer Sicherheitsrelevanz als Regelwerksverstoß interpretiert werden. 	<p>PL 2475:</p> <p>Die indikative Darstellung von Sachverhalten ist eine in der Erstellung von Rechtsvorschriften durchaus geübte Praxis. Es ist jedoch keine Eigenschaft der indikativen Darstellung, dass Abweichungen „als Regelwerksverstoß interpretiert werden“ können. Abweichungen vom Regelwerk sind immer dann festzustellen, wenn von der betreffenden Anlage die angegebenen Sicherheitsanforderungen (unabhängig davon ob in indikativer Formulierung angegeben) nicht erfüllt werden.</p> <p>Bei der Erstellung der Module bestand zunächst der Anspruch in den Formulierungen eindeutig zu sein und daher möglichst durchgehend die Anforderungen in „muss“-Form zu formulieren. Sofern Ausnahmen von der „muss“-Forderung als sachgerecht erforderlich angesehen wurden, waren Ausnahmebedingungen zu formulieren. Eine andere Art der Differenzierung ist nicht angestrebt worden. Bei den Fällen, in denen eine solche Differenzierung vorgenommen wurde, war diese Differenzierung bei der Übertragung des Textes in die „indikativ“-Formulierung zu übernehmen. Daher geht mit der Umstellung der Texte in die „indikativ“-Form kein Verlust an Informationen einher. Der Vorteil besteht auch darin, dass bei einem nicht unmittelbar rechtsverbindlichen Regelwerk das Wort „muss“ eigentlich fehl am Platze ist.</p>
505	FANP	<p>Ablauf des Verfahrens:</p> <ul style="list-style-type: none"> a) Völlig unrealistischer Terminplan (dadurch z.B. Entfall der zugesagten Informationsveranstaltungen zu den Modulen 4-11 aus Zeitnot) b) Unzureichende Beteiligung der <u>Anwender</u> von Regelwerk c) Kein Rahmen zur systematischen Diskussion/Klärung von Problempunkten (angebotene Web-Seiten-Diskussion ungeeignet) 	<p>Vgl. hierzu</p> <p>– BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>a) BMU-Begründung für Schaffung eines neuen Regelwerks (WENRA- Anforderungen in <u>bindendem</u> Regelwerk erfassen) wird völlig verfehlt.</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ Erstellung eines übergeordneten Regelwerks nach internationalem Stand erfordert Neustart mit <ul style="list-style-type: none"> • Beteiligung von Erfahrungsträgern in der Anwendung von kerntechnischem Regelwerk, Anlehnung an Praxiserfahrung der KTA-Arbeit • Reduzierung auf übergeordnete Anforderungen • Verwendung der bisherigen Module als „Merkpostenliste“ • Sinngemäßer Beachtung des internationalen Standes, Empfehlung ILK ▪ Fachgesprächen zu Problempunkten 	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
506	RWE Power	<p>Betreiberstellungnahme zum BMU-Vorhaben: Revision des kerntechnischen Regelwerks am 23.01.2006</p> <p>Gliederung:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Historie • Kritikpunkt 1: Inhalt • Kritikpunkt 2: Verfahren • Kritikpunkt 3: Vorhaben ist vereinbarungswidrig • Kritikpunkt 4: Ungeklärte Grundsatzfragen • Wie kann es weitergehen? <p>Historie:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Informationsveranstaltung am 14./15. Dezember 2004 • Schreiben an StS Baake vom 24.02.05 (Antwort: Gesprächsangebot) • Grundsatzschreiben der Betreiber an BMU vom 15.03.05 	

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<ul style="list-style-type: none"> • Erarbeitung und Versendung von Kommentaren zu den Modulen 1-3: Mai 05 • atw-Aufsatz im Mai veröffentlicht (Vergleich mit dem Ausland) • Gespräch mit BMU 24.05.05 • Versendung von Kommentaren zu den Modulen 4-6: Aug. 05 • Weiteres Grundsatzschreiben der Betreiber an BMU zum Verfahren (Internet/Zeitablauf etc.) vom 2.08.05 • Rechtsgutachten zum Verfahren (Ossenbühl): Nov. an BMU • Versendung von Kommentaren zu den Modulen 7-11: Nov. 05 • Weiteres Grundsatzschreiben der Betreiber an BMU vom 6.01.06 • Workshops Ende Jan. 2006 	
		<p>Wichtige Fragestellungen zum BMU Vorhaben (Grundsatzfragen):</p> <p>(1) Inwieweit soll mit dem neuen Regelwerk eine Aussage im Hinblick auf die erforderliche Schadensvorsorge getroffen werden?</p> <p>(2) Sollen die neuen Regelwerke bei der Ersetzung der Sicherheitskriterien und der Störfalleitlinie die gleiche Bindungswirkung bzw. Wertigkeit erhalten? Wie soll dies erfolgen?</p> <p>(3) Wie soll die Anwendung konkret im Aufsichtsverfahren erfolgen?</p> <p>Stellt die Erfüllung der neuen Anforderungen bei Änderungs-genehmigungen eine Genehmigungsvoraussetzung in Bezug auf die von der Änderung betroffenen Teile dar?</p>	Vgl. die Antworten zu Ziffer 1 des Kommentars 353 (E.ON).
		<p>BMU-Gespräch am 24.05 2005:</p> <p><u>Position der Betreiber / BMU-Gespräch am 24.05 2005</u></p> <p>Im internationalen Vergleich war und ist das deutsche kern-</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <p>– BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>technische Regelwerk <u>inhaltlich</u> auf sehr hohem Niveau.</p> <p>Die Betreiber sehen allenfalls einen gewissen Erneuerungsbedarf im deutschen Regelwerk in Bezug auf</p> <ul style="list-style-type: none"> •eine Systematisierung von Regeln, •das Füllen einzelner Lücken (wie z. B. Sicherheitsmanagement) und •das punktuelle Anpassen einzelner Anforderungen aufgrund neuer Erkenntnisse. <p>Darüber hinaus werden aber auch weitergehende Änderungen von den Betreibern unterstützt.</p> <p><u>WENRA</u></p> <ul style="list-style-type: none"> •Die Betreiber begrüßen den vom EU-Rat geförderten WENRA-Prozess, im europäischen Rahmen „reference levels“ und „best practices“ zu erarbeiten, die gerade nicht den kleinsten gemeinsamen Nenner bei der nuklearen Sicherheit in der EU festschreiben sollen (upper quartile). • Der WENRA-Zeitplan gestattet – abweichend vom BMU-Vorhaben – eine angemessene Qualitätssicherung. • Zu einem Vergleich der Anlagentechnologie und Betriebsführung mit derartigen WENRA-Maßstäben sind die Betreiber bereit. <p>Im Ergebnis bedeutet dies:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Falls bestimmte neue Anforderungen international allgemein auch bei Altanlagen umgesetzt werden, sind die deutschen Betreiber bereit, eine vergleichbare Umsetzung auf freiwilliger Basis durchzuführen. Dabei sollen international übliche Verhältnismäßigkeitserwägungen (erzielbarer Nutzen zu erforderlichem Aufwand) herangezogen werden. Ebenfalls sollen dabei international übliche Qualitätsstandards und die im Ausland angewandte Praxis bei der Umsetzung berücksichtigt werden. 	<p></p> <p>Vgl. die Antworten zu Ziffer 5. des Kommentars 353 (E.ON).</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>Mit diesem Angebot gehen die Betreiber deutlich über die Vereinbarung vom 11.06.2001 hinaus, auch wenn dort auf das internationale Sicherheitsniveau verwiesen wird.</p>	
		<ul style="list-style-type: none"> Die meisten BMU-Beiträge vom Workshop Dez. 2004 fehlen. Die Internetplattform stellt lediglich eine Pseudotransparenz dar (Verschachtelung). Die Beteiligung der betroffenen Kreise, vor allem der Betreiber, Hersteller und Gutachter, ist ein nachträglich aufgesetztes, rein formales Element, das keine echte keine Fachdiskussion zulässt. Das bedeutet den Verzicht auf fast die gesamte in Deutschland vorhandene Expertise und damit auf ein entscheidendes Element der Qualitätssicherung. Ziel und Anwendungshorizont muss am Anfang definiert werden (vgl. Grundsatzfragen, Kritikpunkt 4) Verfahren international ohne Beispiel (vgl. atw Mai 2005) :Beispiel Schweden später 	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
		<p><u>Kritikpunkt 3: Vorhaben ist vereinbarungswidrig</u></p> <p>(Änderung der Sicherheitsphilosophie) Auszug aus der Vereinbarung mit der Bundesregierung vom 11.06.2001:</p> <p><i>„III. Betrieb der Anlagen während der Restlaufzeit, 1. Sicherheitsstandard / Staatliche Aufsicht</i></p> <p><i>Unbeschadet unterschiedlicher Einschätzungen hinsichtlich der Verantwortbarkeit der Risiken der Kernenergienutzung stimmen beide Seiten überein, dass die Kernkraftwerke und sonstigen kerntechnischen Anlagen auf einem international gesehen hohen Sicherheitsniveau betrieben werden. Sie bekräftigen ihre Auffassung, dass dieses Sicherheitsniveau weiterhin aufrechterhalten wird.</i></p> <p><i>Während der Restlaufzeiten wird der von Recht und Gesetz geforderte hohe Sicherheitsstandard weiter gewährleistet, die Bundesregierung wird keine Initiative ergreifen, um diesen Sicherheitsstandard und die diesem zugrunde liegende Sicherheitsphilosophie zu ändern.“</i></p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>Dies bedeutet u. a., dass mit dem Verzicht der Betreiber auf eine zeitlich unbegrenzte Betriebsgenehmigung die Bundesregierung sich im Gegenzug verpflichtet hat, Sicherheitsstandards nur dann zu ändern, wenn denn dieses aufgrund von neuen Erkenntnissen geboten ist.</p> <p>Nicht zulässig sind danach Änderungen der Sicherheitsstandards aufgrund einer neuen Bewertung. Notwendige Änderungen aufgrund neuer Erkenntnisse (Forschungsergebnisse, Ereignisse, Neuberechnungen) werden von den Betreibern selbstverständlich akzeptiert.</p> <p>Vgl. oben Kat.A/ Kat.B/ Kat.C Die bisherige Sicherheitsphilosophie spiegelt sich vor allem in den sog. BMI-Sicherheitskriterien und BMI-Störfalleitlinien wieder. Diese behördliche Sicherheitsphilosophie ist seinerzeit auf Bundesebene zentral festgelegt worden, damit das Restrisiko im Bundesgebiet einheitlich bewertet wird (vgl. Schattke atw, 8/9 1988). Es sind gerade die erwähnten Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien, die nun geändert werden sollen.</p>	
		<p>Änderung der Sicherheitsphilosophie im Regelwerk nicht nur vereinbarungswidrig, sondern auch aus rechtlichen Gründen unzulässig:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Sicherheitsphilosophie für die bestehenden Anlagen ist <u>konkretisiert</u> in den Genehmigungen auf der Grundlage des bestehenden Regelwerkes; • <u>Bestandsschutz</u>: Durchbrechung dieser Konkretisierung durch Neufestlegung von Sicherheitsstandards nur bei neuen Erkenntnissen über die dem Sicherheitskonzept zugrunde liegenden technisch-wissenschaftlichen Annahmen möglich, nicht aber bei bloßer (d. h. aus anderen Gründen erfolgter) „Änderung der Sicherheitsphilosophie“. 	<p>Vgl. hierzu</p> <p>– BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006</p>
		<p>Kritikpunkt 4: Ungeklärte Grundsatzfragen</p> <p>(1) Inwieweit soll mit dem neuen Regelwerk eine Aussage im</p>	<p>Vgl. die Antworten zu Ziffer 1 des Kommentars 353 (E.ON).</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>Hinblick auf die erforderliche Schadensvorsorge getroffen werden?</p> <p>(2) Sollen die neuen Regelwerke bei der Ersetzung der Sicherheitskriterien und der Störfalleitlinie die gleiche Bindungswirkung bzw. Wertigkeit erhalten? Wie soll dies erfolgen?</p> <p>(3) Wie soll die Anwendung konkret im Aufsichtsverfahren erfolgen?</p> <p>(4) Stellt die Erfüllung der neuen Anforderungen bei Änderungsgenehmigungen eine Genehmigungsvoraussetzung in Bezug auf die von der Änderung betroffenen Teile dar?</p>	
		<p>Tatsachen:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Die Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien sind nicht verbindlich. • Die Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien sind auch nicht im Indikativ verfasst. • Sie definieren die Sicherheitsphilosophie (vgl. Schattke s. o.). • Sie konkretisieren die erforderliche Schadensvorsorge für die nach Inkraftsetzung gebauten Anlagen (vgl. diverse Verwaltungsgerichtsentscheidungen, z.B. OVG Lüneburg - 7 OVG A 108/86 -). • Die Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien sollten beide von Anfang an die Verweisung in §28(3) StrlSchV (heute §49(1)) ausfüllen. • Die Verweisung in §49(1) StrlSchV ist statisch (auch BMU am 24.05.2005). 	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
		<p>Somit stellen wir die Grundsatzfragen erneut:</p> <p>Inwieweit soll mit dem neuen Regelwerk eine Aussage im Hinblick auf die erforderliche Schadensvorsorge getroffen werden?</p>	

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>(1) Sollen die neuen Regelwerke bei der Ersetzung der Sicherheitskriterien und der Störfalleitlinie die gleiche Bindungswirkung bzw. Wertigkeit erhalten? Wie soll dies erfolgen?</p> <p>Diese Fragen blieben bisher unbeantwortet. Mündlich Aussagen hierzu (und Erläuterungspapier im Internet) sind widersprüchlich.</p> <p>Die Fragen müssen vor Erarbeitung des Regelwerks beantwortet werden und bestimmen die Zielrichtung.</p>	Vgl. die Antworten zu Ziffer 1 des Kommentars 353 (E.ON).
		<p>(2) Wie soll die Anwendung konkret im Aufsichtsverfahren erfolgen?</p> <p>Szenarien: - Änderungen</p> <p style="padding-left: 40px;">- Anfahren nach Revision (neuer Kern)</p> <p style="padding-left: 40px;">- Sicherheitsüberprüfung</p>	Vgl. die Antworten zu Ziffer 1 des Kommentars 353 (E.ON).
		<p>(3) Stellt die Erfüllung der neuen Anforderungen bei Änderungsgenehmigungen eine Genehmigungsvoraussetzung in Bezug auf die von der Änderung betroffenen Teile dar?</p> <p>Szenarien: - Redundanzserhöhung</p> <p style="padding-left: 40px;">- Digitale Leittechnik</p> <p style="padding-left: 40px;">- Leistungserhöhung</p>	Vgl. die Antworten zu Ziffer 1 des Kommentars 353 (E.ON).
		<p>5. Wie kann es weitergehen?</p> <ul style="list-style-type: none"> • Vergleich mit dem Ausland • Beispiel Schweden • Voraussetzungen für ein neues Regelwerk in Deutschland • Bewährte Praxis für Sicherheitsverbesserungen in Deutschland 	<p>PL SR 2475:</p> <p>Der Gegenstand der Regelwerksfortschreibung besteht in der Zusammenstellung der Sicherheitsanforderungen, die nach Stand von Wissenschaft und Technik von Kernkraftwerken zu erfüllen sind. Zur Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik werden u.a. zusätzlich zu den nach gültigem kerntechnischen Regelwerk in Deutschland anzuwendenden Sicherheitsanforderungen auch internationale Empfehlungen der IAEA, Ergebnisse aus dem WENRA Prozess sowie Erkenntnisse aus jüngst in anderen Ländern fortgeschriebenen</p>
		<p>Vergleich mit dem Ausland:</p> <p>Übertragung des Vorgehens im Ausland auf deutsche Anlagen ist nur begrenzt zulässig:</p>	

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<ul style="list-style-type: none"> • Im Ausland wird die Kerntechnik weiterentwickelt. Mittel- und langfristig werden neue Kernkraftwerke geplant. Neue Auslegungsstandards werden daher häufig nur für Neuanlagen gefordert. • Die deutschen Kernkraftwerke haben aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmale im <u>präventiven</u> Bereich heute schon ein deutlich höheres Sicherheitsniveau im Auslegungsbereich als die meisten ausländischen Anlagen. • Regelwerke haben unterschiedliche Rechtsfolgen. Die gesetzlichen Randbedingungen in den verschiedenen Ländern weichen beträchtlich voneinander ab. Scharfe Grenzen der „Erforderlichkeit“ wie in Deutschland („erforderliche Schadensvorsorge“) fehlen oder haben einen anderen Stellenwert. Gleiches gilt für die Genehmigungsvoraussetzungen bei Änderungen. <p>Deutsches Regelwerk im internationalen Vergleich:</p> <p><u>Generell ist es keinesfalls so, dass im Bezug auf das vorhandene Regelwerk das Ausland Deutschland weit überholt hat, sondern dass im Gegenteil bisher einige Länder überhaupt kein Regelwerk besitzen, welches dem deutschen Regelwerk - was Umfang und Konsistenz angeht - vergleichbar ist. Die Situation im Ausland ist eher heterogen:</u></p> <p>In <u>Schweden</u> wurde z. B. kürzlich ein neues (sehr schlankes) Regelwerk verabschiedet. Neue Auslegungsanforderungen im <u>finnischen</u> Regelwerk beziehen sich im Wesentlichen auf Neuanlagen. Länder wie <u>Spanien</u>, <u>Großbritannien</u>, <u>Frankreich</u>, <u>Belgien</u> und die <u>Niederlande</u> besitzen praktisch kein konsistentes Regelwerk.</p> <p>siehe atw Mai 2005</p> <p>Beispiel Schweden: In <u>Schweden</u> wurde mit dem Regelwerk gleichzeitig festgelegt, in welcher Form dies von den bestehenden Anlagen umgesetzt werden soll, so dass dort die oben zitierten grundsätzlichen Fragestellungen obsolet sind.</p>	<p>Regelwerken herangezogen. Dabei steht immer die Ableitung grundlegend gültiger Sicherheitsanforderungen im Vordergrund. Nach Auffassung des Projektes steht in diesem Zusammenhang deshalb nicht die Frage nach einer Übertragbarkeit irgendwelcher ausländischer Praktiken. Es ist immer geprüft worden, ob die jeweiligen Sicherheitsanforderungen internationaler oder ausländischer Regelwerke grundlegende Gültigkeit haben.</p> <p>Die in den Modulen 1 bis 11 angegebenen Sicherheitsanforderungen gelten grundlegend. Modul 7 z.B. berücksichtigt, dass bestehende Anlagen nicht vollständig gegen Kernschmelzszenarien gesichert werden können, deshalb wurden diesbezügliche Anforderungen nicht formuliert!</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>Diese Festlegungen erfolgten nach einem intensiven Dialog mit den Betreibern.</p> <p>WENRA RHWG-Report Jan. 2006, Annex 3: <i>„The General Recommendations on how to interpret the regulations have been issued in direct connection to the regulation and are included in the respective SKIFS publication.“</i></p> <p>Auf der Informationsveranstaltung (Dez. 2004) wurde jeglicher Ansatz in dieser Richtung (z.B. Probeanwendung, um Auswirkungen und Interpretation zu testen) als Kontamination der hehren Ideale abgelehnt.</p>	
		<p><u>Voraussetzungen für einen neuen, erfolgreichen Ansatz zur Überarbeitung des Regelwerks:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • Verfahren muss neu aufgesetzt werden <ul style="list-style-type: none"> - neuer Zeitstrahl - neue Zielsetzung, z.B. schlankes Regelwerk bezügl. Sicherheitsziele und keine Detailregelung (diese als KTA-Regeln) - bestehende Entwürfe als Stoffsammlung - Beachtung der ILK-Stellungnahme vom Juli 2005 • Anwendungsregularien, d.h. <ul style="list-style-type: none"> - Verhältnis zum Bestandschutz, - zur „erforderlichen Schadensvorsorge“, - zur zeitlichen Umsetzung müssen einvernehmlich mit den Betreibern erstellt werden (vergl. Schweden) • Fachliche Einbindung von Gutachtern, Herstellern und Betreiber • Dies bedingt konsensuales Vorgehen 	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> - LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 - BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
		<p><u>Bewährte Praxis für Sicherheitsverbesserungen in Deutschland:</u></p>	<p>Vgl. hierzu</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<ul style="list-style-type: none"> • Diskussion über <u>konkrete</u> sinnvolle sicherheitstechnische Verbesserungen • Einigung über Umsetzung erzielen • Flankierend Randbedingungen festlegen (vgl. Notfallmaßnahmen) 	<ul style="list-style-type: none"> – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
		Mit WENRA ist ein Anlass gegeben, einen solchen Prozess anzustoßen. Der WENRA-Prozess ist hinsichtlich der Erarbeitung von „Reference-Levels“ zu einem vorläufigen Abschluss gekommen. Damit kann eine Bewertung der (interpretationsfähigen) Ergebnisse fachlich fundiert beginnen. Zu einem Vergleich der Anlagentechnologie und Betriebsführung mit den WENRA-Reference-Levels sind die Betreiber bereit. Auf Basis der Bechmarkergebnisse kann eine Diskussion über <u>konkrete</u> sinnvolle Verbesserungen geführt werden. Ein solches pragmatische Vorgehen führt mit Sicherheit schneller zu sicherheitstechnischen Verbesserungen als ein streitiges Regelwerk. Die Betreiber sind bereit, das Ergebnis des WENRA-Prozesses an ihren Anlagen zu spiegeln:	<ul style="list-style-type: none"> – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – Erläuterungen des BMU "Grundlagen für die Sicherheit von Kernkraftwerken - Sicherheitsanforderungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik (Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke)" vom August 2005 (Vgl. hierzu auch http://regelwerk.grs.de) <p>WENRA Mitgliedsstaaten erstellen auf der Basis der vorliegenden Reference Levels jeweils ein nationales Aktionsprogramm <u>mittels dem sie bis zum Jahr 2010 ihren regulatorischen Harmonisierungsprozess vollzogen haben werden</u>. Die Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke stellen in dem deutschen Aktionsprogramm ein wesentliches Element zur Anpassung des deutschen Regelwerks dar.</p> <p>Vgl. hierzu auch www.wenra.org</p>
		Falls der WENRA-Prozess ergibt, dass bestimmte neue Anforderungen international allgemein auch bei Altanlagen umgesetzt werden, sind die deutschen Betreiber bereit, eine vergleichbare Umsetzung auf freiwilliger Basis durchzuführen. Dabei sollen international übliche Verhältnismäßigkeitserwägungen (erzielbarer Nutzen zu erforderlichem Aufwand) herangezogen werden. Ebenfalls sollen dabei international übliche Qualitätsstandards und die im Ausland angewandte Praxis bei der Umsetzung berücksichtigt werden.	–
		Mit diesem Angebot gehen die Betreiber deutlich über die Vereinbarung vom 11.06.2001 hinaus, auch wenn dort auf das internationale Sicherheitsniveau verwiesen wird.	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
580	UM BW	Das Umweltministerium Baden-Württemberg begrüßt die Erarbeitung eines zeitgemäßen kerntechnischen Regelwerks, das die Anforderungen der erforderlichen Vorsorge gegen Schäden	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>nach dem Stand von Wissenschaft und Technik konkretisiert. Ein systematisches Ausfüllen der Regulierungsebene unterhalb des Atomgesetzes und oberhalb der KTA-Fachregeln kann für ein sachgerechtes Verwaltungshandeln hilfreich sein, auch wenn die Laufzeiten der bestehenden Kernkraftwerke befristet und neue Kernkraftwerke nicht vorgesehen sind.</p> <p>Voraussetzung ist jedoch, dass durch die neue Regulierung ein Mehr an Klarheit und Rechtssicherheit in den atomrechtlichen Verwaltungsverfahren erreicht wird. Die Anforderungen müssen auf die bestehenden Kernkraftwerke anwendbar sein und von allen Beteiligten in den atomrechtlichen Verfahren einheitlich interpretiert und verstanden werden. Das Ringen um ein einheitliches Verständnis und das Ausschließen von missverständlichen Formulierungen hat in der Phase der Regelwerkserstellung zu erfolgen. Eine Verlagerung der Diskussionen auf die Anwendung in konkreten Verwaltungsverfahren muss vermieden werden.</p> <p>Das Umweltministerium Baden-Württemberg hat sich an der Workshopreihe zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks vom 23.1. bis 3.2.2006 beteiligt. Nach Abschluss der Workshops werden nun wesentliche Kommentare nochmals schriftlich vorgetragen. Durch diese schriftliche Kommentierung soll es dem das Regelwerk erstellenden Projekt ermöglicht werden, diese Kommentare sachgerecht zu bewerten und bei der Überarbeitung der Regelentwürfe, in der sog. Revision B, zu berücksichtigen.</p> <p>Aufbauend auf dieser Revision B der Regelentwürfe soll dann ein weitergehendes Beteiligungsverfahren zwischen Bund und den Ländern vereinbart werden. Ziel ist es dabei sicherzustellen, dass das Regelwerk auf der Grundlage eines umfassenden Diskussionsprozesses mit der Fachwelt und der Wissenschaft erarbeitet wird. Die nachstehende Kommentierung ist noch als ein Bestandteil des vorlaufenden Prozesses der Erarbeitung qualifizierter Regelentwurfsvorlagen zu sehen.</p> <p>Wie im Koalitionsvertrag zwischen CDU/CSU und SPD festge-</p>	<p>19. Januar 2006</p> <p>– BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>legt, sollen Bund und Länder bei der Atomaufsicht vertrauensvoll zusammenarbeiten. Diese Festlegung wurde mit dem Beschluss des Hauptausschusses vom 19.01.2006 aufgenommen und für das Regelwerksvorhaben konkretisiert. Alle weiteren Schritte müssen vor dem Hintergrund dieses Beschlusses gesehen und bewertet werden. Er bildet die Grundlage der Zusammenarbeit.</p> <p>Auf dieser Basis ist das Umweltministerium Baden-Württemberg bereit, an der Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerks in zielführender Weise mitzuarbeiten. Im Folgenden wird die rechtliche Stellung des Regelwerks nochmals aus hiesiger Sicht dargestellt. Anschließend werden wesentliche übergeordnete Kommentare, die das gesamte Regelwerk und alle Module betreffen, gegeben.</p> <p>Ergänzende Kommentare zu den einzelnen Modulen sind als Anlage beigelegt.</p>	
		<p>1. Rechtliche Stellung des neuen Regelwerks</p> <p>Das neue Regelwerk soll u.a. die von § 49 Abs. 1 StrlSchV in Bezug genommenen Störfalleitlinien und Sicherheitskriterien ersetzen. Da die Verweisung in § 49 Abs. 1 Satz 3 StrlSchV auf die „veröffentlichten Sicherheitskriterien und Leitlinien für Kernkraftwerke“ als statische Verweisung anzusehen ist, ist § 49 Abs. 1 Satz 3 StrlSchV entsprechend zu ändern.</p> <p>Ausgangspunkt bei der Erarbeitung eines neuen kerntechnischen Regelwerks muss dabei die gegenwärtige Rechtslage sein, nach der eine Genehmigung neuer Kernkraftwerke in Deutschland ausgeschlossen ist. Das kerntechnische Regelwerk hat sich daher vorrangig auf die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch den Betrieb sowie durch technische Änderungen der bestehenden Anlagen zu konzentrieren. Das kerntechnische Regelwerk muss ein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendes Referenzniveau für die Sicherheit der derzeit betriebenen deutschen Kernkraftwerke enthalten.</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>Der derzeit vorliegende Entwurf des kerntechnischen Regelwerks weicht in der Darstellung des gestaffelten Sicherheitssystems grundsätzlich von der bislang geltenden Sicherheitsphilosophie ab, wonach die Sicherheitsebenen 1 bis 3 die Schadensvorsorge iSd § 7 Abs.2 Nr.3 AtG umfassen und darstellen, welche Vorsorgemaßnahmen nach dem gegenwärtigen Stand von Wissenschaft und Technik erforderlich sind. Ereignisse der Sicherheitsebene 4 gehören dagegen zum Restrisiko und liegen damit jenseits der Grenze der praktischen Vernunft, bis zu welcher Schadensvorsorge zu treffen ist. Diese Grundphilosophie der Auslegung deutscher Anlagen sollte beibehalten werden, allenfalls können Einzelereignisse auf Grund neuerer Erkenntnisse von einer Ebene in die andere verschoben werden. Die Änderung der grundlegenden Sicherheitsphilosophie der deutschen Kernkraftwerke verstößt gegen die Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000.</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006 – BMU, Rundschreiben vom 15. Juli 2003 (http://www.bmu.de/atomenergie/downloads/doc/5609.php)
		2. Übergeordnete Kommentare zu den Modulen 1 bis 11	
		<p>2.1 Eine Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks muss, wie der Hauptausschuss des Länderausschusses für Atomkernenergie festgestellt hat, auf der Grundlage eines umfassenden Diskussionsprozesses mit der Fachwelt und der Wissenschaft erarbeitet werden. Nur auf dieser Basis kann die erforderliche Qualität des Regelwerks sichergestellt werden. Dies ist bisher nur ungenügend erfolgt. Angesichts des derzeitigen Reifegrades des gesamten Regelwerksentwurfs wie auch der einzelnen Module konnte die Workshop-Reihe nur ein Einstieg in die o.g. Fachdiskussion sein.</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006
		<p>2.7 Der Übergang auf ein neues Regelwerk sollte planvoll erfolgen, damit für die in Betrieb befindlichen Anlagen ein sinnvoller Anschluss an das bestehende Regelwerk möglich wird. Die Anwendung des neuen Regelwerks an Pilotvorhaben vor der Einführung zu testen, wird ausdrücklich</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		begrüßt.	– BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
600	NUM	<p>Stellungnahme zu den in der Workshopreihe des BMU im Januar 2006 zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks behandelten Modulen</p> <p>Vorbemerkung: Das Niedersächsische Umweltministerium hat zu allen Workshops der oben genannten Workshopreihe Vertreter und Vertreterinnen entsandt und sich damit intensiv an der Diskussion zu den oben bezeichneten Modulen beteiligt. Auf die im Rahmen der Workshops abgegebenen detaillierten Stellungnahmen wird verwiesen; von einer Wiederholung der zur Aufzeichnung freigegebenen Stellungnahmen an dieser Stelle muss schon aus Gründen der Arbeitsökonomie abgesehen werden. Aus Gründen der Arbeitsökonomie mussten und müssen auch weiterhin Stellungnahmen und Kommentare im Wesentlichen auf Grundsätzliches, Allgemeingültiges bzw. Exemplarisches der Module fokussiert werden; aus einer Nichtkommentierung einzelner Aspekte der Module kann daher nicht auf die Zustimmung zu den entsprechenden Passagen der Module geschlossen werden. Der Länderausschuss für Atomkernenergie hat in seiner Sondersitzung am 19. Januar 2006 unter anderem einstimmig beschlossen, dass das Regelwerk auf der Grundlage eines umfassenden Diskussionsprozesses mit der Fachwelt und der Wissenschaft erarbeitet wird und dass dazu auf der Grundlage des bisherigen Verfahrens im Anschluss an den hier in Rede stehenden Workshop ein Beteiligungsverfahren zwischen Bund und Ländern vereinbart wird. Dieser Beschluss ist Maßstab und Leitfaden für die Beteiligung des Niedersächsischen Umweltministeriums an dem weiteren Verfahren zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks. In meinem Eingangsstatement im Workshop am 23. Januar 2006 habe ich dieses näher ausgeführt. Aus dem Beschluss haben sich naturgemäß auch Konsequenzen für das konkrete Vorgehen im Rahmen des Workshops und auch für die weitere Kommentierung der Module ergeben. Auf die Konsequenzen im Einzelnen bin ich meinen grundsätz-</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <p>– LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006</p> <p>– BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>lichen Anmerkungen im Workshop am 23. Januar 2006 bereits näher eingegangen. Darauf wird wegen der Einzelheiten verwiesen. Allerdings sei an dieser Stelle zur Erleichterung des Verständnisses für die nachfolgende Stellungnahme noch einmal auf die zentrale Konsequenz hingewiesen:</p> <p>Alle Diskussionsbeiträge und Kommentierungen des Niedersächsischen Umweltministeriums sind unter der Prämisse zu sehen, dass es auf Grund des Beschlusses des Länderausschusses für Atomkernenergie bei der Diskussion um die vorliegende Module um die Schaffung von Grundlagen für eine Aktualisierung des Regelwerks geht und nicht um die konkrete Ausgestaltung und Formulierung des Regelwerks selbst. Dieses – die Erarbeitung des Regelwerks selbst - wird erst in den Gremien des Länderausschusses auf der Grundlage des noch zwischen Bund und Ländern abzustimmenden Beteiligungsprozesses der Wissenschaft und Fachwelt erfolgen. Der Beschluss hat somit die Grundlinien der weiteren Arbeiten zur Regelwerkerstellung vorgezeichnet. Er bildet zugleich die Grundlage der Zusammenarbeit zwischen Bund und Ländern. Auf die gemeinsamen Schreiben der für die Atomaufsicht in den Ländern Bayern, Baden-Württemberg, Hessen und Niedersachsen zuständigen obersten Landesbehörden vom 15. und 21. Februar 2006 zu dem weiteren Vorgehen und dem Beteiligungsverfahren wird verwiesen.</p> <p>Diese Vorbemerkung vorangestellt, wird zu den in der Workshopreihe des BMU im Januar 2006 zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks behandelten Modulen wie folgt Stellung genommen:</p> <p>STELLUNGNAHME</p> <p>I.</p> <p>Die vorliegenden Module sind ursprünglich als Aktualisierung bzw. Ersatz der Ebene des untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks konzipiert worden, die im Wesentlichen durch die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke des BMI, die Störfallleit-</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <p>– LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>linien des BMI und die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren abgedeckt wird. Die vorliegenden Module sind hierfür nicht geeignet. Maßgeblich für diese Bewertung sind im Wesentlichen inhaltliche Gründe - sowohl konzeptioneller Art als auch wegen des fehlenden Reifegrades - und Verfahrensgründe in der Folge eines nicht alle maßgeblichen Anforderungen abdeckenden Erstellungsprozesses.</p>	
		<p>II.</p> <p>Es geht jetzt darum, auf der Grundlage des Beschlusses des Länderausschusses für Atomkernenergie einen Prozess zu organisieren, in dem auf der Basis der mit den Modulen geleisteten Vorarbeiten die Bausteine eines aktualisierten Regelwerks erstellt werden können. Dabei wird es eine Aufgabe von zentraler Bedeutung sein, die Einhaltung der vom Länderausschuss für Atomkernenergie gestellten Anforderungen im Einzelnen zu prüfen. Hierbei werden unter anderem folgende Fragen im Vordergrund stehen müssen:</p> <ul style="list-style-type: none"> - die Frage des jeweiligen Beitrages der vorliegenden Vorstellungen und Vorschläge zur Vorsorge gegen Schäden, - die Frage der Kompatibilität der vorliegenden Vorstellungen und Vorschläge mit dem Sicherheitskonzept der Auslegung der deutschen Anlagen, - die Frage, inwieweit die Bandbreite der Wissenschaft bei den vorliegenden Vorstellungen und Vorschlägen bereits hinreichend Berücksichtigung gefunden hat, - die Frage der Angemessenheit der mit den vorliegenden Vorstellungen und Vorschlägen verbundenen Behandlungstiefe. <p>Die Diskussion im Rahmen des Workshops hat gezeigt, dass für alle Module zu diesen Fragen noch ein erheblicher Prüf- und Diskussionsbedarf besteht. Auf die dortigen Einzelbeiträge wird verwiesen.</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <p>– LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006</p>
		<p>III.</p>	<p>Vgl. hierzu</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>Eine weitere grundsätzliche Fragestellung betrifft ebenso alle vorliegenden Module:</p> <p>Die Frage, ob die grundlegende Anforderung eingehalten ist, derzufolge das untergesetzliche Regelwerk ausschließlich der Konkretisierung der gesetzlichen Vorschriften des Atomgesetzes und der darauf beruhenden Verordnungen dienen kann und durch den damit abgesteckten gesetzlichen Rahmen beschränkt ist. Es ist nicht möglich, in dem untergesetzlichen Regelwerk über den gesetzlichen Rahmen hinauszugehen, auch dann nicht, wenn internationale Anforderungen hierzu vorliegen. Diese Beschränkung könnte nur durch eine entsprechende Änderung des Atomgesetzes und der Verordnungen aufgehoben werden. Die Diskussion im Rahmen des Workshops hat gezeigt, dass die in den Modulen gegenüber dem bisherigen Stand vorgenommenen Änderungen und Erweiterungen von Anforderungen nicht durchgängig aus den rechtlichen Grundlagen heraus abgeleitet und begründet worden sind und deshalb hierzu noch ein erheblicher Prüf- und Diskussionsbedarf besteht. Auf die dortigen Einzelbeiträge wird verwiesen. Insbesondere sind aus den genannten Gründen Anforderungen an die Ebenen 1 und 4, soweit sie regelfähig sind, entsprechend abgestuft zu formulieren. Dieses ist in allen in Frage kommenden vorliegenden Modulen noch nicht ausreichend berücksichtigt worden.</p> <p>VII.</p> <p>Das Niedersächsische Umweltministerium ist der Überzeugung, dass es mit einem geeigneten Diskussionsprozess bei Beachtung der vorstehenden grundsätzlichen Anmerkungen gelingen sollte, dem Beschluss des Länderausschusses für Atomkernenergie entsprechend eine zielführende Aktualisierung des Kerntechnischen Regelwerks auf der Grundlage der Module des bisherigen Verfahrens zu erarbeiten. Die Vertreter und Vertreterinnen des Niedersächsischen Umweltministeriums sehen sich in dieser Einschätzung auch durch die vielen fruchtbaren Gespräche im Rahmen und am Rande des o.a.</p>	<p>19. Januar 2006</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		Workshops bestärkt. Die Atomaufsichtsbehörden der Ländern Bayern, Baden- Württemberg, Hessen und Niedersachsen haben mit einem gemeinsamen Schreiben vom 21. Februar 2006 eine Vereinbarung über ein Beteiligungsverfahren vorgeschlagen, das ein Erfolgspfad bei der Aktualisierung des kern-technischen Regelwerks werden könnte.	
491	VGB PowerTech	Der Entwurf des Moduls 3 ist zu detailliert für ein übergeordnetes Regelwerk. Sinnvoller wäre es, wesentliche Inhalte z. B. die Ereignislisten in einer geeigneten KTA-Regel zu behandeln.	<p>PL 2475</p> <p>Modul 3 hat inhaltlich die Zielsetzung, die „Störfall-Leitlinien“ fortzuschreiben und zu ersetzen. Mit Modul 3 werden bestehende Lücken geschlossen. So werden nun auch die Ereignisse auf der Sicherheitsebene 2 geregelt, weiterhin gibt es jetzt die für SWR heranzuziehenden Ereignisse. Durchgängig für DWR und SWR sind die Ereignisse für den NLB angegeben.</p> <p>Die Angaben in Modul 3 haben grundlegende sicherheitstechnische Bedeutung. Die Angaben in Modul 3 sind in Bezug auf die anlagenspezifische Anwendung immer einer Prüfung zu unterziehen, entsprechende Hinweise sind in Modul 3 erläutert. Die Angaben in Modul 3 sind, im Abgleich mit KTA, somit auch keine Beispielslösung für bestimmte Sachverhalte.</p>
602 WS-Bandaufnahme	E.ON KK Sommer	Ich möchte auch nochmal auf diesen Punkt eingehen und zwar deshalb, weil wir es in diesem Regelwerk schon mehreren Stellen versuchen, Vorhaben aus der aktuellen Diskussion bzw. Forschungsvorhaben zum Regelwerk zu erklären. Das haben wir bei dem Modul 6 bereits angemerkt. Im Modul 7 haben wir's angemerkt, dort waren Themen benannt worden, deren Erforschung, aus Sicht der GRS, durchaus notwendig war. Die haben wir ins Regelwerk hineingeschrieben und dies hier ist auch wieder eine Stelle, an der wir versuchen, ein aktuelles Thema, welches sich in der wissenschaftlichen Diskussion befindet, ins Regelwerk aufzunehmen. Das finde ich, ist eine Vorgehensweise, die für ein Regelwerk nicht geeignet ist.	<p>Das Regelwerk soll den Prüfmaßstab der Vorsorge gegen Schäden nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik darstellen. Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006 <p>Ergänzend hat das BMU erläutert, dass nach der Rechtsprechung des Bundesverfassungsgerichts (vgl. insbes. BVerfGE</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
			<p>49, 89 (134 ff. - Kalkar)) und des Bundesverwaltungsgerichts (vgl. insbes. BVerwGE 72, 300 (315 f. - Whyll) aus einem Regelwerk, das bestehende Lücken schließen und den aktuellen „Stand von Wissenschaft und Technik“ vollständig darstellen soll, aktuelle Fragen der kerntechnischen Sicherheit auch dann nicht ausgeklammert werden dürfen, wenn in der ingenieurmäßigen Praxis oder wissenschaftlichen Diskussion noch Unsicherheiten oder Wissenslücken bestehen.</p> <p>Es genügt nicht, die herrschende Auffassung unter den technischen Praktikern zu ermitteln. Die erforderliche Vorsorge nach dem „Stand von Wissenschaft und Technik“ setzt weder - wie die „allgemeinen anerkannten Regeln der Technik“ - eine allgemeine Anerkennung und praktische Bewährung voraus noch – wie der Stand der Technik - einen Entwicklungsstand fortschrittlicher Verfahren, Einrichtungen oder Betriebsweisen, der die praktische Eignung einer Maßnahme bereits als gesichert erscheinen lässt. Beim „Stand von Wissenschaft und Technik“ muss diejenige Vorsorge getroffen werden, die nach den neusten wissenschaftlichen Erkenntnissen für erforderlich gehalten wird; die erforderliche Vorsorge wird nicht durch das technisch gegenwärtig Machbare begrenzt (BVerfGE 49, 89 (134 ff. - Kalkar)).</p> <p>Hieraus ergibt sich u.a., das bei der Beurteilung von Schadenswahrscheinlichkeiten nicht allein auf das vorhandene ingenieurmäßige Erfahrungswissen zurückgegriffen werden darf, sondern Schutzmaßnahmen auch anhand "bloß theoretischer" Überlegungen und Berechnungen in Betracht gezogen werden müssen, um Risiken aufgrund noch bestehender Unsicherheiten oder Wissenslücken hinreichend zuverlässig auszuschließen. Unsicherheiten bei der Risikobewertung und Risikobewertung ist nach Maßgabe des sich daraus ergebenden Besorgnispotentials durch hinreichend konservative Annahmen Rechnung zu tragen; dabei dürfen sich die zuständigen Behörden nicht auf eine "herrschende Meinung" verlassen, sondern müssen alle vertretbaren wissenschaft-</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
			<p>lichen Erkenntnisse in Erwägung ziehen BVerwGE 72, 300 (315 f. - Why!).</p> <p>Dementsprechend hatte das BMU die am Projekt zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks beteiligten Organisationen und Sachverständigen beauftragt, nicht nur einen Vergleich mit dem Stand internationaler Regelwerke vorzunehmen, sondern auch praktische Erfahrungen aus der Anwendung des bestehenden kerntechnischen Regelwerks, Erkenntnisse aus der sicherheitstechnischen Bewertung von Vorkommnissen und weiteren Betriebserfahrungen sowie Ergebnisse aus den im Auftrag des BMU durchgeführten Vorhaben und laufenden Arbeiten. Soweit dem Projekt unterschiedliche Auffassungen in der wissenschaftlich-technischen Diskussion oder in Veröffentlichungen vorlagen, die Einfluss auf Feststellung des Standes von Wissenschaft und Technik und die Regeltexte haben konnten, waren diese im Rahmen des Vorhabens zu erörtern und ggf. in der Dokumentation zu berücksichtigen. Der Internetkommentierungsprozess bildete insoweit eine Ergänzung zur Erfassung des Erkenntnisstandes und Meinungsspektrums in der Fachwelt und Wissenschaft.</p>
545	VGB	<p>1. Die Anforderungen, die sich aus der „Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerkes“ ergeben, sollen gemäß der Intention des BMU auch für bestehende kerntechnische Anlagen gültig werden.</p> <p>Entsprechend müssten vor dem Hintergrund des Konsensbeschlusses insbesondere Vorgaben zur Bewertung bestehender kerntechnischer Anlagen enthalten sein, da Neu-</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>lagen im Sinne des Konsensbeschlusses zukünftig in Deutschland nicht genehmigungsfähig sein werden.</p> <p>Diesem Anspruch wird das vorliegende Modul 4 (hierunter wird nachfolgend auch der Anhang A3 des Modul 3 subsummiert) nicht gerecht, denn im Modul 4 werden im Wesentlichen Vorgaben für Neuanlagen dargestellt.</p> <p>Aufgrund dieser wesentlichen Beschränkung der Definition von Anforderungen (bis hin zu detaillierten Umsetzungsvorgaben) auf Neuanlagen ist eine Verwendbarkeit des Modul 4 auf bestehende kerntechnische Anlagen allenfalls eingeschränkt möglich; das Ziel, eine umfassende und allgemeingültige Form des kerntechnischen Regelwerkes zu schaffen, wird verfehlt.</p> <p>Die grundlegende Bedeutung dieser Fragestellung ist nicht neu, sie wurde im Gegenteil schon klar bei den RSK-LL für DWR erkannt. Dort ist im Vorwort von 1981 entsprechend dargestellt: <i>„Sie sind nicht ohne weiteres gedacht für eine Anpassung von bestehenden, im Bau oder Betrieb befindlichen Kernkraftwerken. Der Umfang der Berücksichtigung dieser Leitlinien wird bei diesen Anlagen von Fall zu Fall zu prüfen zu sein.“</i></p> <p>In der derzeitigen Form ist das Modul 4 für bestehende und betriebsbewährte kerntechnische Anlagen allenfalls eingeschränkt anwendbar.</p>	<p>– BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006</p>
		<p>Um die Anwendbarkeit des Modul 4 im Sinne eines übergeordneten Regelwerkes auch auf bestehende Anlagen sinnvoll zu ermöglichen, sind nur übergeordnete Anforderungen zu formulieren, nicht jedoch explizite Ausführungs- und Umsetzungsbestimmungen, da die Ausführung und Umsetzung anlagenspezifisch ver-</p>	<p>PL SR 2475</p> <p>Das Vorhaben hat die Aufgabe, die nach Stand von Wissenschaft und Technik heranzuziehenden grundlegend geltenden Sicherheitsanforderungen in den jeweiligen Modulen anzugeben. Weiterhin war ein Wegweiser zu erstellen, der</p>

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		schieden vorgenommen sein kann und darf, solange nur die übergeordneten Anforderungen erfüllt werden.	die notwendigen Verbindungen zwischen den Modulen und z.B. zu den Regeln des KTA herstellt. Insofern existieren zu den grundlegend geltenden Sicherheitsanforderungen in den Modulen immer die Bezüge zu den Regeln des KTA, soweit der jeweilige Sachverhalt durch Regeln des KTA beschrieben wird.
		Es sind die Bezüge zum bestehenden KTA-Regelwerk zu ergänzen und anzugeben, welche Beurteilungsmaßstäbe für betriebsbewährte Komponenten zugrunde zu legen sind, falls Abweichungen vom derzeitigen Regelwerk bestehen. Hierbei ist insbesondere die bisherige Beschlusslage der RSK zur Anwendung auf Altanlagen zu übernehmen.	Die Module sind der jeweils geltende Beurteilungsmaßstab. Eventuelle Abweichungen in den Anlagen sind in ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung durch die zuständigen Behörden zu entscheiden, Regelungen hierzu sind nicht Gegenstand des Regelwerksvorhabens.
387	FANP (Stellungnahme)	<p>(...) 2. Abweichung von BMI-Sicherheitskriterien; Fehlende Unterscheidung zwischen Auslegungsstörfällen und Zuständen auf der Sicherheitsebene 4</p> <p>In den BMI-Sicherheitskriterien von 1977 wurden Grundsätze der Sicherheitsvorsorge formuliert, die den unbestimmten Rechtsbegriff der „erforderlichen Schadensvorsorge“ inhaltlich ausgestalten. Zu Maßnahmen auf der Sicherheitsebene 4 heißt es in den Sicherheitskriterien: „Darüber [Maßnahmen der Sicherheitsebene 3] hinaus sind in angemessenem Umfang vorsorglich organisatorische und technische Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage zur Feststellung und Eindämmung von Unfallfolgen vorzusehen.“</p> <p>Vom Wortsinn her kann diese Formulierung nicht mehr der Schadensvorsorge zugerechnet werden, sondern als Ergänzung dazu.</p> <p>Im vorliegenden Entwurf des Moduls 7 fehlen Klarstellungen zum ergänzenden Charakter von Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 und zum Grundsatz der Angemessenheit. Dies ist umso problematischer, weil immer wieder bei den Anforderungen für Maßnahmen auf der Sicherheitsebene 4 Formulierungen verwendet werden, die für Nachweise zu Auslegungsstörfällen zutreffend sind, aber für Nachweise zu Notfallmaßnahmen auf der Sicherheitsebene 4 international unüblich sind.</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006 – BMU, Rundschreiben vom 15. Juli 2003 (http://www.bmu.de/atomenergie/downloads/doc/5609.php)

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		<p>Hierbei wird auch die geringere Belastbarkeit der technisch-wissenschaftlichen Analyseverfahren für Phänomene auf der Sicherheitsebene 4b/c nicht berücksichtigt.</p> <p>Wenn beabsichtigt ist, dadurch alle aufgeführten Anforderungen in die erforderliche Schadensvorsorge hineinzuziehen, stellt dies eine Änderung der bisherigen Sicherheitsphilosophie dar. (...)</p>	
429	VGB	<p>(...) In diesem Zusammenhang ist auch auf das Fehlen einer Klarstellung zum ergänzenden Charakter von Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 und zum Grundsatz der Angemessenheit, wie sie die BMI-Sicherheitskriterien von 1977 beinhalten, hinzuweisen. Dort wurden Grundsätze der Schadensvorsorge formuliert, die den unbestimmten Rechtsbegriff der „erforderlichen Schadensvorsorge“ inhaltlich ausgestalten. Zu Maßnahmen auf der Sicherheitsebene 4 heißt es in den Sicherheitskriterien: „Darüber [Maßnahmen der Sicherheitsebene 3] hinaus sind in angemessenem Umfang vorsorglich organisatorische und technische Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage zur Feststellung und Eindämmung von Unfallfolgen vorzusehen.“ Das Fehlen solcher Hinweise zum ergänzenden Charakter von Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 und zum Grundsatz der Angemessenheit im Textmodul 7 legt die Interpretation nahe, dass die Anforderungen dieses Textmoduls der erforderlichen Schadensvorsorge zugeordnet werden, was eine grundsätzliche Änderung der bisherigen Sicherheitsphilosophie darstellt. (...)</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006 – BMU, Rundschreiben vom 15. Juli 2003 (http://www.bmu.de/atomenergie/downloads/doc/5609.php)
499-01	FANP (Workshop)	<p>„Indikativformulierung“ auf Sicherheitsebene 4b/c besonders ungeeignet, da damit die international übliche und zum Verständnis, wo aus technischer Sicht Ermessensspielräume bestehen, wichtige Unterscheidung „shall/should“ nicht erkennbar wird.</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – die Antwort zu Kommentar 498 (VGB),
504	VGB (Workshop)	<p>(...) Modul 7 soll die Maßnahmen der Sicherheitsebene 4b,c regeln.</p> <p>Kommentar: Bisher ist dieser Bereich jenseits der erforderli-</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		chen Schadensvorsorge angesiedelt und deshalb in der Eigenverantwortung der Betreiber. Es fehlen Darstellungen die diesen Sachverhalt oder den ergänzenden Charakter der Maßnahmen ausdrücken. Sollte beabsichtigt sein, die Anforderungen aus Modul 7 dem Bereich der Schadensvorsorge zuzuordnen, so stellt dies eine Änderung der Sicherheitsphilosophie dar. (...)	– BMU, Rundschreiben vom 15. Juli 2003 (http://www.bmu.de/atomenergie/downloads/doc/5609.php)
601	VGB (Detailstellungnahme)	(...) Der in diesem Modul 7 zu regelnde Sachverhalt liegt außerhalb des Vorsorgebereichs und in der Eigenverantwortung der Betreiber. Ein entsprechendes Modul kann deshalb allenfalls einen empfehlenden Charakter haben. Dieser Sachverhalt kommt jedoch nicht im vorliegenden Textmodul zum Ausdruck. Aus unserer Sicht stellt dies eine Änderung der Sicherheitsphilosophie dar. (...)	Vgl. hierzu – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006 – BMU, Rundschreiben vom 15. Juli 2003 (http://www.bmu.de/atomenergie/downloads/doc/5609.php)
356 (Auszug)	GNS	Grundsätzlich ist das Vorhaben der Module schwer, wenn überhaupt, in die bestehende Rechtslandschaft einzuordnen. Bisher existieren Gesetze und Verordnungen und in Ergänzung dazu das kerntechnische Regelwerk, insbesondere die Regeln des KTA und des DIN. Mit den Modulen sollen neuere Entwicklungen Berücksichtigung finden. Es erschließt sich aber nicht, wozu man dafür Module einführen muss, anstelle die Überarbeitung bestehender Regelungen vorzunehmen. Außerdem ist nicht deutlich, welchen Rechtscharakter diese Module haben sollen, insbesondere ob sie Rechtswirkung entfalten. Diese Unklarheiten tragen nicht zur besseren Rechtssicherheit bei, sondern schaffen vielmehr Raum für Missverständnisse. Die Module nehmen nur ausschnittsweise Bezug auf gesetzliche Regelungen, wodurch die Gefahr besteht, dass der Inhalt der Module unvollständig ist. Außerdem werden sie dem selbstgestellten Anspruch, nämlich einer Konkretisierung bestehender Rechtsvorschriften zu dienen, nicht gerecht. Das gesamte Vorhaben der GRS-Module lässt damit in seiner Zielsetzung, seinem Zustandekommen und der weiteren Gestaltung erhebliche Zweifel aufkommen, dass hierdurch auf dem sehr sensiblen Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strah-	Vgl. hierzu – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006

Nr.	Kommentator	Kommentar	Antwort BMU
		lenschutzes Sicherheitsstandards gestaltet werden können.	
356 (Auszug)	GNS	<p>Zusammenfassend sind die Form und der konkret vorgelegte Inhalt der Module nicht geeignet, die bestehenden Sicherheitsstandards zu modernisieren.</p> <p>Gemäß Vorwort sollen bisher nicht im kerntechnischen Regelwerk überarbeitete oder erheblich überarbeitungsbedürftige Sicherheitsaspekte in Form von Leitlinien dargelegt werden. Aus den dargelegten „Anforderungen an den Strahlenschutz“ ist dies nicht erkennbar. Die „Anforderungen an den Strahlenschutz“ stellen vielmehr eine Zusammenstellung bekannter Strahlenschutzanforderungen und -maßnahmen dar. An den Stellen, wo Veränderungen vorgenommen wurden, ist oft nicht nachvollziehbar, warum dies erforderlich sein soll. Im Vergleich zu anderen gesetzlichen Vorschriften, wie etwa der StrlSchV, ist eine Gewähr der Vollständigkeit nicht gegeben. Schon deshalb bestehen erhebliche Risiken in der praktischen Anwendung.</p>	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Beratungsunterlage für die Sitzung des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
356 (Auszug)	GNS	Eine ganze Reihe von Anforderungen ergeben nur Sinn im Hinblick auf eine Neuerrichtung von KKW. Dies wird in Deutschland in absehbarer Zeit aber nicht der Fall sein. Es ist also fraglich, warum man sich heute damit beschäftigt.	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – LAA, Beschluss des LAA - Hauptausschuss - am 19. Januar 2006 – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
354	ATW 5/2005 Regelwerk	Text sh. Anhang 4 dieser Unterlage	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – BMU, Schreiben vom 29. Juni 2006
463	Brief BStMUGV vom 27.10.05	Text sh. Anhang 4 dieser Unterlage	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – Schreiben des BMU vom September 2006
628	Brief BStMUGV vom 11.04.06	Text sh. Anhang 4 dieser Unterlage	<p>Vgl. hierzu</p> <ul style="list-style-type: none"> – Schreiben des BMU vom September 2006



Wolfgang Renneberg
- Ministerialdirektor -
Leiter der Abteilung
Sicherheit Kerntechnischer
Einrichtungen, Strahlenschutz,
Nukleare Ver- und Entsorgung

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Postfach 12 06 29, 53048 Bonn

Herrn
Dr. Walter Hohlefeld
Mitglied des Vorstands der E.ON Energie AG
Brienner Straße 40
80333 München

Robert-Schuman-Platz 3, 53175 Bonn
☎ +49 - (0)1888 - 305 - 2800, 2850
☎ +49 - (0)1888 - 305 - 3965
✉ wolfgang.renneberg@bmu.bund.de

Bonn, 29. Juni 2006

Herrn
Dr. Hans-Josef Zimmer
Mitglied des Vorstands der
EnBW Kraftwerke AG
Lautenschläger Str. 20
70173 Stuttgart

Herrn
Dr. Gerd Jäger
Vorstandsmitglied der
RWE Power AG
Huyssenallee 2
45128 Essen

Herrn
Dr. Bruno Thomauske
Geschäftsführer der
Vattenfall Europe Nuclear Energy GmbH
Überseering 12
22297 Hamburg

Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks

Sehr geehrte Herren,

ausgehend von einem Schreiben von Herrn Dr. Hohlefeld vom 24. Februar 2005 und einem im Namen aller deutschen Betreiber übermittelten Schreiben der E.ON Kernkraft GmbH vom 15. März 2005 haben sich Ihre Unternehmen in Stellungnahmen zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks geäußert. Sie haben im Rahmen der Internetkommentierung und der Workshopreihe vom 23. Januar bis 2. Februar 2006 auch zu den veröffentlichten Entwürfen der Module Stellung genommen. Für die aktive Beteiligung bereits in dieser früheren Phase des Regelwerksprozesses danke ich Ihnen.

In einem anlässlich der Workshopreihe am 30. Januar 2006 geführten Gespräch habe ich Vertretern Ihrer Unternehmen erläutert, dass Ihre bisherigen Stellungnahmen im Rahmen des Projekts intensiv geprüft worden sind. Ihre grundsätzlichen Fragen sind am 24. Mai 2005 in einer Besprechung im Bundesumweltministerium (BMU) mit Vertretern Ihrer Unternehmen erörtert worden. Zu den Kernfragen habe ich dann, wie dort zugesagt, auch in den „Erläuterungen des Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit“ Stellung genommen, die im August 2005 auf der Internet-Plattform des Regelwerksvorhabens veröffentlicht wurden. In der Workshopreihe vom 23. Januar bis 2. Februar 2006 gab es erneut gerade zu den Grundsatzfragen weitere Erörterungen. Eine vertiefte Darstellung der wesentlichen rechtlichen Gesichtspunkte erfolgte in meiner Beratungsunterlage für die Sitzung des Länderausschusses für Atomkernenergie (LAA), die gleichfalls im Internet veröffentlicht wurde. Ich habe sie als Anlage 1 zu Ihrer Kenntnis beigelegt.

Entsprechend meiner Zusage im Gespräch am 30. Januar 2006 möchte ich die in Ihren Stellungnahmen angesprochenen Grundsatzfragen nachfolgend erneut aufgreifen.

Sicherheitsstandard und Sicherheitsphilosophie

Die vorgesehene Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks als neue *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* verstößt nicht gegen die am 11. Juni 2001 unterzeichnete Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000, in der Folgendes festgelegt ist:

„Während der Restlaufzeiten wird der von Recht und Gesetz geforderte hohe Sicherheitsstandard weiter gewährleistet; die Bundesregierung wird keine Initiative ergreifen, um diesen Sicherheitsstandard und die diesem zugrundeliegende Sicherheitsphilosophie zu ändern.“

Der im Atomgesetz verankerte hohe „Sicherheitsstandard“ ist der „Stand von Wissenschaft und Technik“. Die in der Vereinbarung enthaltene Zusage der Bundesregierung, keine Initiative zu ergreifen, um den von Recht und Gesetz geforderten Sicherheitsstandard zu ändern, steht einer Aktualisierung des untergesetzlichen Regelwerks nicht entgegen. Denn wie das Bundesverfassungsgericht bereits im Kalkar-Urteil (BVerfGE 48, 89 (134 ff.)) ausgeführt hat, hat der Gesetzgeber wegen der vielschichtigen und verzweigten Probleme technischer Fragen und Verfahren und der ständigen Möglichkeit von wissenschaftlichen und technischen

Neuerungen auch im Hinblick auf den verfassungsrechtlich gebotenen Grundrechtsschutz darauf verzichtet, einen bestimmten Sicherheitsstandard durch die Aufstellung starrer Regeln gesetzlich zu fixieren. Vielmehr ist der Schutzzweck des Atomgesetzes jeweils bestmöglich zu verwirklichen. Dieser nach der gemeinsamen Auffassung von Bundesregierung und Energieversorgungsunternehmen erforderliche hohe gesetzliche Sicherheitsstandard wurde daher bei der Novelle des Atomgesetzes nicht verändert. Eine Fixierung der sicherheitstechnischen Anforderungen durch Versteinerung des bei Abschluss der Vereinbarung bestehenden untergesetzlichen Regelwerks hätte Recht und Gesetz gerade widersprochen und konnte von den Parteien der Vereinbarung nicht beabsichtigt gewesen sein.

Der Begriff der Änderung der Sicherheitsphilosophie wird im Atomgesetz nicht verwendet und auch in der Vereinbarung nicht erläutert. Er stammt aus der rechtswissenschaftlichen Diskussion um die Zulässigkeit nachträglicher Auflagen. Der Gesetzgeber wollte bereits im Jahre 1959 mit § 17 Abs. 1 Satz 3 AtG die Möglichkeit schaffen, „auch nachträgliche – durch die fortschreitende Entwicklung der Wissenschaft und Technik gebotene – Auflagen festzusetzen“ (BT-Drs. 3/759, S. 30). Dementsprechend ist es seit langem unstrittig, dass eine Erhöhung oder Ergänzung der Anforderungen an bestehende Anlagen durch Erlass nachträglicher Auflagen auch bei neuen wissenschaftlichen oder technischen Erkenntnissen oder bei verbesserten technischen oder betrieblichen Lösungsmöglichkeiten zur Verbesserung der Risikovorsorge möglich sind (vgl. z.B. Stellungnahme des BMI vom 21.02.1980, Umwelt Nr. 76 (1980), S. 18 ff.; Haedrich, AtG, § 17 Anm. IV.d)aa); Gemmeke, Nachträgliche Anordnungen im Atomrecht, Berlin 1995, S. 104 ff.). Davon wird in der Literatur eine bloße Änderung der behördlichen Sicherheitsphilosophie unterschieden. Davon wird gesprochen, wenn die Behörde bei unverändertem Erkenntnisstand ihre Auffassung zum Umfang der notwendigen Schadensvorsorge ändere und auf Grundlage einer solchen neuen Bewertung nachträgliche Auflagen erlassen wolle (vgl. Haedrich, a.a.O., Gemmeke, a.a.O., S. 32). Soweit in der Vereinbarung vom 14. Juni 2000 dieses Verständnis des Begriffes der Sicherheitsphilosophie zugrunde gelegt wird, kann ich deren Änderung bei der Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks nicht feststellen.

Legt man einen umfassenderen Sicherheitsphilosophie-Begriff mit Bezug auf das grundsätzliche nukleare Sicherheitskonzept zugrunde, kann ich ebenfalls keine Veränderung durch die *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* feststellen. Diese konzeptionelle Sicherheitsphilosophie besteht seit langem insbesondere in der Verwirklichung von vier

weitgehend unabhängigen Sicherheitsebenen. Dieses *Defence-in-depth*-Konzept beschreibt das neue Regelwerk konsequent.

Auch Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 gehören dazu. Die im August 2002 im GRS-Berichts 189 „Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums“ veröffentlichte wissenschaftlich-technische und rechtliche Begutachtung der im In- und Ausland verwirklichten Maßnahmen hat gezeigt, dass derartige über die Beherrschung der Auslegungsstörfälle hinausgehenden Maßnahmen weltweit zum verwirklichten Sicherheitsniveau gehören und somit auch nach internationalem Stand von Wissenschaft und Technik als erforderlich eingestuft werden. In zahlreichen Genehmigungsverfahren nach § 7 AtG ist die Sicherheitsebene 4 als erforderliche Vorsorge behandelt worden. Bei der behördlichen Entscheidung über den weiteren Betrieb kerntechnischer Anlagen wurden auch vorhandene Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 berücksichtigt. Mit der Veröffentlichung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, Teil I (Bundesanzeiger Nr. 232a vom 11. Dezember 1997) hat das BMU mit Zustimmung der zuständigen Länderbehörden diese Entwicklung bestätigt und die Schutzvorkehrungen gegen „spezielle, sehr seltene Ereignisse“ und gegen „auslegungsüberschreitende Anlagenzustände“ der Schadensvorsorge zugeordnet. Zur weiteren Begründung verweise ich auf mein Rundschreiben vom 15. Juli 2003 (<http://www.bmu.de/atomenergie/downloads/doc/5609.php>). Da im Ergebnis Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 auch von Ihren Unternehmen als notwendig angesehen und in der Praxis getroffen werden, glaube ich, dass wir die langjährigen Debatten um die rechtliche Einordnung dieser Maßnahmen nicht fortsetzen müssen.

Die *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* stellen eine regulatorische Fortentwicklung im Rahmen des gesetzlichen Sicherheitsstandards auf der Grundlage der geltenden Sicherheitsphilosophie dar.

Ihre Zusage, dass notwendige Änderungen aufgrund neuer Erkenntnisse (Forschungsergebnisse und Ereignisse) akzeptiert werden, werde ich als Basis für ein mögliches gemeinsames Verständnis zur Fortschreibung des kerntechnischen Regelwerks nach dem Stand von Wissenschaft und Technik. Das gilt auch für Ihre Anerkennung eines Modernisierungs- und Nachholbedarfs im kerntechnischen Regelwerk

Funktion und rechtliche Bedeutung

Das neue Regelwerk soll die *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik systematisch auf dem Abstraktionsniveau der bisherigen Sicherheitskriterien und RSK-Leitlinien darstellen. Ebenso wie die bisherigen Regelwerke, sind die neuen *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* keine verbindliche Handlungsanweisung für den Vollzug des Atomgesetzes. Als kerntechnisches Regelwerk sind sie Referenz für ausführungsunabhängige Anforderungen nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik, die Betreibern, Herstellern, Sachverständigen und Behörden, sowie der interessierten Öffentlichkeit, einen umfassenden Maßstab für die Beurteilung der kerntechnischen Sicherheit von Kernkraftwerken bieten soll.

In der als Anlage 1 beigefügten Beratungsunterlage zur Sitzung des LAA am 19. Januar 2006 ist im Einzelnen dargestellt, warum das vom BMU geplante Regelwerk nicht der Rechtsform einer Allgemeinen Verwaltungsvorschrift oder einer Rechtsverordnung bedarf. Ich begrüße jedoch nachdrücklich den als Anlage 2 beigefügten Beschluss des Hauptausschusses, dass die Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks notwendig ist und im Sinne eines vertrauensvollen Zusammenwirkens im Interesse des sicheren Betriebs der Kernkraftwerke im Einvernehmen zwischen BMU und den atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder erfolgen soll. Das Regelwerk soll durch den LAA-Hauptausschuss verabschiedet werden.

Die Einhaltung der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden war Genehmigungsvoraussetzung in den Verfahren zur Genehmigung der Errichtung und des Betriebs von Kernkraftwerken. Diese Genehmigungsvoraussetzung ist gemäß § 7 Abs. 2 Nr. 2 AtG heute bei nach § 7 Abs. 1 Satz 1 und 3 AtG weiterhin genehmigungsbedürftigen wesentlichen Veränderungen von Kernkraftwerken oder ihres Betriebes zu erfüllen. Bei einer wesentlichen Änderung bezieht sich die Prüfung nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik sowohl auf die zu ändernden Anlagenteile oder betrieblichen Verfahrensschritte als auch auf diejenigen Anlagenteile und Verfahrensschritte der genehmigten Anlage, auf die sich die Änderung auswirkt (vgl. BVerwGE 101, 347 (353 ff.)). Ich gehe davon aus, dass die zuständigen Genehmigungsbehörden die neuen Sicherheitsanforderungen nach der Bekanntgabe durch das BMU bei dieser Prüfung als Bewertungsmaßstab heranzuziehen werden. In der Beratungsunterlage für die letzte LAA-Sitzung (Anlage 1) habe ich im einzelnen dargestellt, dass die Genehmigungsbehörden mit

der Heranziehung des dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechenden Regelwerks dann die tatsächliche und rechtliche Vermutung erzielt werden, dass sie zutreffend anhand des Standes von Wissenschaft und Technik entschieden haben.

Vor dem Hintergrund, dass der Gesetzgeber mit dem „Gesetz zur geordneten Beendigung der Kernenergienutzung zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität“ selbst eine Neubewertung der Risiken der Kernenergienutzung vorgenommen hat, nach der ein Weiterbetrieb der bestehenden Anlagen während der gesetzlich festgelegten Restlaufzeiten grundsätzlich zulässig ist, enthalten die Entwürfe der „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ auch keine Anforderungen, welche sich lediglich bei der Errichtung neuer Anlagen mit einer veränderten Kraftwerkskonzeption realisieren ließen. Insoweit werden die neuen Regeltexte auch für Änderungsgenehmigungen nach § 7 AtG keine Änderung der Sicherheitsphilosophie enthalten. Vielmehr werden sie einen am Maßstab realisierter Kraftwerkstypen idealen Anlagenzustand oder Anlagenbetrieb nach dem Stand von Wissenschaft und Technik beschreiben. Daher kann ich Ihre Frage, ob das neue Regelwerk trotz des in Deutschland bestehenden Neubauverbots quasi einen Neuanlagenstandard beschreiben soll, verneinen.

Die *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* sollen der Genehmigungs- bzw. Aufsichtsbehörde auch als Grundlage für die behördlichen Entscheidungen nach § 17 Abs. 1 Satz 3 AtG oder § 19 Abs. 3 AtG dienen. Hierbei geht es wesentlich um die Frage, ob Nachrüstungen zur Erreichung der in § 1 Nr. 2 und 3 AtG bezeichneten Zwecke erforderlich sind und welchen Inhalt sie haben müssen. Die Sicherheitsanforderungen enthalten als Beurteilungsreferenz für die Sachverhaltsermittlung keine Maßstäbe für die Ermessensausübung, ob und inwieweit Nachrüstungen bzw. Änderungen der Anlagen erforderlich sind. Sie beschreiben einen am Maßstab realisierter Kraftwerkstypen idealen Anlagenzustand oder Anlagenbetrieb nach dem Stand von Wissenschaft und Technik. Abweichungen können begründet toleriert werden, wenn der sichere Betrieb auch nach Auffassung der Behörde nicht in Frage gestellt ist und eine Nachrüstung unverhältnismäßig wäre.

Beteiligung der Betreiber

In Ihren Stellungnahmen haben Sie des Weiteren das bisherige Verfahren zur Erarbeitung der Regeltextentwürfe bemängelt. Sie haben die Auffassung vertreten, die Einwirkungsmöglichkeiten eines großen Teils der betroffenen Organisationen seien auf eine Kommentierung

von vorgegebenen Textentwürfen im Internet beschränkt worden. Auch die Workshopreihe vom 23. Januar bis 2. Februar 2006 haben Sie als Bestandteil einer nicht zielführenden Verfahrensweise kritisiert. Der rein formale Charakter der Beteiligung sei offensichtlich.

Diese Kritik halte ich nicht für gerechtfertigt, da sie die verschiedenen Phasen von der Erarbeitung erster Entwürfe bis hin zur offiziellen Bekanntgabe der endgültig verabschiedeten Regeltexte im Bundesanzeiger nicht berücksichtigt. Gegenwärtig befinden wir uns noch in der ersten Phase der Erarbeitung eines neuen Regelwerks, in der üblicherweise *innerhalb der Behörde* erste Diskussionsentwürfe erstellt und meist nur hausintern erörtert werden. Abweichend von diesem üblichen Verfahren sind die GRS und andere Sachverständigenorganisationen hier wegen der besonderen Komplexität des Vorhabens von mir nicht nur beauftragt worden, im bestehenden untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerk vorhandene Abweichungen vom aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik und diesbezügliche Lücken zu identifizieren, sondern dem BMU auch Vorschläge für die erforderlichen Aktualisierungen in Form von Regeltextentwürfen vorzulegen. Dass die Fachöffentlichkeit und die betroffenen Kreise im vergangenen Jahr bereits in dieser frühen Phase der Erarbeitung von Regeltextentwürfen Gelegenheit erhielt, ihre Interessen zu bekunden und Kommentare zu den ersten Regeltextentwürfen abzugeben, stellt eine Erweiterung der üblichen Mitwirkungsmöglichkeiten dar, die einer angemessenen Qualitätssicherung und der Transparenz des Verfahrens dient.

Unter Berücksichtigung Ihrer Stellungnahmen und aller anderen bis Mitte März 2006 eingegangenen Kommentare haben die GRS und die anderen beauftragten Sachverständigen bis Mitte Juni 2006 ihre Regeltextentwürfe in Form der angekündigten Revision B fertig gestellt. Diese aktuelle Fassung wird zurzeit in meiner Abteilung geprüft. Eine synoptische Darstellung wird einen Vergleich zwischen den bestehenden Regeln (BMI-Kriterien, RSK-Leitlinien und Störfalleitlinie) ermöglichen. Die wesentlichen Änderungen werden in einer zusammenfassenden Unterlage dargestellt. Diese Unterlagen sollen nicht nur als Basis für die Beratungen zwischen Bund und Ländern dienen. Ich habe auf dem Workshop am 23. Januar 2006 zugesagt, diese Unterlagen im Rahmen des weiteren Beteiligungsprozesses auch Ihnen zur Verfügung zu stellen.


Nach Fertigstellung und Abnahme der Revision B durch das BMU kann ab September 2006 die Beteiligung der RSK, der Bundesländer und der Verbände beginnen. Sie haben dann eine weitere Gelegenheit, auch auf der Grundlage Ihrer Kenntnisse des Vorentwurfs den Sachverstand und die betrieblichen Erfahrungen aus Ihren Unternehmen in fachlich vertieften

Stellungnahmen einzubringen. Das BMU und die GRS sind bereit, die probeweise Anwendung des Entwurfs der *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* durch Sachverständige nach § 20 des Atomgesetzes in laufenden oder (nachträglich) in abgeschlossenen Verfahren zu begleiten. Deshalb würde ich es begrüßen, wenn Sie sich an diesem Prozess aktiv beteiligen, und mir entsprechende Vorschläge übermitteln.

Sie können sicher sein, dass dies keine rein formale Beteiligung sein wird. Die Ergebnisse der Beteiligung Ihrer kraftwerksbetreibenden Unternehmen werden bei der Neufassung der *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* gründlich geprüft und soweit wie möglich berücksichtigt.

Den für Kernkraftwerke im Leistungsbetrieb zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder übersende ich eine Kopie dieses Schreibens.

Mit freundlichen Grüßen

A handwritten signature in black ink, consisting of a stylized, flowing script that ends in a small downward-pointing arrow.

Anlagen

2

Entwurf
Beschlussprotokoll
der Sitzung des Länderausschusses für Atomkernenergie
- Hauptausschuss -
am 19. Januar 2006 in Bonn
(Auszug)

TOP 1: Fortentwicklung des kerntechnischen Regelwerks

- 1 Der Länderausschuss für Atomkernenergie - Hauptausschuss - nimmt den Bericht des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) zur Kenntnis.
- 2 Er ist der Auffassung, dass die Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks notwendig ist und im Sinne eines vertrauensvollen Zusammenwirkens im Interesse des sicheren Betriebs der Kernkraftwerke im Einvernehmen zwischen BMU und den atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder erfolgen soll.
- 3 Der Hauptausschuss ist übereingekommen, dass das Regelwerk und der Prozess der Aufstellung folgende Anforderungen erfüllen müssen:
 - 3.1 Das Regelwerk stellt den Prüfmaßstab der Vorsorge gegen Schäden nach dem Stand von Wissenschaft und Technik dar. Es unterliegt einem regelmäßigen Verbesserungsprozess. Die Sicherheitsphilosophie der Auslegung der deutschen Anlagen bleibt unverändert.
 - 3.2 Das Regelwerk wird auf der Grundlage eines umfassenden Diskussionsprozesses mit der Fachwelt und der Wissenschaft erarbeitet. Dazu wird auf der Grundlage des bisherigen Verfahrens im Anschluss an den vorgesehenen Workshop ein Beteiligungsverfahren zwischen Bund und Ländern vereinbart.
 - 3.3 Die Änderungen gegenüber dem bisherigen Regelwerk werden synoptisch dargestellt. Die wesentlichen Änderungen werden zusammenfassend dargestellt und begründet.

Anhang 2

- 3.4 Das Regelwerk soll durch den Hauptausschuss verabschiedet werden.
- 3.5 Die grundlegenden Elemente des Regelwerks sollen als Rechtsverordnung oder allgemeine Verwaltungsvorschrift normiert werden.

Bundesministerium für Umwelt,
Naturschutz und Reaktorsicherheit
RS I 3 - 13310/1

Bonn, 30. Dezember 2005
Hausruf: 2850, 2821

Sitzung
des Länderausschusses für Atomkernenergie
- Hauptausschuss -
am 19. Januar 2006

TOP 1: Fortentwicklung des kerntechnischen Regelwerks

- Bezug:
1. Sitzung des Länderausschusses für Atomkernenergie
- Hauptausschuss - am 3./4. Juli 2003, TOP 12
 2. Schreiben des Hessischen Ministeriums für Umwelt,
ländlichen Raum und Verbraucherschutz vom
26. März 2004, Az.: IV 2 - 99.0.4.3 (Das Schreiben war
Anhang 1 der Tagesordnung der Sitzung des Hauptausschusses
am 17./18. Juni 2004)
 3. Sitzung des Länderausschusses für Atomkernenergie
- Hauptausschuss - am 17./18. Juni 2004, TOP 7
 4. Sitzung des Länderausschusses für Atomkernenergie
- Hauptausschuss - am 9./10. Dezember 2004, TOP 7
 5. Sitzung des Fachausschusses Reaktorsicherheit
am 27./28. April 2005, TOP 12
 6. Sitzung des Fachausschusses Reaktorsicherheit
am 10./11. November 2005, TOP 10
 7. Sitzung des Länderausschusses für Atomkernenergie
- Hauptausschuss - am 12./13. Dezember 2005, TOP 8

I. Sachstand:

1. Zum Stand und zum geplanten Vorgehen

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) beabsichtigt mit der Erarbeitung und Bekanntgabe der „Grundlagen für die Sicherheit von Kernkraftwerken – Sicherheitsanforderungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik (*Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke*)“ wesentliche Teile des überwiegend in den siebziger und achtziger Jahren entstandenen kerntechnischen Regelwerks entsprechend des heutigen Standes von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren.

Erfasst werden

- die *Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke* vom 21.10.1977, (BAnz. 1977, Nr. 206),
- die 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) und
- die *RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren* (Ursprungsfassung, 3. Ausgabe vom 14.10.1981 mit Änderungen vom 15.11.1996).
- die *Grundlagen für Sicherheitsmanagementsysteme in Kernkraftwerken* vom 29.6.2004 (BAnz. 2004, Nr. 138, S. 16275)

Das BMU hat im Jahre 2003 die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, das Öko-Institut e.V. Institut für angewandte Ökologie, das Bremer Physikerbüro GbR und weitere Unterauftragnehmer beauftragt, im bestehenden untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerk vorhandene Abweichungen vom aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik oder auch diesbezügliche Lücken zu identifizieren und dem BMU Vorschläge für die erforderlichen Aktualisierungen vorzulegen. Hierbei sollen Entwürfe für Regeltexte erstellt werden, die in ihrem Abstraktionsniveau den bisherigen Sicherheitskriterien und den RSK-Leitlinien entsprechen und insoweit in einer systematischen und vollständigen Darstellung aus dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik für die Auslegung und den Betrieb von Kernkraftwerken abgeleitet werden.

Im Dezember 2004 hatte das BMU das Konzept und die Eckpunkte des Vorhabens den zuständigen Landesbehörden und ihren Sachverständigen, der Reaktor-Sicherheitskommission sowie Betreibern und Herstellern vorgestellt. In einem Internet-Kommentierungsprozess, der jedem Interessierten offen stand, sind alle bis zum 1. August 2005 eingegangenen Kommentare (ca. 2.300) bearbeitet worden. Diese Kommentare und die Stellungnahme der RSK sind in den vorliegenden Regeltextentwürfen berücksichtigt worden.

Nach Auswertung der Workshops im Februar 2006 und ggf. noch eingehender Stellungnahmen werden die Auftragnehmer ihre überarbeiteten Regeltextentwürfe dem BMU übermitteln. Das BMU wird dann einen abschließenden Erörterungsprozess mit den betroffenen Kreisen und den Ländern durchführen. Die endgültige Veröffentlichung der neuen *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* in Form einer Bekanntmachung des BMU ist im Jahre 2006 vorgesehen.

2. Zur Bedeutung des Regelwerks in der Vergangenheit

In der Vergangenheit sind Standards unterschiedlichster Herkunft ohne größere Problematisierung ihrer rechtlichen Verbindlichkeit zwischen Bund, Ländern und Betreibern praktisch als „Regelwerk“ anerkannt und angewendet worden. Es handelt sich dabei um Standards des BMI als Rechtsvorgänger des BMU mit den Sicherheitskriterien und Störfalleitlinien, um Standards der RSK mit ihren Leitlinien, Empfehlungen und Stellungnahmen, sowie um Standards des Kerntechnischen Ausschusses. Diese Standards wurden dabei zumeist vom BMI/BMU im Bundesanzeiger veröffentlicht und in das „Handbuch Reaktorsicherheit“ aufgenommen. Einer weiteren rechtlichen Legitimierung bedurfte es in der Praxis nicht. Auch die Gerichte haben diese Regelwerke als kodifizierten Stand von Wissenschaft und Technik akzeptiert und hieran jedenfalls die Vermutung geknüpft, dass die darin enthaltenen Aussagen den Stand von Wissenschaft und Technik widerspiegeln. In Bezug auf die Störfalleitlinien des BMI wurde dies auch durch den Verweis in der Strahlenschutzverordnung normativ gestützt, nachdem die Genehmigungsbehörde davon ausgehen könne, die erforderliche Vorsorge gegen Störfälle sei gewährleistet, wenn die Anforderungen der Störfalleitlinien erfüllt seien. Aber auch im Aufsichtsverfahren war und ist es Praxis, sich auf „Regelwerke“ als Maßstab für den zu beachtenden Stand von Wissenschaft und Technik zu stützen, um die erforderlichen Maßnahmen im Rahmen der atomrechtlichen Gefahrenabwehr nach Stand von Wissenschaft und Technik zu begründen. Einigkeit bestand auch darin, dass diese in der Praxis so wesentlichen Standards mittlerweile veraltet sind und in weiten Teilen nicht mehr den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik widerspiegeln.

Im Rahmen des vom BMU eingeleiteten Aktualisierungsprozesses sind nunmehr rechtliche Fragen aufgeworfen worden, die die Grundlagen der Bedeutung des kerntechnischen Regelwerks betreffen. Im Folgenden gibt das BMU aus seiner Sicht die Antwort auf die diskutierten Fragestellungen.

3. Zu den rechtlichen Fragestellungen

- a) Ist das vorgesehene Verfahren, in Konkretisierung des Begriffes „Stand von Wissenschaft und Technik“ Standards zu setzen, nur in der Rechtsform einer Allgemeinen Verwaltungsvorschrift oder Rechtsverordnung zulässig (Formzwang) ?

Zweck der Bundesaufsicht ist es, einen bundeseinheitlichen Vollzug des Atomgesetzes sicherzustellen. Dazu gehört wesentlich die Interpretation von unbestimmten Rechtsbegriffen. Nach Art. 85 Abs. 2 Satz 1 GG darf der Bund für eine abstrakte Vielheit von Sachverhalten des Verwaltungsgeschehens verbindliche Aussagen ohne unmittelbare Rechtswirkung nach außen nur in Form allgemeiner Verwaltungsvorschriften erlassen (BVerfGE 100, 249, 258 ff). Daraus könnte gefolgert werden, es bestehe für die vom BMU in Betracht gezogene Vorgehensweise ein Formzwang. Das Bundesverfassungsgericht hat in seiner Entscheidung zu § 7 Abs. 2a AtG a.F. jedoch die Auffassung zurückgewiesen, zur Konkretisierung der unbestimmten Rechtsbegriffe seien zwingend Rechtsverordnungen oder allgemeine Verwaltungsvorschriften zu erlassen. „Das Grundgesetz stellt der vollziehenden Gewalt weder einen abschließenden Katalog bestimmter Handlungsformen zur Verfügung noch werden ausdrücklich erwähnte Handlungsformen inhaltlich im Einzelnen definiert“ (BVerfGE 100, 249, 258). Maßgeblich für die nach dieser Entscheidung festgestellte Verfassungswidrigkeit der damaligen Ermächtigung des zuständigen Bundesministeriums, die bei der Auslegung der Anlage zugrunde zu legenden Ereignisse näher zu bestimmen, war der Umstand, dass die vorgesehenen Leitlinien die Länder bei der Ausübung ihrer Wahrnehmungskompetenz im Rahmen der Bundesauftragsverwaltung **binden** sollten (BVerfGE 100, 249, 258 ff).

Die *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* sind jedoch – wie alle anderen Regelwerke auch – **keine** verbindliche Handlungsanweisung für den Vollzug des Atomgesetzes durch die zuständigen Landesbehörden. Als kerntechnisches Regelwerk sind sie Referenz für ausführungsunabhängige Anforderungen nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik, die Betreibern, Herstellern, Sachverständigen und Behörden, und der interessierten Öffentlichkeit, einen umfassenden Maßstab für die Beurteilung der kerntechnischen Sicherheit von Kernkraftwerken bieten soll.

Das vom BMU geplante Regelwerk bedarf danach nicht der Rechtsform einer Allgemeinen Verwaltungsvorschrift oder einer Rechtsverordnung. Das Bundesumweltministerium würde es jedoch begrüßen, wenn eine Einigung mit den Ländern soweit mög-

lich wäre, dass das Regelwerk im Rahmen einer Allgemeinen Verwaltungsvorschrift festgeschrieben werden könnte. Denkbar wäre auch die rechtsförmliche Normierung von weiter übergeordneten Grundanforderungen an die nukleare Sicherheit. Aus Sicht des BMU wäre dies aber keine Alternative zur beabsichtigten Herausgabe eines Regelwerks, sondern eine sinnvolle Ergänzung.

b) Welche Bedeutung haben die „Sicherheitsanforderungen“ im Rahmen des § 49 Abs. 1 Satz 3 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV)?

Die „Sicherheitsanforderungen“ ersetzen zunächst im technischen, faktischen Sinne u.a. die Sicherheitskriterien und die Störfalleitlinien. Die von § 49 Abs.1 in Bezug genommenen Störfalleitlinien würden insoweit auch **rechtlich** durch die *Sicherheitsanforderungen* ersetzt, wenn die Verweisung in § 49 StrlSchV als dynamische auszulegen wäre und diese Vorschrift verfassungsrechtlich zulässig wäre.

Die Verweisung des § 49 Abs.1 Satz 3 StrSchV ist dynamisch:

Ausgehend von Satz 2 der Vorschrift („Maßgebend für eine ausreichende Vorsorge gegen Störfälle nach Satz 1 ist der Stand von Wissenschaft und Technik.“) kann die Genehmigungsbehörde danach die Vorsorge hinsichtlich des Strahlenschutzes bei Auslegungsstörfällen „insbesondere dann als getroffen ansehen, wenn der Antragsteller bei der Auslegung der Anlage die Störfälle zugrunde gelegt hat, die nach den veröffentlichten Sicherheitskriterien und Leitlinien für Kernkraftwerke die Auslegung eines Kernkraftwerkes bestimmen müssen“. Dabei hat die Genehmigungsbehörde nach Absatz 1 Satz 2 dieser Vorschrift den Stand von Wissenschaft und Technik als maßgebend für eine ausreichende Vorsorge zu beachten. Die Auslegung als dynamische Verweisung folgt damit bereits aus dem systematischen Aufbau der Vorschrift. Die Verweisung auf den Stand von Wissenschaft und Technik steht als Satz 2 vor der Verweisung nach Satz 3. Die Vorschrift trägt somit selbst einen dynamischen Charakter. Daneben spricht auch Sinn und Zweck der Regelung für einen dynamischen Charakter der Verweisung, da die verfassungs- und atomrechtlich geforderte Orientierung am jeweils neuesten Stand von Wissenschaft und Technik nicht verfahrensbezogen, sondern inhaltsbezogen ist.

Auch nach der Praxis ist es ausgeschlossen, dass ein einmal festgestellter Stand von Wissenschaft und Technik auch über Jahre und Jahrzehnte nur deshalb festgeschrieben bleiben soll, weil eine Anpassung im Rahmen eines rechtsförmlichen Verfahrens ausbleibt. Der Schwierigkeit, das formelle Recht (Gesetze/Rechtsverordnungen) jeweils aktuell an den Stand von Wissenschaft und Technik anzupassen, wird durch die Lösung über flexiblere Regelwerke (z.B. Leitlinien, Sicherheitskriterien des BMU, KTA-Regeln, RSK-, SSK-Empfehlungen) begegnet. Ohne diese müsste der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik in jedem Einzelfall und für jeden zu prüfenden Aspekt jeweils aktuell ermittelt und dem Verfahren zu Grunde gelegt werden.

Die dynamische Verweisungsvorschrift könnte jedoch verfassungswidrig sein, wenn damit durch die Bundesaufsichtsbehörde eine verbindliche Regelung ohne unmittelbare Außenwirkung unter Umgehung der Formvorschrift des Artikel 84 Abs. 2 GG getroffen würde.

Nach der zu § 7 Abs. 2a AtG a.F. ergangenen Entscheidung des Bundesverfassungsgerichts vom 2. März 1999 (BVerfGE 100, 249, 258 ff) war für die Verfassungswidrigkeit der Ermächtigung des zuständigen Bundesministeriums in § 7 Abs. 2a Satz 1 Halbsatz 2 AtG a.F.¹ der Umstand maßgeblich, dass diese Leitlinien die Länder bei der Ausübung ihrer Wahrnehmungskompetenz im Rahmen der Bundesauftragsverwaltung **binden** sollten. § 49 Abs. 1 Satz 3 StrlSchV enthält diese verbindliche Festlegung der Genehmigungsbehörde jedoch gerade nicht, sondern gestattet ihr lediglich, von der Vermutungswirkung (mit Abweichungsmöglichkeit) Gebrauch zu machen.

Die Vorschrift selbst könnte schließlich verfassungswidrig sein, weil sie einer Blankettermächtigung an die Exekutive gleichkommen könnte (Ossenbühl, Die verfassungsrechtliche Zulässigkeit der Verweisung als Mittel der Gesetzgebungstechnik, DVBL. 1967, 401 ff).

Für den Bereich des Atomrechts hat das Bundesverfassungsgericht jedoch im Beschluss vom 8. August 1978 (BVerfGE 49, 89 – Kalkar I) entschieden, dass die Be-

¹ „2a) Bei Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen, die der Erzeugung von Elektrizität dienen, gilt Absatz 2 Nr. 3 mit der Maßgabe, daß zur weiteren Vorsorge gegen Risiken für die Allgemeinheit die Genehmigung nur erteilt werden darf, wenn auf Grund der Beschaffenheit und des Betriebs der Anlage auch Ereignisse, deren Eintritt durch die zu treffende Vorsorge gegen Schäden praktisch ausgeschlossen ist, einschneidende Maßnahmen zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich machen würden; die bei der Auslegung der Anlage zugrunde zu legenden Ereignisse sind in Leitlinien näher zu bestimmen, die das für die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz zuständige Bundesministerium nach Anhörung der zuständigen obersten Landesbehörden im Bundesanzeiger veröffentlicht.“

zunahme auf den „Stand von Wissenschaft und Technik“ als „normkonkretisierende“ Verweisung mit dem rechtsstaatlichen Gebot der Bestimmtheit und dem Demokratieprinzip im Einklang steht. Sie ist keine Verweisung im konstitutiven Sinne. Der im materiellen Gesetz formulierte Standard bleibt leitend, für den jedoch aus wissenschaftlichen, rechtsstaatlichen oder politischen Gründen einer Spezifizierung vorgenommen wird (ähnlich Brugger, Rechtsprobleme der Verweisung, VerwArch 78 (1987), 1, 39 ff). Die Anpassung und Fortentwicklung des den Verwaltungsentscheidungen zugrunde liegenden Regelwerks ist somit nicht nur rechtlich zulässig, sondern aufgrund des Art. 2 Abs. 2 GG geboten. Im Atomgesetz hat der Gesetzgeber im Hinblick auf den Schutzzweck des § 1 Nr. 2 AtG davon abgesehen, durch Aufstellung starrer Regeln einen Sicherheitsstandard gesetzlich zu fixieren. Er verwendet unbestimmte Rechtsbegriffe, damit bei der Festlegung der sicherheitstechnischen Anforderungen, denen die Anlagen genügen sollen, die jeweils neuesten Erkenntnisse und Entwicklungen von Wissenschaft und Technik berücksichtigt werden können. Hierdurch hat der Gesetzgeber die Aufgabe und die Schwierigkeiten der verbindlichen Konkretisierung und der laufenden Anpassung an die wissenschaftliche und technische Entwicklung mehr oder weniger auf die exekutive Ebene verlagert. Behörden und Gerichte müssen mithin das Regelungsdefizit der normativen Ebene ausgleichen (BVerfGE 49, 89, 134 ff).

Die Exekutive trägt im Bereich des Atomrechts die Verantwortung für die Risikoermittlung und -bewertung; sie hat dabei die Wissenschaft zu Rate zu ziehen. Sie darf sich bei der Beurteilung von Schadenswahrscheinlichkeiten nicht allein auf das vorhandene ingenieurmäßige Erfahrungswissen stützen, sondern muss Schutzmaßnahmen auch anhand bloß theoretischer Überlegungen und Berechnungen in Betracht ziehen, um Risiken aufgrund noch bestehender Unsicherheiten und Wissenslücken hinreichend zuverlässig auszuschließen(vgl. insbesondere BVerfGE 78, 214, 227; BVerwGE 72, 300, 315 ff; 78, 177, 180; 81, 185, 190 ff; UPR 1989, 440-441).

Die Behörden können sich bei der Ermittlung und Bewertung des Standes von Wissenschaft und Technik auf technische Regelwerke zur Reaktorsicherheit stützen, **wenn diese dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen** (BVerwG, DVBl. 1993, 1149; BVerwGE 92, 185).

Die Vorschrift stände danach im Widerspruch zu dem verfassungsrechtlich geforderten dynamischen Grundrechtsschutz und zu dessen einfachgesetzlicher Formulierung in § 7 Abs. 2 Nr.3 AtG, wenn sie eine statische Verweisung auf ein Regelwerk enthielte.

Würde man jedoch entgegen der hier vertretenen Rechtsauffassung gleichwohl von einer statischen Verweisung ausgehen wollen, könnte die unreflektierte Nutzung der Vermutungswirkung des § 49 Abs.1 Satz 3 StrSchIV jedenfalls insoweit mit der Verfassung nicht zu vereinbaren sein, wie durch den Verweis auf die veralteten Störfallleitlinien ein Vorsorgemaßstab akzeptiert würde, der dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht mehr entspricht. Das wäre jedenfalls dann der Fall, wenn das BMU ein aktualisiertes Regelwerk veröffentlicht.

c) Ist das BMU zur Feststellung des Referenzniveaus für die Anforderungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik legitimiert oder bedarf es dazu weiterer konsensualer Verfahrensschritte der Beteiligten?

Nach der verfassungsgerichtlichen Rechtsprechung steht außer Zweifel, dass das BMU als Bundesaufsicht im Einzelfall jede Entscheidung der Landesbehörde an sich ziehen kann, d.h. die volle Sachkompetenz übernehmen kann. Dies schließt ein, dass das BMU auch in der Frage, welche Anforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik für Sicherheitsanalysen zu Grunde zu legen sind, jederzeit seinem Maßstab Geltung verschaffen kann.

Mit der Formulierung der *Sicherheitsanforderungen* würde das BMU für den Fall, dass sie nicht konsensual mit den Ländern verabschiedet würden, jedenfalls seinen Maßstab für die Bundesaufsicht transparent machen. Insoweit stellt sich die Legitimationsfrage nicht.

Zweck der Bundesauftragsverwaltung ist es in erster Linie, für einen einheitlichen Vollzug des Atomgesetzes zu sorgen. Aus diesem Grunde kommt das Bundesverfassungsgericht zu dem Schluss, dass sich die Auffassung der Bundesaufsicht **nicht nur im Wege der Weisung im Einzelfall** durchsetzt. Der zuständigen Bundesbehörde wird die allgemeine Definitionsbefugnis für das Gemeinwohlinteresse, also hier die nuklearen Sicherheitsanforderungen zugestanden.(BVerfGE 81, 310, 332). Die Befugnis des BMU, Hinweise und Empfehlungen für die Vollzugspraxis der Länder auszusprechen, ergibt sich - auch in der Literatur - insbesondere aus dem Charakter der Bundesauftragsverwaltung, mit weitreichenden Fach- und Rechtsaufsichtsbefugnissen des Bundes über das Verwaltungshandeln der Länder (Art. 85 Abs. 3 und 4 GG) (in diesem Sinne etwa Lerche, a.a.O, Art. 85, Rn. 42 m.w.N.; Hermes, a.a.O., Art. 85, Rn. 30, 43, Art. 84 Rn. 63; Trute, a.a.O., Art. 85 Rn. 17)). Auch insoweit wäre das

BMU legitimiert, ein „Regelwerk“ ohne Konsens mit den Ländern zu formulieren und im Bundesanzeiger zu veröffentlichen.

Dieser Legitimation entspricht zur Aufrechterhaltung des staatsorganisatorischen Konzepts der Bundesauftragsverwaltung auf der anderen Seite die Pflicht des Landes, das Bundesumweltministerium darauf hinzuweisen, falls es von den vom BMU formulierten Standards abweichen möchte (bundesfreundliches Verhalten).

Ein Regelwerk wird also nicht erst dadurch zum Regelwerk, dass es konsensual mit allen Beteiligten, insbesondere mit den Ländern, verabschiedet wird. Dieses rechtliche Ergebnis geht nicht über die Praxis in der Vergangenheit hinaus, in der bereits Leitlinien eines nicht gesetzlich verankerten Beratergremiums (RSK) als Regelwerk akzeptiert wurden.

d) Welche Bedeutung können - ohne Berücksichtigung der Eingriffsmöglichkeiten der Bundesaufsicht - die „Sicherheitsanforderungen“ für den Vollzug der Landesbehörden haben ?

Die Anwendungsgrundsätze für das bisherige kerntechnische Regelwerk gelten auch für die *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke*.

Nach § 7 Abs. 1 und 2 Nr. 3 des Atomgesetzes (AtG) darf eine Genehmigung für wesentliche Veränderungen von Kernkraftwerken oder ihres Betriebes nur erteilt werden, wenn die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist. Der Stand von Wissenschaft und Technik ist darüber hinaus Beurteilungsmaßstab bei der Entscheidung, ob behördliche Maßnahmen nach § 17 AtG zu treffen sind, für die Aufsicht nach § 19 AtG, sowie für die Sicherheitsüberprüfung nach § 19a AtG.

aa) Anwendung im Genehmigungsverfahren

Die Einhaltung der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden war in den Verfahren zur Genehmigung der Errichtung und des Betriebs von Kernkraftwerken Genehmigungsvoraussetzung. Diese Genehmigungsvoraussetzung ist gemäß § 7 Abs. 2 Nr. 2 AtG heute bei nach § 7 Abs. 1 Satz 1 und 3 AtG weiterhin genehmigungsbedürftigen wesentlichen Veränderungen von Kernkraftwerken oder ihres Betriebes zu erfüllen.

Die Genehmigungsbehörden erzielen mit der Heranziehung des dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechenden Regelwerks eine tatsächliche Vermutung, dass sie zutreffend anhand des Standes von Wissenschaft und Technik entschieden haben.

Folglich ist die Genehmigungsbehörde und die von ihr nach § 20 AtG hinzugezogenen Sachverständigen gut beraten, die *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* als ein Regelwerk, das das BMU auf Grundlage von wissenschaftlich erarbeiteten Vorschlägen anerkannter Forschungseinrichtungen und Sachverständiger auf den verschiedenen Gebieten unter Berücksichtigung der Stellungnahmen der RSK und nach Durchführung eines breiten Beteiligungsprozesses der Fachkreise und der zuständigen obersten Landesbehörden als systematische Darstellung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik als Bewertungsmaßstab heranzuziehen (vgl. Rahmenrichtlinie über die Gestaltung von Sachverständigengutachten in atomrechtlichen Verwaltungsverfahren (Bek. d. BMI v. 15.12.1983, GMBI. 1984, S. 21) .

Die zuständige Behörde kann bei der Beurteilung der Sicherheit vom Regelwerk abweichen. Sie wäre dann jedoch in einer objektiven Begründungspflicht. Dies gilt insbesondere für gerichtliche Verfahren bei Anfechtungen Drittschutzberechtigter.

Denn § 49 Abs. 1 Satz 3 StrlSchV ist Ausdruck der exekutiven Verantwortung für die Bestimmung der erforderlichen Vorsorge und regelt hierbei die Aufgabenverteilung innerhalb der Exekutive. Wenn die Genehmigungsbehörde ein Regelwerk zugrunde legt, so dürfen die Gerichte diese Konkretisierung der ausreichenden Vorsorge nur dann verwerfen, wenn es erkennbar nicht mehr dem (aktuellen) Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. § 49 Abs. 1 Satz 3 StrlSchV entlastet die Genehmigungsbehörde von der Notwendigkeit, ggf. mit Hilfe von Sachverständigen den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik selbst zu ermitteln und daraus ggf. selbst ein Vorsorgekonzept zu entwickeln. Wendet sie das vom BMU veröffentlichte Regelwerk als Maßstab an, so bedarf dieses Vorgehen in der Regel keiner zusätzlichen Begründung. Denn das der Bekanntgabe des BMU vorausgehende Verfahren und die inhaltliche Prüfung durch das BMU, das als für die Reaktorsicherheit zuständige Ressort der Bundesregierung eine bundeseinheitliche Anwendung des Atom- und Strahlenschutzrechtes gewährleisten soll, bietet nach der normativen Bewertung des Verordnungsgebers grundsätzlich eine ausreichende Gewähr für die Richtigkeit. § 49 Abs. 1 Satz 3 StrlSchV ist also eine explizite gesetzliche Beurteilungsermächtigung, die der Exekutive im Verhältnis zur Judikative eine Einschätzungsprärogative gibt.

Wenn die Genehmigungsbehörde bei der Festlegung der erforderlichen Vorsorge nicht die *Sicherheitsanforderungen*, sondern – ggf. in Teilen – einen anderen Entscheidungsmaßstab anwenden sollte, gilt die Vermutungswirkung des § 49 Abs. 1 Satz 3 StrlSchV – insoweit – nicht. Die Abweichung wäre in gerichtlichen Verfahren darlegungs- und begründungsbedürftig. Werden die *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke* nicht bei der behördlichen Prüfung und Abwägung vor der Entscheidung berücksichtigt, kann bei der Entscheidung über die Genehmigung ein Beurteilungsdefizit vorliegen.

bb) Anwendung bei der Prüfung erforderlicher Anlagenänderungen

Die *Sicherheitsanforderungen* sollen der Genehmigungs- bzw. Aufsichtsbehörde auch als Grundlage für die behördlichen Entscheidungen nach § 17 Abs. 1 Satz 3 AtG oder § 19 Abs.3 AtG dienen. Hierbei geht es wesentlich um die Frage, ob Nachrüstungen zur Erreichung der in § 1 Nr. 2 und 3 AtG bezeichneten Zwecke erforderlich sind und welchen Inhalt sie haben. Die *Sicherheitsanforderungen enthalten als Beurteilungsreferenz für die Sachverhaltsermittlung keine Maßstäbe für die Ermessensausübung*, ob und inwieweit Nachrüstungen bzw. Änderungen der Anlagen erforderlich sind. Sie beschreiben einen am Maßstab realisierter Kraftwerkstypen idealen Anlagenzustand oder Anlagenbetrieb nach dem Stand von Wissenschaft und Technik. Abweichungen können begründet toleriert werden, wenn der sichere Betrieb auch nach Auffassung der Behörde nicht in Frage gestellt ist und eine Nachrüstung unverhältnismäßig wäre.

II. Beschlussvorschlag

Der Länderausschuss für Atomkernenergie - Hauptausschuss - nimmt den Bericht des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit zur Kenntnis. Der Länderausschuss für Atomkernenergie -Hauptausschuss- begrüßt grundsätzlich die Aktivitäten des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit zur Schaffung eines neuen Regelwerks, das dem Stand von Wissenschaft und Technik aktuell entspricht.

Anhang 4

Kommentar Nr. 354

Der Aufsatz behandelt das Vorhaben des Bundesumweltministeriums (BMU), das deutsche kerntechnische Regelwerk zu überarbeiten, und zeigt zum Vergleich, wie in anderen Ländern neue Anforderungen an bestehende Anlagen formuliert und umgesetzt werden.

Bei dem BMU-Vorhaben fällt ins Auge, dass das Regelwerk ohne Berücksichtigung der bestehenden Anlagen ganz abstrakt den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik abbilden soll. Das Ergebnis sind u. a. neue Anforderungen an die Anlagenauslegung. Die Länderbehörden aber, die ja die Genehmigungslage für die einzelnen Anlagen konkret gestalten, werden dieses Regelwerk, soweit es eine Änderung der Sicherheitsphilosophie verkörpert, aus rechtlichen Gründen (Bestandsschutz) gar nicht anwenden können.

Auch das Verfahren begegnet erheblichen Bedenken: die Bearbeitungszeit ist mit zwei Jahren unangemessen kurz, die Beteiligung der Betreiber und der Industrie geht über die rein formale allgemeine Öffentlichkeitsbeteiligung nicht hinaus. Angesichts dieser fehlenden Qualitätssicherung wäre es erstaunlich, wenn das neue Regelwerk nicht an erheblichen inhaltlichen Mängeln litte.

Ein Blick auf das Ausland zeigt, dass der BMU in jeder Hinsicht einen Sonderweg geht. In anderen Ländern werden Nachrüstungen sorgfältig und langfristig entwickelt, sie werden mit den Betreibern intensiv diskutiert, die Kosten werden gegen den Nutzen abgewogen und es wird eine Folgenbewertung vorgenommen. Diese Elemente sind den Verfahren in allen Ländern gemeinsam, unabhängig von der sehr unterschiedlichen Ausgestaltung im Einzelnen.

Anschriften der Verfasser:

Dr. Christian Raetzke

Rechtsanwalt

Hammersteinstr. 5, 30177 Hannover

Dr. Michael Micklinghoff

Leiter des Bereichs

„Genehmigungen und Strahlenschutz“

E.ON Kernkraft GmbH,

Tresckowstr. 5, 30457 Hannover

Die Überarbeitung des deutschen kerntechnischen Regelwerks: ein Vergleich mit dem Ausland

Ch. Raetzke und M. Micklinghoff, Hannover

1. Einführung: Ein neues Regelwerk für alte Anlagen

Der BMU hat sich vorgenommen, das kerntechnische Regelwerk in Deutschland grundlegend zu überarbeiten. Vorschriften wie die BMI-Sicherheitskriterien, die Störfall-Leitlinien und die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, die das Rückgrat des heutigen Regelwerks bilden, sollen völlig neu geschrieben werden. Als Begründung wird im Wesentlichen angegeben, das deutsche Regelwerk sei, gerade auch im internationalen Vergleich, veraltet; Deutschland habe in dieser Hinsicht seine einstige führende Rolle verloren /2/. Zudem existierten zu zentralen technischen Sachverhalten bislang keine Anforderungen im Regelwerk /3/.

Während die letztere Begründung schwer verständlich ist, erscheint der Hinweis auf eine „Alterung“ des Regelwerks auf den ersten Blick nicht unplausibel. Die BMI-Sicherheitskriterien stammen von 1977, die Leitlinien für Druckwasserreaktoren wurden zuletzt 1981 revidiert und die Störfall-Leitlinien sind im Jahre 1983 bekannt gemacht worden. Die Entstehung dieser zentralen Texte liegt also rund ein Vierteljahrhundert zurück. Dass es schön wäre, sie zu modernisieren, scheint ein verständlicher Wunsch.

Nun ist ein neues Regelwerk kein Selbstzweck. Es ist nicht zu bloßer Lektüre und zur Information, sondern zur Anwendung bestimmt. Anwenden aber kann man das neue Regelwerk in Deutschland nur auf bereits bestehende Anlagen; denn Neuanla-

gen dürfen bekanntlich nach dem Atomgesetz in der Fassung der Ausstiegsnovelle von 2002 nicht mehr genehmigt werden /4/. Das bedeutet: soweit das neue Regelwerk neue Anforderungen an die Auslegung der Anlagen, an ihr „design“, also letztlich an die Konstruktion stellt, so trifft es ausschließlich auf Anlagen, die bereits seit langem ausgelegt und konstruiert sind – und zwar nach den Vorgaben des „alten“ Regelwerks.

Das Problem, dass neue Regeln auf bestehende Anlagen treffen, ist in ähnlicher Form schon einmal aufgetreten, als die Vorschriften des jetzigen Regelwerks veröffentlicht wurden; zu diesem Zeitpunkt waren die ersten kommerziellen Kernkraftwerke bereits in Betrieb oder im Bau. Die damals neuen Regeln haben diesen Umstand in einleuchtender, ja eigentlich selbstverständlicher Weise berücksichtigt: Wichtige Texte wie die Störfall-Leitlinien und die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren sollten ausdrücklich nur für Anlagen gelten, die nach ihrem Inkrafttreten genehmigt wurden; eine Anwendung bestimmter Aspekte auf bestehende oder im Bau befindliche Anlagen sollte im Einzelfall geprüft werden /5/.

Nun könnte man denken, das neue Regelwerk werde, der jetzigen, ganz anderen Situation Rechnung tragend, auch inhaltlich eigens für die bestehenden Anlagen geschrieben. Eine Lektüre ergibt aber den überraschenden Befund, dass dies nicht der Fall ist. Die Entwürfe, soweit vorhanden, beschreiben den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik (oder das, was dafür gehalten wird) auf eine generell-abstrakte, gleichsam ideale Weise, wie er vielleicht in einem Neubau verwirklicht werden könnte. Von den besonderen Umständen der bestehenden Anlagen

findet sich darin nichts; und so bleibt die Anwendung der Regeln im Unklaren.

Die „Anwendung“ des deutschen kern-technischen Regelwerks aber ist ohnehin eine schwierige Frage. Denn die einzelnen Elemente dieses Regelwerks sind keine Rechtsvorschriften. Inwieweit sie für nachgeordnete Behörden und für Gerichte eine Bindungswirkung entfalten, kann hier offenbleiben /6/. Wichtig ist, dass die Vorgaben des Regelwerks erst durch die Entscheidung der Genehmigungsbehörde im Einzelfall konkrete Geltung erlangen. Denn das Regelwerk hat die Aufgabe, den Stand von Wissenschaft und Technik abzubilden. Dieser wiederum wird in der zentralen Genehmigungsnorm des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG als ein Faktor bei der Bestimmung der erforderlichen Vorsorge gegen Schäden aufgeführt. Wenn die Behörde eine Genehmigung nach § 7 AtG erteilt, muss sie jeweils bestimmen, ob die „nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden“ gewährleistet ist. Dabei wird das Regelwerk faktisch eine entscheidende Rolle spielen. Es ist aber die Genehmigungsentscheidung, die die Sicherheitsanforderung des Atomgesetzes rechtsverbindlich für den Einzelfall konkretisiert /7/.

Die Entscheidung der Behörde setzt also nicht notwendig ein Regelwerk voraus; die Behörde könnte auch aufgrund einer eigenen Einschätzung und Bewertung des Risikos die Grenze zwischen der notwendigen Schadensvorsorge und dem erlaubten Restrisiko, also ihre „Sicherheitsphilosophie“, festlegen. Um aber eine bundesweit einheitliche Bewertung zu erreichen, wurde die Sicherheitsphilosophie auf Bundesebene niedergeschrieben, vor allem in Gestalt der BMI-Sicherheitskriterien und der Störfall-Leitlinien /8/. Die Länderbehörden haben bei den Genehmigungsentscheidungen für die jetzt bestehenden Anlagen dieses Regelwerk, als Abbildung des Standes von Wissenschaft und Technik, maßgeblich für die Bestimmung der Schadensvorsorge herangezogen. Mit der Erteilung der Genehmigungen ist die so bestimmte Schadensvorsorge für die bestehenden Anlagen konkretisiert worden /9/.

Aus dem Gesagten folgt, dass ein neues Regelwerk für die bestehenden, genehmigten Anlagen nicht von selbst maßgeblich wäre. Neue Anforderungen sind nur dann zulässig, wenn sie auf neuen Erkenntnissen über die seinerzeit konkretisierte Schadensvorsorge beruhen. Eine bloße „Änderung der Sicherheitsphilosophie“ – ein Begriff, den man vereinfacht so umschreiben könnte, dass die Behörde sich die Festsetzung der Schadensvorsorge „neu überlegt“ – ist nicht maßgeblich für genehmigte Anlagen.

Diese Bestandsschutzaspekte gelten auch im Hinblick auf die Anwendung eines neuen Regelwerks; denn das vorhandene

Regelwerk gibt, wie dargestellt, die für die bestehenden Anlagen konkretisierte Schadensvorsorge und damit die bisher gültige Sicherheitsphilosophie wieder. Die Schadensvorsorge für die bestehenden Anlagen könnte nur insoweit anhand des neuen Regelwerks neu bestimmt werden, als dieses auf neuen Erkenntnissen zur bisherigen Anlagenauslegung beruht und Schwächen beseitigt /10/.

Ob dies der Fall ist, muss eingehend geprüft werden in dem Maße, wie der BMU die Entwürfe zu den neuen Regeln vorlegt. Jedenfalls darf man bezweifeln, dass das bestehende Regelwerk tatsächlich in inhaltlicher Hinsicht veraltet und mit Blick auf das Ausland rückständig ist. Es ist das Regelwerk, nach dem die bestehenden Anlagen errichtet wurden und betrieben werden, deren hoher Sicherheitsstandard international anerkannt ist und sich in einer sehr hohen Verfügbarkeit niederschlägt. Dass Deutschland sich nunmehr als „Entwicklungsland“ in Sachen Regelwerk darstellen soll, erscheint einigermaßen überraschend.

Bereits jetzt kann man aber untersuchen – und das soll im vorliegenden Aufsatz geschehen –, ob die Einführung eines neuen Regelwerks als solche, hinsichtlich ihres Grundansatzes, ihrer Randbedingungen und der Ausgestaltung des Verfahrens, sich auf internationale Vorbilder berufen kann. Denn dies ist, wie eingangs erwähnt, eine zentrale Begründung für das ganze Vorhaben.

2 Der Weg zum neuen Regelwerk

Zunächst soll aber kurz dargestellt werden, worum es bei der Erneuerung des deutschen kerntechnischen Regelwerks geht und welches Verfahren hierfür vorgesehen ist.

Das Vorhaben des BMU /11/ betrifft die allgemeineren Bestandteile des Regelwerks, also vor allem die BMI-Sicherheitskriterien, die Störfall-Leitlinien und die Leitlinien für Druckwasserreaktoren; die KTA-Regeln, die diese generellen Vorgaben weiter konkretisieren, sind in das Projekt nicht einbezogen. Die Entwürfe zu den Texten des neuen Regelwerks werden vom BMU und einigen Auftragnehmern – der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, dem Öko-Institut e.V. und dem Bremer Physikerbüro GbR – seit September 2003 erarbeitet. Die Texte sind in elf Module gegliedert. Erste Texte wurden auf einer „Informationsveranstaltung“ im Dezember 2004 vorgestellt. Seit Anfang Februar dieses Jahres sind die Entwürfe zu den ersten Modulen im Internet zugänglich und können kommentiert werden /12/. Im September 2005 ist für jedes Modul ein eintägiger „Workshop“ geplant; anschließend sollen die Texte kurzfristig ihre endgültige Gestalt erhalten. Eine über die genannten

Diskussionsforen hinausgehende Beteiligung der Betreiber und Hersteller ist nicht vorgesehen.

Da die Elemente des Regelwerks, wie in der Einleitung dargestellt, keiner Kategorie von Rechtsnormen zugeordnet werden können, gibt es auch keine Vorschriften, die das Verfahren für den Erlass neuer Regeln ausdrücklich gestalten; wohl aber sind allgemeinere rechtliche Rahmenbedingungen zu beachten. In der Vergangenheit sind die grundlegenden Bestandteile des Regelwerks, insbesondere die BMI-Sicherheitskriterien und die Störfall-Leitlinien, vom BMU nach Zustimmung der Länder im Bund-Länderausschuss für Atomkernenergie veröffentlicht worden. Ob das jetzt gewählte Verfahren verfassungsrechtlichen Maßstäben genügt, ist eine interessante Frage, die aber hier nicht weiter untersucht werden kann.

In inhaltlicher Hinsicht bilden die bis jetzt bekannt gewordenen Module, wie bereits angedeutet, dasjenige ab, was nach Ansicht des BMU und der von ihm beauftragten Sachverständigen in abstrakt-genereller Weise den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik wiedergibt, wie er für Neuanlagen gelten würde. Folglich enthält das BMU-Regelungsvorhaben viele neue Anforderungen an die Anlagenauslegung. So wird etwa ein neues Konzept von unabhängigen Sicherheitsebenen eingeführt, das in dieser Form dem bisherigen Regelwerk und damit der Auslegung der bestehenden Anlagen nicht zugrunde lag. Restrisikoereignisse (Ereignisse der so genannten Sicherheitsebene 4a) werden praktisch wie Auslegungsfälle behandelt und unterliegen damit völlig neuen Anforderungen.

3 Ein Blick auf andere Länder

Für einen Vergleich /13/ bieten sich in erster Linie solche Länder an, in denen es ein Regelwerk gibt. In welchem Verfahren werden Regeln überarbeitet? Wie gestaltet sich ihre Anwendung auf bestehende Anlagen? Wie wir sehen werden, gibt es hierfür verschiedene Ansätze, die sich aber sämtlich grundlegend vom BMU-Regelvorhaben unterscheiden.

Eine vielleicht überraschende Feststellung ist, dass es viele – auch bedeutende – Kernenergieländer gibt, die über kein in sich geschlossenes Regelwerk verfügen und in denen neue Anforderungen an bestehende Anlagen ganz oder teilweise auf anderem Wege eingeführt werden als über eine Überarbeitung von Regeln. Auch solche Länder sollen aber zumindest kurz in die Betrachtung einbezogen werden, da auch sie die Grundfrage, inwieweit neue Anforderungen auch für alte Anlagen gelten sollen und können, beantworten müssen.

a) Präzedenzfall Schweden?

Blickt man sich auf der internationalen Bühne um, so liegt ein Vergleich mit Schweden am nächsten. Dort trat zum 1. Januar 2005 eine völlig neue Regel in Kraft, die Anforderungen an die Auslegung der bestehenden Anlagen stellt und zu nicht unbeachtlichen Nachrüstungen an den schwedischen Kernkraftwerken führen wird. Dennoch ist dies kein Präzedenzfall für das BMU-Vorhaben – eher ein Gegenbeispiel, ein Vorbild für einen anderen, besseren Ansatz. Denn bei näherem Hinsehen zeigt sich, dass das schwedische Regelwerksvorhaben von ganz anderen Voraussetzungen ausging und auf völlig andere Weise durchgeführt wurde.

aa) Rahmenbedingungen für die „Nachrüstungsregel“

Ein wesentlicher Unterschied in der Ausgangssituation beider Regelwerksvorhaben ist der Umstand, dass es in Schweden bislang kein Regelwerk gab. Die neue Vorschrift ersetzt keine Vorläuferregelung, sondern ist die erste ihrer Art. Die schwedischen Kernkraftwerke wurden in den 70er und 80er Jahren im Wesentlichen unter Rückgriff auf das Regelwerk der US-NRC genehmigt. Die Aufsichtsbehörde Statens Kraftinspektion (SKI, *Swedish Nuclear Power Inspectorate*) erhielt erst durch eine Gesetzesänderung im Jahre 1992 die Befugnis, allgemeinverbindliche kerntechnische Regeln aufzustellen. Konkrete Anforderungen an die Auslegung der Anlagen enthält erstmals die neue Regel SKIFS 2004:2, die im November 2004 veröffentlicht wurde und zum 1. Januar 2005 in Kraft getreten ist /14/.

Ein weiterer Unterschied ergibt sich, wenn man vergleicht, für welchen Zeitraum sich die neuen Anforderungen auswirken sollen. Die Genehmigungen der schwedischen Kernkraftwerke sind unbefristet. Zwar ist das Programm des Ausstiegs aus der Kernenergie seit dem Volksentscheid von 1980 im Gesetz verankert, und die Regierung ist ermächtigt, einzelne Kernkraftwerke gegen Entschädigung stillzulegen. Nach *Barsebäck 1* (abgeschaltet im November 1999) und *Barsebäck 2* (Stilllegung bis zum 31.05.2005 verfügt) sind für die nächsten Jahre aber keine Stilllegungsanordnungen zu erwarten. Das Gesetz nennt keine Frist für den Ausstieg. Politik und Wirtschaft gehen davon aus, dass die verbleibenden zehn Kernkraftwerke – deren Leistung im Übrigen kräftig erhöht werden soll /15/ – in absehbarer Zukunft weiterbetrieben werden und das Ende ihrer – durch die Nachrüstungen verlängerten – technischen Lebensdauer erreichen werden. So-

mit lassen sich auch erhebliche Nachrüstungen wirtschaftlich vertreten.

Was den Inhalt der neuen Regel angeht, so ist diese – was angesichts der Ausgangslage auch eigentlich selbstverständlich ist – gezielt mit Blick auf die bestehenden Anlagen geschrieben worden. Das spiegelt sich auch im Verfahren wider.

bb) Verfahren

Die Betreiber wurden bei der Erarbeitung der neuen Regel SKIFS 2004:2 frühzeitig beteiligt; es fanden zahlreiche und intensive technische Diskussionen statt. Das ganze Verfahren erstreckte sich über knapp sechs Jahre. Alle Aspekte sind sorgfältig und eingehend betrachtet und erörtert, die Konsequenzen sind analysiert worden. Deshalb weist die neue Regel einen hohen Qualitätsstandard auf. In diesem Zusammenhang von Interesse ist auch der Umstand, dass die SKI zunächst externe Sachverständige heranzog, dann aber feststellen musste, dass diese die Bedingungen und Bedürfnisse der Genehmigungs- und Aufsichtspraxis nicht verstanden und die Entwürfe daher nicht verwertbar waren. SKI schrieb die Regel daraufhin selbst.

Zudem diskutierten die SKI und die Betreiber schon im Regelsetzungsverfahren, welche Nachrüstungsmaßnahmen für die Restlaufzeit der Anlagen konkret aus der neuen Regel erwachsen werden. Die SKI verfertigte – wozu sie auch durch gesetzliche Vorschriften verpflichtet ist – nach Anhörung der Betreiber einen „consequence analysis report“, in dem die Auswirkungen der neuen Regel dargestellt wurden. Dabei wurde auch eine Kosten-Nutzen-Analyse mit konkreten Summen erstellt. Insgesamt ergab sich ein Nachrüstungsprogramm für die nächsten Jahre, dessen generelle Bestandteile und dessen finanzieller Gesamtumfang konkret absehbar sind. Für die Betreiber liegt darin die Gewissheit, für die restliche Betriebszeit der Anlagen keinen weiteren Nachrüstungsanforderungen ausgesetzt zu werden, solange es keine wirklich neuen Erkenntnisse gibt.

Einzelheiten der Umsetzung der neuen Regel werden bis Ende 2005 von den Betreibern erarbeitet und entsprechende Pläne der SKI vorgelegt. Für die Umsetzung gibt es bestimmte, aber großzügige Fristen; die wesentlichen Maßnahmen sollen in einem Zeitraum von acht bis zehn Jahren durchgeführt sein.

b) Finnland

In Finnland gibt es ein Regelwerk, dessen Bestandteile nicht das Detaillierungsniveau von KTA-Regeln aufweisen, das jedoch in sich geschlossen und konsistent ist und gerade in letzter Zeit ständig überarbeitet wird. Letzteres ist verständlich, befindet sich Finnland doch gerade mitten im Genehmi-

gungsverfahren für den neuen Reaktor in *Olkiluoto* /16/.

Es leuchtet ein, dass man aus Anlass neuer Regeln für Neuanlagen auch einen Blick auf bestehende Anlagen wirft. Hierfür hat sich ein formalisiertes, transparentes und sachgerechtes Verfahren herausgebildet. Die neuen Regeln gelten zunächst einmal für Neuanlagen. In einem zweiten Schritt werden die Betreiber der Altanlagen von der Aufsichtsbehörde *Säteilyturvakeskus* (STUK, *Radiation and Nuclear Safety Authority, Finland*) aufgefordert, Abweichungen von der neuen Regel festzustellen und zu bewerten und ggf. Vorschläge für Nachrüstungen zu unterbreiten, die dann wiederum von der STUK bewertet werden /17/. Dabei gilt der Grundsatz, dass Anforderungen verhältnismäßig (reasonably practicable) sein müssen. Daher führt eine Abweichung nicht automatisch zu einer Nachrüstforderung. Der Betreiber kann z. B. darlegen, dass er die Anforderung der neuen Regel zwar nicht im Wortlaut, aber doch hinsichtlich ihres Zieles im Großen und Ganzen erfüllt. Selbst wenn dies nicht der Fall ist, kann es vorkommen, dass eine Abweichung hingenommen wird, wenn keine verhältnismäßige Nachrüstungsmaßnahme möglich ist.

Im Ergebnis hat dieses Vorgehen zu punktuellen Nachrüstungen der bestehenden finnischen Kernkraftwerke geführt, jedoch nicht zu neuen grundsätzlichen Anforderungen an die Anlagenauslegung.

c) Schweiz

Auch in der Schweiz gibt es ein Regelwerk in Gestalt der Richtlinien, die von der Aufsichtsbehörde *Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen* (HSK) herausgegeben werden. Ähnlich wie in Deutschland sind diese Richtlinien keine Rechtsnormen, sondern konkretisieren den Stand der Technik und „legen dar, wie diese [die Behörden] ihre gesetzlichen Aufträge konkretisieren wollen“ /18/.

Da in der Schweiz der Neubau eines Kernkraftwerkes in den neunziger Jahren rechtlich nicht zulässig war und auch jetzt keine konkreten Planungen bestehen, sind diejenigen Regeln, die die Auslegung der Anlagen betreffen, seit der Genehmigung der letzten Anlagen nicht mehr grundlegend geändert worden. Neue Anforderungen sind meist anlagenspezifisch anhand der jeweiligen PSÜ erhoben und umgesetzt worden.

Dafür haben sich die rechtlichen Grundlagen für die Kernenergienutzung in der Schweiz gewandelt. Seit dem 1. Februar 2005 sind ein neues Kernenergiegesetz (KEG) und eine Kernenergieverordnung (KEV) in Kraft /19/. Das KEG enthält eine nähere Bestimmung dessen, was von bestehenden Anlagen verlangt werden kann.

In Art. 22 KEG sind die Betreiberpflichten aufgeführt, zu denen auch eine Pflicht zur Nachrüstung gehört. Hiernach muss der Betreiber

„... die Anlage soweit nachrüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüstungstechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist“.

Nach dem *allgemeinen* Schadensvorsorgemaßstab des KEG (Art. 4 Abs. 3) werden alle Vorkehrungen verlangt, die „nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendig sind“. Der Begriff „Stand der Nachrüstungstechnik“ in Art. 22 KEG stellt dagegen klar, dass Altanlagen diesem Maßstab nicht zwingend nachgeführt werden müssen. Der Betreiber wird nur auf solche Nachrüstungen verpflichtet, die technisch machbar und wirtschaftlich vertretbar sind und im internationalen Vergleich als notwendig erkannt und tatsächlich durchgeführt werden. Der Begriff „Stand der Nachrüstungstechnik“ schließt daher solche Anforderungen aus, die das bisherige Sicherheitskonzept nicht ergänzen, sondern durchbrechen, mögen sie auch für Neuanlagen zur Bedingung gemacht werden können. Solche Anforderungen dürften auch nicht vom zweiten Halbsatz der oben zitierten Norm („darüber hinaus....“) gedeckt sein, da sie nicht verhältnismäßig („angemessen“) wären.

Sollte das Schweizer Regelwerk zur Auslegung von Anlagen in Zukunft einmal überarbeitet werden, etwa anlässlich eines Neubaus, müsste jedenfalls diese Wertung des KEG berücksichtigt werden. Sie stünde einem Verfahren entgegen, in welchem das Regelwerk einfach nach dem Maßstab des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik überarbeitet und ohne weiteres auch für die bestehenden Anlagen herangezogen werden würde.

d) USA

Die nationale Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde, die *Nuclear Regulatory Commission (NRC)*, hat ein Regelwerk mit zahlreichen, zum Teil recht detaillierten verbindlichen Vorschriften, den „rules“, erarbeitet. Neue Regeln werden im so genannten „rulemaking“-Verfahren, das unter Beteiligung der Öffentlichkeit und intensiver Mitwirkung der Betreiber stattfindet, erstellt. Hinsichtlich weiterer Detailanforderungen gibt es die so genannten „regulatory guides“, die jedoch nicht verbindlich sind.

Wenn eine neue *rule* Anforderungen an die Anlagenauslegung stellt und Nachrüstungen zu erwarten sind, muss die NRC die so genannte „backfitting rule“ (10 CFR 50.109) beachten /20/. Hiernach kann die

NRC nur dann eine Nachrüstung verlangen, wenn sie zu „einer wesentlichen Erhöhung des Schutzniveaus“ führt und „wenn die direkten und indirekten Kosten für diese Maßnahme in einem angemessenen Verhältnis zu diesem Sicherheitsgewinn“ stehen. Die NRC muss daher schon bei der Formulierung der neuen Regel die Auswirkungen auf die bestehenden Anlagen betrachten und konkrete Kosten-Nutzen-Erwägungen anstellen. Dies führt im Ergebnis dazu, dass nur verhältnismäßige und hinreichend konkrete Anforderungen für Nachrüstungen gestellt werden und dies auch nur dann, wenn es mit einem wirklichen Sicherheitsgewinn verbunden ist. Eine Änderung der Anforderungen an die grundlegende Auslegung bestehender Anlagen, etwa durch pauschale Übernahme von Elementen der Sicherheitsebene 4 in die Anlagenauslegung, ist durch die *backfitting rule* ausgeschlossen.

e) Länder, in denen neue Anforderungen nicht über ein neues Regelwerk eingeführt werden

Im Folgenden sollen kurz einige Länder betrachtet werden, die über kein in sich geschlossenes Regelwerk verfügen, in denen sich aber naturgemäß dennoch die Frage stellt, ob neue allgemeine Anforderungen an bestehende Anlagen gestellt werden können.

aa) Frankreich

In Frankreich gibt es einzelne kerntechnische Regeln auf verschiedenen Hierarchieebenen, die sich jedoch nicht zu einem in sich abgeschlossenen Regelwerk zusammenfügen. Dies liegt im Wesentlichen daran, dass es nur einen Betreiber gibt – die staatliche *EDF* – und dass die zahlreichen Kernkraftwerke Frankreichs sehr standardisiert sind und nur drei verschiedenen Baulinien angehören. Anforderungen an diese Baulinien wurden nicht unbedingt im Regelwerk verankert, sondern bei der Projektierung und bei der Genehmigung der jeweils ersten Anlagen einer Baulinie von Fall zu Fall gegenüber *EDF* festgesetzt.

Auch neue Anforderungen an betriebene Anlagen ergeben sich meist nicht aus einer Erneuerung von technischen Regeln, sondern aus einer periodischen, auf die Baulinie bezogenen Neuüberprüfung der Sicherheit. Französische Kernkraftwerke unterliegen alle zehn Jahre einer vertieften Revision inklusive einer PSÜ. Aus Anlass der Zehn-Jahres-Revision für die erste, also älteste Anlage einer Baulinie führt *EDF* unter anderem eine Neubewertung der Sicherheit im Vergleich mit ausgewählten aktuellen Anforderungen durch. Die Auswahl der Anforderungen und die Methodik der Bewertung wird mit der Aufsichtsbehörde *Autorite de Surte Nucleaire (ASN)* abge-

stimmt. Die Vorbereitung für die nächste PSÜ fängt bald nach Abschluss der vorhergehenden an. Diese sorgfältige Befassung führt dazu, dass alle neuen Anforderungen intensiv zwischen Betreiber und Behörde diskutiert werden und „gut überlegt“ sind.

Inhaltlich werden von vornherein nur solche Aspekte behandelt, die sich in verhältnismäßiger Weise auf die bestehenden Anlagen übertragen lassen. Auch in Frankreich haben neue Anforderungen keine grundlegenden Änderungen an der Auslegung der bestehenden Anlagen zum Gegenstand. Die Ergebnisse der PSÜ und daraus abgeleitete punktuelle Nachrüstungen werden von *ASN* (u. U. mit Auflagen) gebilligt und damit festgeschrieben; die Anlagen sind damit für die nächsten zehn Jahre ertüchtigt. Alle Anforderungen werden konkret festgelegt und sind für den Betreiber überschaubar.

bb) England

In England gibt es kein kerntechnisches Regelwerk. Vielmehr ist es Sache des Anlagenherstellers und -betreibers, im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren darzulegen und nachzuweisen, welche Maßnahmen er ergriffen hat, um die von der Anlage ausgehenden Risiken „as low as reasonably practicable“ (ALARP) zu halten /21/. Diesen Nachweis führt er mit den entsprechenden Unterlagen, die zusammen den „safety case“ bilden. Der *safety case* wird von der zuständigen Behörde, der *Health and Safety Executive (HSE)*, bewertet. Hierfür gibt es einen behördeninternen Leitfaden in Gestalt der so genannten *Safety Assessment Principles (SAPs)*, der Zielvorgaben enthält, die jedoch nicht verbindlich sind.

Anlässlich der alle zehn Jahre stattfindenden PSÜ oder aus Anlass von Ereignissen oder neuen Erkenntnissen führt der Betreiber eine Neubewertung der Sicherheit an aktuellen Maßstäben durch und legt einen entsprechend ergänzten oder neu erstellten *safety case* vor. Inhaltlich gilt eine sehr weit verstandene Anwendung des Verhältnismäßigkeitsgrundsatzes („reasonably practicable“), die nur solche Nachrüstungen gebietet, die sich vertretbar in die Altanlage einfügen lassen und deren grundlegende Auslegung nicht ändern.

cc) Spanien

In Spanien enthält das nationale Regelwerk nur Anforderungen an den Strahlenschutz und an Betrieb und Organisation von Kernkraftwerken, nicht an die Auslegung. Bei der Errichtung der spanischen Anlagen, die – mit einer Ausnahme – nach amerikanischen *designs* gebaut wurden, wurden die *rules* der US-NRC herangezogen. Die Entwicklung des NRC-Regelwerks wird auch weiterhin verfolgt und ist indirekt maßgeblich

auch für die spanischen Anlagen. Das Problem der Geltung neuer Regeln für bestehende Anlagen stellt sich hier also in Gestalt der Frage, welche neuen Anforderungen aus den USA (und in Einzelfällen auch aus dem sonstigen Ausland) auf die spanischen Kernkraftwerke angewendet werden sollen.

Hierfür wird zurzeit von der Aufsichtsbehörde *Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)* zusammen mit den Betreibern eine Systematik, eine Art „Anwendungsleitfaden“ erarbeitet; dabei dürfte es im Großen und Ganzen um die schriftliche Fixierung und Vereinheitlichung der bereits jetzt bestehenden Praxis gehen. Nach den bestehenden Entwürfen zu diesem Leitfaden muss die neue Anforderung auf technischen Erkenntnissen und nicht lediglich auf Umständen aus dem sozialen und politischen Umfeld des Herkunftslandes beruhen; sie muss sich andernorts bereits bewährt haben („consolidated“), sie muss mit dem Anlagendesign kompatibel sein, sie muss zu einer signifikanten Sicherheitsverbesserung führen; und sie muss mit angemessenen Kosten durchführbar sein. Bei der Erörterung und Bewertung, ob diese Voraussetzungen jeweils erfüllt sind, ist ein enges Zusammenwirken von Behörde und Betreibern vorgesehen; es findet keine einseitige Festsetzung durch die Behörde statt.

Im Ergebnis werden auch hier keine grundlegenden Neuanforderungen an die Auslegung der Anlagen gestellt.

4 Vergleich mit dem BMU-Vorhaben

Der internationale Vergleich zeigt, dass es für das Vorhaben des *BMU*, nämlich die Ersetzung eines bestehenden, für die Auslegung der betriebenen Anlagen maßgeblichen Regelwerks durch ein völlig neues, das den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik abstrakt-idealisiert abbildet, international keinen Präzedenzfall gibt.

In vielen Ländern werden neue Anforderungen an bestehende Anlagen gar nicht durch ein (überarbeitetes) Regelwerk vermittelt, sondern für jede Anlage einzeln, meist im Zusammenhang mit einer PSÜ, festgelegt. Dadurch werden die Verhältnisse der konkreten Anlage von selbst in den Blick genommen und die hierfür geltenden rechtlichen Maßstäbe, vor allem die Verhältnismäßigkeit der Maßnahmen („reasonably practicable“), konkret angewendet. Da der Betreiber die Sicherheitsüberprüfung selber vornimmt, daraus Vorschläge für Nachrüstungen ableitet und diese mit der Behörde diskutiert, liegt es in der Natur des Verfahrens, dass Betreiber und Behörde neue Anforderungen in einem intensiven Diskussionsprozess entwickeln, auch wenn die Behörde natürlich das Recht hat, Vorgaben zu machen und die abschließende

Entscheidung zu treffen. Eine weitere wichtige Folge dieser Vorgehensweise ist, dass Nachrüstungsanforderungen ganz konkret gestellt werden und Klarheit über die Folgen besteht.

Dies alles gilt im Grundsatz auch für Länder, in denen sich neue Anforderungen aus einer Neufassung technischer Regeln ergeben. Durch dieses Verfahren wird die Einführung neuer Anforderungen nur allgemeiner gestaltet, nicht abstrakter. Es wird eine intensive, sich erforderlichenfalls über Jahre erstreckende Diskussion mit den Betreibern geführt; dies wird – unabhängig von eventuell bestehenden rechtlichen Verpflichtungen – allgemein als Voraussetzung dafür angesehen, das Ziel einer ausgereiften und sinnvoll umsetzbaren neuen Regel zu erreichen. Außerdem gibt es auch hier Verfahrensanforderungen, die sicherstellen, dass im Zusammenhang mit der Überarbeitung der Regeln die damit verbundenen Konsequenzen, also Nachrüstungen, berücksichtigt werden. Diejenigen Nachrüstungen, die nach einer Kosten-Nutzen-Analyse gerechtfertigt sind, werden möglichst konkret und vorhersehbar bezeichnet und festgelegt.

Alle diese Elemente fehlen bei der vom *BMU* geplanten Vorgehensweise. Eine knapp zweijährige Bearbeitungszeit für das gesamte Regelwerk (nicht etwa für einzelne Regeln!) und die geplanten Beteiligungsinstrumente einer schnell eingerichteten Website mit einem Formular für Kommentare und eines vierzehntägigen Workshops erscheinen im Vergleich mit dem Verfahren in anderen Ländern nachgerade lächerlich. Dies wiegt um so schwerer, als die Einbeziehung der maßgeblich Betroffenen kein Selbstzweck, sondern ein Instrument der Qualitätssicherung ist. Es bedarf keiner prophetischen Gabe, um vorauszusagen, dass das neue Regelwerk am Ende des vom *BMU* geplanten Verfahrens inhaltlich nicht ausgereift sein wird. Die Konsequenzen der Neuregelung werden vom *BMU* vollends ausgeblendet, eine Folgenanalyse („impact assessment“), wie sie international verbreitet ist, wird auch nicht ansatzweise vorgenommen.

Dass es nicht nur sinnvoll ist, sich Gedanken über die Anwendung neuer Regeln auf bestehende Anlagen zu machen, sondern geradezu geboten, zeigt das *IAEO*-Dokument „*Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety: Requirements*“ (Safety Standards Series No. GS-R-1) aus dem Jahre 2000. Dort heißt es:

2.4 *Legislations shall be promulgated to provide for the effective control of nuclear, radiation, radioactive waste and transport safety. This legislation:*

(...)

(17) *shall specify the nature and extent of the application of newly established requirements to existing facilities and current activities.*

Das deutsche kerntechnische Regelwerk ist zwar keine „legislation“ in diesem Sinne; aber der *IAEO*-Standard zeigt, dass man nicht blind ein Regelwerk aufstellen sollte, zumal in einer (von dem Dokument gar nicht berücksichtigten) Situation, in der es überhaupt nur bestehende Anlagen und keine Neugenehmigungen gibt.

5 Ergebnis

Unabhängig davon, ob es dem *BMU* rechtlich erlaubt ist, ein „ideales“ Regelwerk zu erstellen – ist es sehr zweifelhaft, ob das neue Regelwerk einen Sinn hat. Denn wie in der Einleitung ausgeführt wurde, wäre ein neues Regelwerk als solches nach außen unverbindlich und bedürfte einer Einbeziehung in die Einzelfallentscheidung, in der die zuständige Behörde die Schadensvorsorge bestimmt. Das aber bedeutet: Alle Probleme, die in anderen Ländern gezielt angesprochen und gelöst werden, würden sich hier erst bei der Anwendung des fertigen Regelwerks auf die bestehenden Anlagen stellen, also bei der Frage, ob die für diese Anlagen konkretisierte Schadensvorsorge nunmehr, anlässlich des neuen Regelwerks, neu bestimmt werden darf. Dass diese Frage aus Bestandsschutzgründen nur in Ausnahmefällen wird bejaht werden können, ist angedeutet worden. Der Makel der Rechtswidrigkeit träfe in dieser Hinsicht dann nicht das Regelwerk, wohl aber die konkrete Entscheidung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde.

Wahrscheinlich – diese Nebenbemerkung sei den Verfassern gestattet – lädt die rechtliche Konstruktion der Wirkung des kerntechnischen Regelwerks in Deutschland dazu ein, das Regelwerk abstrakt zu gestalten, da man Gedanken über die Anwendung auf später verschieben kann; auch entspricht dies möglicherweise – wie man gerade nach einer Betrachtung des Auslandes immer wieder feststellt – einer sehr deutschen, von der Philosophie des Idealismus geprägten Herangehensweise, die ein abstraktes Ideal, hier: einen idealtypischen „Stand von Wissenschaft und Technik“, möglichst ohne Einschränkungen durch die Wirklichkeit abbilden will /22/. Dieser Ansatz hat oft seine Berechtigung und seine Würde, ist in diesem Falle aber fruchtlos. Es macht keinen Sinn, abstrakte Regeln festzusetzen, die aus juristischen Gründen auf ihren Gegenstand, nämlich die bestehenden Anlagen, nicht angewendet werden können.

Rechtlich wäre es kein Problem, ein Regelwerk für Altanlagen zu schreiben. Man könnte im Regelwerk anstelle eines

abstrakten Standes von Wissenschaft und Technik, der im Grunde nur für Neuanlagen gilt (die aber nach dem geltenden Atomgesetz nicht genehmigt werden können), den „Stand von Wissenschaft und Technik für die bestehenden Anlagen“ oder, um mit dem Schweizer KEG zu sprechen, den „Stand der Nachrüstungs-technik“ abbilden. Für sein Vorhaben sind dem BMU solche Überlegungen aber schon im Ansatz fremd.

Die hier vorgenommene Wertung des BMU-Vorhabens wird bestätigt durch den Vergleich mit anderen Ländern. In allen untersuchten Ländern ist bei Überarbeitung und Anwendung des Regelwerks oder allgemein bei der Formulierung und Durchsetzung neuer Anforderungen gewährleistet, dass die Betreiber wesentlich mitwirken und dass bestehende Anlagen nur solchen Anforderungen unterworfen werden, die ihre konkreten Verhältnisse berücksichtigen. Dies ist das gemeinsame Ergebnis bei allen durchaus grundlegenden Unterschieden im Verfahren, wie noch einmal übersichtlich zusammengefasst werden soll:

– In **Schweden** ist das neue Regelwerk eigens für Altanlagen gemacht und eingehend mit den Betreibern diskutiert worden. Es stellt daher keine abstrakt-ideale Bestimmung des neuesten Standes von Wissenschaft und Technik dar, sondern es ist mit Blick auf Altanlagen geschrieben und bildet ganz konkret den künftig für sie geltenden Stand der Anforderungen ab.

– In **Finnland** werden neue Regeln für Neuanlagen gemacht. Eine Anwendung einzelner Aspekte auf Altanlagen wird im Nachgang in einem individuellen Verfahren, das stark formalisiert ist, vom Betreiber geprüft und von der Aufsichtsbehörde festgelegt.

– In der **Schweiz** wäre bei einer Überarbeitung von Regeln, die die Auslegung betreffen, zu beachten, dass das neue KEG zwischen den Anforderungen an eine Neuanlage und denen an eine Altanlage unterscheidet: diese muss nur den „Stand der Nachrüstungs-technik“ erreichen.

– In den **USA** müssen neue Regeln an der *backfitting rule* gemessen werden; sie müssen zu einem erheblichen Sicherheitsgewinn bei angemessenen Kosten führen.

– In **Spanien** wird ein „Anwendungsleitfaden“ erarbeitet, der regelt, inwieweit neue Anforderungen aus dem Ausland auf bestehende Anlagen Anwendung finden können. Dabei spielen Kosten-Nutzen-Erwägungen eine wesentliche Rolle.

Genau diese Berücksichtigung der Verhältnisse bestehender Anlagen fehlt bei dem Projekt des BMU. Das Vorhaben, ein Regelwerk mit dem neuesten, abstrakt-idealen Stand von Wissenschaft und Technik für bestehende Anlagen zu erstellen, ist internatio-

nal ohne Beispiel. Dem entspricht es, dass das Regelwerk in einem viel zu kurzen Zeitraum und ohne wesentliche inhaltliche Beteiligung der Betreiber und Hersteller zustandekommen soll. Das Ergebnis wird ein unausgereiftes, nicht qualitätsgesichertes und aus rechtlichen Gründen unanwendbares Konstrukt sein.

Insgesamt ist festzustellen: Der Vergleich mit dem Ausland zeigt eindringlich, dass die tiefgreifende inhaltliche Überarbeitung des deutschen Regelwerks ohne Vorbild, die Art und Weise ihrer Durchführung aber höchst fragwürdig ist.

/1/ Für diesen Aufsatz wurden einzelne Ergebnisse aus einem breit angelegten Forschungsprojekt verwendet, in dem im Auftrage des VGB untersucht worden ist, wie in acht verschiedenen Kernenergieländern neue Anforderungen an bestehende Anlagen formuliert und umgesetzt werden. Der vollständige Forschungsbericht wird im Laufe dieses Jahres erscheinen.

/2/ So Ministerialdirigent Renneberg in seiner Rede auf dem Deutschen Atomrechtstag 2004 in Berlin, abgedruckt in *atw* 2005, 15 (16).

/3/ So der BMU auf seiner Website in einer Notiz „Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks durch das BMU“, zu finden unter <http://www.bmu.de/atomenergie/doc/7009.php>.

/4/ § 7 Abs. 1 S. 2 AtG, eingefügt durch das Gesetz vom 25. 7. 2002; vgl. hierzu Posser, in: *Ders./Schmans/Müller-Dehn*, Atomgesetz, Kommentar zur Novelle 2002, Rz. 100 ff.

/5/ In den Störfall-Leitlinien (BMI, Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung – Störfall-Leitlinien – vom 18.10.1983, BAnz. Nr. 245a vom 31.12.1983) heißt es: „Diese Leitlinien gelten für ortsfeste Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren, soweit sie ihre 1. TEG nicht vor dem 1. Juli 1982 erhalten haben“. In den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (3. Ausgabe vom Oktober 1981, BAnz. Nr. 69a vom 14. 4. 1982) lautet die entsprechende Passage: „Die Reaktor-Sicherheitskommission wird diese Leitlinien ab Oktober 1981 ihren Beratungen zum Standort und zum Sicherheitskonzept zur Errichtungsgenehmigung anstehender Druckwasserreaktoren zugrundelegen ... Sie sind nicht ohne weiteres gedacht für eine Anpassung von bestehenden, im Bau oder Betrieb befindlichen Kernkraftwerken. Der Umfang der Berücksichtigung dieser Leitlinien wird bei diesen Anlagen von Fall zu Fall zu prüfen sein“.

/6/ Eingehend wird diese Frage untersucht von Jarass, in: *Lukes* (Hrsg.), Reformüberlegungen zum Atomrecht, 1991, S. 390 ff. (zu Richtlinien des BMU) und S. 427 ff. (zu RSK-Empfehlungen und KTA-Regeln); *Marburger*, Atomrechtliche Schadensvorsorge, 1983, S. 144 f.

/7/ *Degenhart*, Kernenergierecht, 1981, S. 129; *Marburger* a. a. O., S. 146; grundsätzlich zur Konkretisierungsfunktion der Genehmigung *Ossenbühl*, Bestandsschutz und Nachrüstung von Kernkraftwerken, 1994, S. 42 ff.

/8/ So auch *Schatke*, *atw* 1988, 411, 414.

/9/ Grundlegend *Schatke* a. a. O., S. 415, und *Ossenbühl* a. a. O., S. 9 und S. 42 ff.

/10/ Zu den Anforderungen an eine Regelwerksänderung, die auch für bereits genehmigte Anlagen maßgeblich sein soll, siehe *Raetzke*, Die Veränderungsgenehmigung für Kernkraftwerke nach § 7 Atomgesetz, 2001, S. 179 f., und ausführlicher *ders.*, Bestandsschutz für Altanlagen bei Änderung des Regelwerks im In- und Ausland, in: *Pelzer* (Hrsg.), Die Internationalisierung des Atomrechts, Tagungsband zur zehnten Regionaltagung der Deutschen Landesgruppe der AIDN/INLA in Celle 2004, erscheint demnächst.

/11/ Zu diesem Vorhaben ist eine Internetplattform eingerichtet worden: <http://regelwerk.grs.de>; dort können alle Informationen zum Verfahren sowie die vorhandenen Regelentwürfe abgerufen werden.

/12/ Die Adresse der Internet-Plattform ist <http://regelwerk.grs.de>; siehe oben Fn. 10.

/13/ Grundlage der Darstellung sind in erster Linie Gespräche, die die Verfasser in jedem Land mit der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde und mit Betreibern geführt haben; allen Gesprächspartnern sei an dieser Stelle noch einmal gedankt. Eine nützliche, allgemein zugängliche Quelle für das System von Genehmigung und Aufsicht stellen die Berichte der betreffenden Länder im Rahmen des Übereinkommens für nukleare Sicherheit dar. Links zu den englischen Fassungen dieser Berichte finden sich auf der Website der IAEA unter <http://www-ns.iaea.org/conventions/nuclear-safety.htm>.

/14/ Der Text der neuen Vorschrift ist auf der Website der schwedischen Aufsichtsbehörde SKI abrufbar, allerdings bislang nur in der schwedischen Originalfassung: http://www.ski.se/se/index_about_uk.html.

/15/ Allein für die zu Vattenfall gehörenden Kernkraftwerke Forsmark und Ringhals (zusammen 7 Blöcke) ist eine Leistungserhöhung um mehr als 500 MW vorgesehen; vgl. *Nucleonics Week* vom 10.03.2005, S. 4. Die Leistung von Block 3 des zu Sydkraft gehörenden KKW Oskarshamn soll um 250 MW auf 1 450 MW erhöht werden. Die mit der (erfolgten bzw. geplanten) Abschaltung von Barsebäck 1 und 2 entfallene Leistung beträgt insgesamt 1 200 MW.

/16/ Die Errichtungsgenehmigung für das KKW Olkiluoto 3 ist am 17. Februar 2005 erteilt worden; vgl. *Nucleonics Week* vom 24. 02. 2005, S. 1.

/17/ Zu diesem Verfahren siehe: *Kirsti Tossavainen* (Hrsg.), Regulatory Control of Nuclear Safety in Finland, Annual Report 2003, S. 10. Der Report kann abgerufen werden über www.stuk.fi/julkaisut/stuk-b/stuk-b-yto233.html.

/18/ Diese Formulierung findet sich als Standard-Textbaustein in der Einleitung zu jeder HSK-Richtlinie. Die Richtlinien können auf der Website der HSK (<http://www.hsk.psi.ch>) abgerufen werden.

/19/ Der Text des KEG und der KEV sowie weitere Dokumente wie die Gesetzesbegründung finden sich auf der Website des Bundesamts für Energie unter <http://www.energie-schweiz.ch/internet/03022/index.html?lang=de>.

/20/ Die backfitting rule findet sich auf der Website der NRC unter www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0109.html.

/21/ Das ist die gesetzliche Anforderung in Section 2 des einschlägigen *Health and Safety at Work* etc. Act von 1974.

/22/ Hierfür ist auch bezeichnend, dass der Vorschlag, das neue Regelwerk zunächst für eine ausgewählte Anlage probenhalber anzuwenden und so die Konsequenzen zu erfassen, vom BMU bislang strikt zurückgewiesen wird. □

Anhang 4

Kommentar Nr. 463

Bayerisches Staatsministerium für Umwelt, Gesundheit und Verbraucherschutz



StMUGV - Postfach 81 01 40 - 81901 München

Bundesministerium für Umwelt,
Naturschutz und Reaktorsicherheit
z.H. Herrn Ministerialdirektor
Wolfgang Renneberg
Postfach 12 06 29
53048 Bonn

Ihre Nachricht

Unser Zeichen
91-U8808.04-2004/10-23

Telefon +49 89 9214-2322
Dr. Friedrich Hanisch
friedrich.hanisch@stmugv.bayern.de

München
27.10.2005

Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks

Sehr geehrter Herr Renneberg,

unter Bezugnahme auf unser Schreiben vom 10.02.2005 zur 1. Informationsveranstaltung über die Revision des kerntechnischen Regelwerks nehmen wir die vor kurzem erfolgte Internet-Veröffentlichung der „Erläuterungen“ des BMU mit dem Titel „Grundlagen für die Sicherheit von Kernkraftwerken“ zum Anlass, auf Folgendes hinzuweisen:

1. In o.g. Schreiben hat das Bayerische Staatsministerium für Umwelt, Gesundheit und Verbraucherschutz u.a. gefordert, an den Anfang von Modul 1 eine Beschreibung der dem zukünftigen Regelwerk zugrunde gelegten Sicherheitsphilosophie zu stellen. Eine solche Beschreibung, ohne die das Regelwerk ohne Fundament bleibt, findet sich aber in Modul 1 bis jetzt nicht.
2. Die „Erläuterungen“ sind im übrigen in folgenden Einzelpunkten lückenhaft, unklar oder widersprüchlich:
 - a. Die in Nr. 1 aufgeführte Liste des zu ersetzenden derzeit gültigen Regelwerkes ist offensichtlich unvollständig. Zumindest bleibt unklar, welche der

bisher gültigen Bekanntmachungen des BMU künftig in den einzelnen Modulen des neuen Regelwerks aufgehen oder parallel hierzu fortbestehen. Entsprechendes gilt für die veröffentlichten Empfehlungen und Stellungnahmen der RSK und gegebenenfalls auch der SSK. Eine Darstellung der Grundstruktur des neuen Regelwerks – am besten am Anfang von Modul 1 – ist daher unerlässlich.

- b. Es ist unklar, was mit dem „in Deutschland fortgeschrittensten Stand unter Berücksichtigung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik“ gemeint ist (Nr. 2, 1. Absatz der „Erläuterungen“). Diese Feststellung scheint im Widerspruch zu der darauf folgenden Aussage zu stehen, dass die bestehende „konzeptionell definierte Sicherheitsphilosophie ... unverändert“ gilt.
- c. Es ist nicht ersichtlich, in welcher Form und in welchem Umfang das IAEA-Regelwerk „berücksichtigt“ wurde (Nr. 2, 2. Absatz der „Erläuterungen“). Entsprechendes gilt für die Referenzniveaus der WENRA: Da das derzeit gültige Regelwerk den Harmonisierungsansprüchen von WENRA in kaum einem Themenfeld genügt, muss nachvollziehbar gewährleistet sein, dass das neue Regelwerk im Einklang mit sämtlichen WENRA-Niveaus steht.
- d. Aus unserer Sicht richtet sich das Regelwerk in erster Linie an die Hersteller und Betreiber von Kernkraftwerken und mittelbar auch an die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder und die von ihnen zugezogenen Sachverständigen (Nr. 3, 1. Satz der „Erläuterungen“). Der 2. Satz von Nr. 3 in Verbindung mit dem 3. Satz von Nr. 3 ist irreführend, da das untergesetzliche Regelwerk den Stand von Wissenschaft und Technik nicht anders definieren kann, als dies das Atomrecht vorgibt.
- e. Es fehlen Hinweise, wie die „*Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke*“ im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren (insbesondere bei älteren Anlagen) anzuwenden sind.
- f. Die Beschreibung des Verhältnisses zwischen den „*Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke*“ und den sicherheitstechnischen Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) befriedigt nicht (Nr. 4 der „Erläuterungen“). Aufgabe des KTA ist nach § 2 der Neufassung der Bekanntmachung über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses u.a. die „Aufstellung sicherheitstechnischer Regeln“, wozu auch die „*Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke*“ und nicht nur die klassischen KTA-Regeln gehören.
- g. Der Wortlaut „Gesamtheit der kerntechnischen Regeln und insbesondere die *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke*“ (Nr. 5 der „Erläuterungen“) lässt vermuten, dass neben dem revidierten Regelwerk noch weitere kerntechnische Regeln Bestand haben sollen. Dies kann nicht der Sinn des Revisionsprojekts sein.

3. Wegen der beschriebenen Defizite wird gebeten, die „Erläuterungen“ einer umfassenden Überarbeitung zu unterziehen und die dem neuen Regelwerk zugrundegelegte Sicherheitsphilosophie einschließlich eines Überblicks über seine Systematik und Gesamtstruktur an den Anfang zu stellen. Aus der geschilderten Aufgabenstellung des KTA ergibt sich darüber hinaus, dass eine förmliche Verabschiedung der *„Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“* durch den KTA unverzichtbar ist.

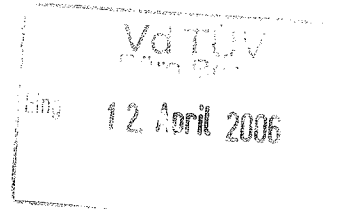
Wir bitten Sie, uns mitzuteilen, welche Haltung das BMU unseren Forderungen und Vorschlägen gegenüber einnimmt und welche weitere Vorgehensweise beabsichtigt ist.

Mit freundlichen Grüßen

Dr. Seidel
Leitender Ministerialrat

Anhang 4

Kommentar Nr. 628

Abdruck z.K.Bayerisches Staatsministerium für
Umwelt, Gesundheit und Verbraucherschutz

StMUGV - Postfach 81 01 40 - 81901 München

Bundesministerium für Umwelt,
Naturschutz und Reaktorsicherheit
Herrn Ministerialdirektor
Wolfgang Renneberg
Postfach 12 06 29
53048 Bonn

Ihre Nachricht

Unser Zeichen
91a-U8808.04-2004/10-45Telefon +49 89 9214-2322
Dr. Friedrich Hanisch
friedrich.hanisch@stmugv.bayern.deMünchen
11.04.2006

Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks

Anlage

Sehr geehrter Herr Renneberg,

die Internationale Länderkommission Kerntechnik – ILK – hat im Juli 2005 „Empfehlungen zu Anforderungen an ein zeitgemäßes Allgemeines Kerntechnisches Regelwerk in Deutschland“ veröffentlicht. Ferner hat das Bayerische Staatsministerium für Umwelt, Gesundheit und Verbraucherschutz (StMUGV) mit Schreiben vom 10.02.2005 und vom 27.10.2005 eine Vielzahl von Anforderungen formuliert, die das neue kerntechnische Regelwerk erfüllen sollte.

ILK-Empfehlung 22 D unter
IA 63, lfd. Nr.
9601

In der Anlage präsentieren wir Ihnen eine Liste, die dokumentiert, inwieweit in dem uns vorliegenden Entwurf (Stand: September 2005) den Empfehlungen und Anforderungen bisher Rechnung getragen wurde. Leider müssen wir feststellen, dass der Großteil der Empfehlungen und Anforderungen noch nicht umgesetzt wurde, ohne dass uns hierfür Gründe bekannt geworden sind. Wir haben ein gewisses Verständnis dafür, dass bei der Vielzahl der eingegangenen Kommentare (nach Ihren Angaben ca. 2300) auch schon einmal Kommentare in Vergessenheit geraten

können. Deshalb hat die Liste auch nicht den Stellenwert einer Stellungnahme – solche haben wir mit unseren o.g. Schreiben abgegeben –, sondern soll Ihnen lediglich als Erinnerungshilfe dienen.

Im Sinne des im Koalitionsvertrag vereinbarten vertrauensvollen Zusammenwirkens zwischen Bund und Ländern und der vom Länderausschuss für Atomkernenergie – Hauptausschuss – einstimmig beschlossenen umfassenden Diskussion des Regelwerksentwurfs mit Fachwelt und Wissenschaft bitten wir Sie nachdrücklich, die in der Anlage zusammengestellten Empfehlungen und Anforderungen in die Revision B des kerntechnischen Regelwerks einfließen zu lassen oder uns die Gründe mitzuteilen, wenn dies im Einzelfall aus Ihrer Sicht nicht möglich sein sollte.

Die Länder Baden-Württemberg, Hessen, Niedersachsen und Schleswig-Holstein, das Bundeskanzleramt, das Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie sowie die TÜV-Leitstelle Kerntechnik beim VdTÜV, der VGB Power Tech e.V. erhalten Abdrucke dieses Schreibens.

Mit freundlichen Grüßen



Dr. Seidel
Leitender Ministerialrat

Bearbeitungsstand

der Empfehlungen der Internationalen Länderkommission Kerntechnik (ILK) und der Kommentare des Bayerischen Staatsministeriums für Umwelt, Gesundheit und Verbraucherschutz (StMUGV) zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks

Im folgenden ist dargestellt, inwieweit die in den Empfehlungen der ILK zu Anforderungen an ein zeitgemäßes Allgemeines Kerntechnisches Regelwerk (AKR) in Deutschland (Juli 2005) und in den Schreiben des StMUGV vom 10.02.2005 und vom 27.10.2005 formulierten Empfehlungen und Forderungen gegenwärtig **erfüllt sind**, **nicht erfüllt sind** oder **möglicherweise erfüllt werden**.

ILK-Empfehlungen

1. *Die vertikale Gliederung des deutschen kerntechnischen Regelwerks sollte eine flachere Hierarchie bekommen.*

Geplant ist ein dreistufiger Aufbau des untergesetzlichen Regelwerks mit zunehmendem Detaillierungsgrad: 1. grundlegende Elemente des Regelwerks (Modul 1), 2. Regeln, die der Konkretisierung der grundlegenden Elemente des Regelwerks dienen (Modul 2-11), 3. KTA-Regeln. Dieser Aufbau entspricht im wesentlichen der Empfehlung. Modul 1 erfüllt allerdings noch nicht die Ansprüche an ein übergeordnetes Regelwerkselement (unvollständig, teilweise zu detailliert). Einige der übrigen Module haben den Detaillierungsgrad von KTA-Regeln (siehe Kommentar 20). Manche Module fallen gänzlich aus der Hierarchie heraus (Modul 8) oder überschreiten in ihren Anforderungen teilweise die Grenze zu gesetzlichen Vorschriften (Modul 9).

2. *Das untergesetzliche übergeordnete Regelwerk sollte faktisch bindende Ziele und Anforderungen deutlich von nichtbindenden Empfehlungen trennen.*

Eine solche Unterscheidung ist durch die Wahl der Indikativform nicht möglich.

3. *Die technische Basis der Anforderungen sollte erläutert werden.*

Eine Unterscheidung zwischen Anforderungen und erläuternden Ausführungen ist durch die Wahl der Indikativform nicht möglich. Dies ist besonders im Modul 3 misslich.

4. *Das AKR sollte widerspruchsfrei, umfassend und vollständig sein.*

Das neue Regelwerk ist teilweise widersprüchlich¹, nicht vollständig² und unausgewogen³. Es gibt Doppellungen⁴ und Verweise, die ins Leere laufen⁵.

5. *Das AKR sollte international ausgerichtet sein.*

Das BMU hat zugesagt, zusammen mit der Revision B synoptische Vergleiche mit dem IAEO-Regelwerk und mit den WENRA-Niveaus zu veröffentlichen.

6. *Die Präskriptivität des AKR sollte zugunsten seiner Zielorientierung zurückgenommen werden.*

Das neue Regelwerk folgt bevorzugt einem deterministischen Ansatz, besonders deutlich im Modul 7. Die früher übliche Schutzzielorientierung wurde zugunsten detaillierter Einzelvorschriften zurückgenommen.

7. *Die Regelwerkserstellung sollte sich an international bewährten Vorgehensweisen orientieren. An der Überarbeitung des AKR sollten Interessengruppen (stakeholder) angemessen beteiligt sein.*

Zwar fand bisher in gewissem Umfang eine Beteiligung von Interessengruppen statt (Informationsaustausch im Dezember 2004, Veröffentlichung der Entwürfe im Internet, Workshops 23.01.-03.02.2006). Die Beteiligung ist jedoch ungenügend. Vielmehr soll das Regelwerk auf der Grundlage eines umfassenden Diskussionsprozesses mit der Fachwelt und der Wissenschaft erarbeitet werden (Beschluss des Hauptausschusses vom 19.01.2006). Das von der ILK empfohlene Vorgehen wurde dem BMU von Baden-Württemberg, Bayern, Hessen und Niedersachsen mit Schreiben vom 21.02.2006 vorgeschlagen. Ob das BMU sich damit einverstanden erklärt, ist offen.

8. *Die Überarbeitung des AKR sollte den anerkannten Grundsätzen eines Projektmanagements folgen.*

Ein (allerdings erheblich zu knapper) Terminplan wurde aufgestellt. Eine (noch nicht vollständige und in Einzelpunkten überarbeitungsbedürftige) Begriffsdefinitionsliste wurde erstellt. Module

¹ Z.B. Zuordnung leittechnischer Einrichtungen zu Sicherheitsebenen in Modul 1, 3.2 (2) – weitgehende Vermeidung dieser Zuordnung in Modul 5.

² Z.B. fehlen in Modul 1 Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums oder in Modul 10 Anforderungen an Bauwerke, an Trockenlager und zum Flugzeugabsturz.

³ V.a. Modul 10.

⁴ Z.B. Modul 1, 8 (4) – Modul 6, 1 (2) „Methoden zur Nachweisführung“ oder Modul 10, 2.5 – Modul 11 „Handhabung und Lagerung von Brennelementen“.

⁵ Z.B. von Modul 3, Ereignisse E3-28 oder E4a-09, nach Modul 10 oder in Modul 10 von 1.2.1 (3) auf 1.2.1 (11) oder von 2.7 (23) auf 2.7 (19).

wurden in Teams erstellt, zu deren offenen Sitzungen auch Betreiber und Hersteller eingeladen wurden, ohne allerdings die gesamte, in Deutschland vorhandene Expertise in das Regelwerk einfließen zu lassen. – Siehe auch Kommentar 19.

9. Für die angemessene Anwendung des neuen Regelwerks auf bestehende Anlagen sollte ein „Anwendungsleitfaden“ erarbeitet werden. Das neue Regelwerk sollte mit einer Übergangsphase eingeführt werden.

Ein „Anwendungsleitfaden“ ist bisher nicht vorgesehen. Die im Herbst 2005 im Internet veröffentlichten „Erläuterungen“ des BMU mit dem Titel „Grundlagen für die Sicherheit von Kernkraftwerken“ erfüllen nicht den Zweck eines Anwendungsleitfadens.

Das Regelwerk soll in einem Pilotprojekt erprobt werden.

10. Das neue Regelwerk sollte regelmäßig aktualisiert und einem peer review unter internationaler Beteiligung unterzogen werden.

Die Vorstellung des neuen Regelwerks auf einer internationalen Veranstaltung wurde dem BMU von Baden-Württemberg, Bayern, Hessen und Niedersachsen mit Schreiben vom 21.02.2006 vorgeschlagen. Ob das BMU sich damit einverstanden erklärt, ist offen. Wie sich die regelmäßige Aktualisierung gestalten wird, ist bisher nicht geregelt.

StMUGV-Schreiben vom 10.02.2005

11. Das Regelwerk soll inhaltlich die nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schadensvorsorge konkretisieren.

Ziel des BMU ist es lediglich, durch das Regelwerk den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik, nicht aber die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schadensvorsorge festzustellen.

12. Das Regelwerk soll die Ergebnisse der Arbeiten der WENRA berücksichtigen.

Siehe Kommentar 5.

13. Das Regelwerk ist in klarer hierarchischer Gliederung aufzubauen.

Siehe Kommentar 1.

14. Die einzelnen Module sind umfassend, logisch und widerspruchsfrei zu gestalten.

Siehe Kommentar 4.

15. *An den Anfang von Modul 1 ist eine Beschreibung der dem Regelwerk zu Grunde gelegten Sicherheitsphilosophie zu stellen.*

Bisher nicht erfolgt. Die Anzahl der Beweise einer Änderung der Sicherheitsphilosophie ist allerdings erdrückend (Verschärfungen z.B. beim Einzelfehlerkonzept oder bei der Barrierenintegrität, teilweise Einbeziehung der Sicherheitsebene 4 in den Vorsorgebereich).

16. *Das Regelwerk ist so zu gestalten, dass eine innerhalb Deutschlands einheitliche Begutachtung gleichartiger kerntechnischer Sachverhalte durch die zugezogenen Sachverständigen ermöglicht wird.*

Durch die Aufnahme weiterer Themen in die KTA-Regeln (z.B. Modul 10, 1.2 „Einzelfehlerkonzept“) könnten Anforderungen, die im übergeordneten Regelwerk zu allgemein formuliert sind, konkretisiert werden und dadurch eine einheitliche Begutachtung durch Sachverständige sicherstellen. Siehe auch Kommentar 9.

17. *Unklare oder bisher nicht übliche Begriffe und unpräzise Formulierungen sind zu vermeiden.*

Es werden unklare⁶, unübliche⁷ und unbestimmte Begriffe⁸ sowie unpräzise⁹ und unverständliche Formulierungen¹⁰ verwendet.

18. *Bedeutsame Abweichungen gegenüber dem bisherigen Regelwerk sind deutlich hervorzuheben. Dabei ist zu kennzeichnen, welche Abweichungen auf dem Vergleich des bisherigen Regelwerks mit der nach dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge beruhen und welche darüber hinaus gehen, also insoweit einen deutschen Sonderweg darstellen.*

Das BMU hat zugesagt, zusammen mit der Revision B einen synoptischen Vergleich mit dem bestehenden Regelwerk zu veröffentlichen.

19. *Es sollte ein Projektplan vorgelegt werden, der erstens den Zeitrahmen vorgibt, innerhalb dessen die einzelnen Module erstellt werden sollen, und der zweitens darstellt, wie bei der Abstimmung der einzelnen Module untereinander (insbesondere Abstimmung zwischen Modul 6 und den übrigen Modulen) verfahren werden wird.*

Ein solcher Projektplan wurde nicht vorgelegt.

⁶ Z.B. in Modul 11 „spezifikationsgerechter Zustand der abzutransportierenden Brennelemente“.

⁷ Z.B. in Modul 3 „grundlegende Sicherheitsfunktion“ statt „Schutzziel“ oder in Modul 10, 3.3.6 (3) „Brandgefahrenanalyse“.

⁸ Z.B. in Modul 8 „Verdachtsmomente“.

⁹ Z.B. in Modul 4, 2.2.5 (1) „hinsichtlich der Untersuchungen von Folgeschäden Annahmen..., die alle möglichen Versagensarten abdecken“.

¹⁰ Z.B. in Modul 10, 1.2.1 (14) „Folgende Fehler sind unterstellt und sind kein Einzelfehler im Sinne dieser Regel ist die Annahme der Nichtberücksichtigung“.

20. Nach Fertigstellung des Regelwerks sollten die bisherigen einschlägigen Regelungen entweder entfallen oder – im Falle der weiterhin bestehenden KTA-Regeln – überarbeitet werden, um Überschneidungen oder Widersprüche zu vermeiden.

Eine solche Überarbeitung ist vorgesehen. Allerdings sollte die Überarbeitung teilweise noch vor Fertigstellung des Regelwerks erfolgen, um den hohen Detaillierungsgrad v.a. der Module 3, 7, 8 und 9 zu reduzieren.

21. Internetplattform: Sofern das BMU einigen Verbesserungsvorschlägen nicht folgen oder bestimmten Einwänden nicht entsprechen kann, sollten in der begleitenden Dokumentation im Internet für jedermann nachvollziehbar konkret die Gründe für die Ablehnung eines jeden Verbesserungsvorschlags bzw. Einwands dargestellt werden.

Keine Offenlegung der Gründe für die Ablehnung von Verbesserungsvorschlägen und Einwänden. Für die Einwände des StMUGV vom 10.02.2006 ist auf der Internetplattform noch nicht einmal angegeben, ob sie bearbeitet werden.

22. Es wird für erforderlich gehalten, dass das BMU das Regelwerk noch im Entwurfsstadium auch international – etwa bei Fachtagungen – zur Diskussion stellt.

Siehe Kommentar 10.

StMUGV-Schreiben vom 27.10.2005

23. Es bleibt unklar, welche der bisher gültigen Bekanntmachungen des BMU künftig in den einzelnen Modulen des neuen Regelwerks aufgehen oder parallel hierzu fortbestehen. Entsprechendes gilt für die veröffentlichten Empfehlungen und Stellungnahmen der RSK und gegebenenfalls auch der SSK.

Der Wegweiser, der diesen Zweck erfüllen soll, ist unvollständig. Siehe auch Kommentar 18.

24. Wegen der im folgenden beschriebenen Defizite wird gebeten, die „Erläuterungen“ des BMU mit dem Titel „Grundlagen für die Sicherheit von Kernkraftwerken“ einer umfassenden Überarbeitung zu unterziehen und die dem neuen Regelwerk zugrundegelegte Sicherheitsphilosophie einschließlich eines Überblicks über seine Systematik und Gesamtstruktur an den Anfang zu stellen.

Die „Erläuterungen“ sind nicht überarbeitet worden. Ein Überblick ist nicht erstellt worden.

25. *Es ist unklar, was mit dem „in Deutschland fortgeschrittensten Stand unter Berücksichtigung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik“ gemeint ist (Nr. 2, 1. Absatz der „Erläuterungen“).*

Siehe Kommentar 24.

26. *Es ist nicht ersichtlich, in welcher Form und in welchem Umfang das IAEA-Regelwerk „berücksichtigt“ wurde (Nr. 2, 2. Absatz der „Erläuterungen“). Entsprechendes gilt für die Referenzniveaus der WENRA.*

Siehe Kommentar 5.

27. *Aus unserer Sicht richtet sich das Regelwerk in erster Linie an die Hersteller und Betreiber von Kernkraftwerken und mittelbar auch an die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder und die von ihnen zugezogenen Sachverständigen (Nr. 3, 1. Satz der „Erläuterungen“).*

Das BMU hat beim Workshop am 23.01.2006 erläutert, dass sich das Regelwerk nach seiner Ansicht in erster Linie an die Sachverständigen richtet. Deshalb sei auch die Indikativform gewählt worden. Diese Auffassung des BMU entspricht nicht der allgemeinen Auffassung und wird nicht geteilt.

28. *Es fehlen Hinweise, wie die „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren (insbesondere bei älteren Anlagen) anzuwenden sind.*

In der BMU-Logik sind solche Hinweise nicht nötig, da es lediglich Aufgabe der Behörden sei, Abweichungen vom Sollzustand einer idealen Anlage, die von den Sachverständigen für eine konkrete Anlage festgestellt werden, zu bewerten.

29. *Die Beschreibung des Verhältnisses zwischen den „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ und den sicherheitstechnischen Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) befriedigt nicht (Nr. 4 der „Erläuterungen“).*

Siehe Kommentar 1.

30. *Aus der Aufgabenstellung des KTA ergibt sich, dass eine förmliche Verabschiedung der „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ durch den KTA unverzichtbar ist.*

Laut Beschluss des Hauptausschusses des LAA vom 19.01.2006 soll das Regelwerk vom LAA verabschiedet werden. Die Forderung nach Verabschiedung durch den KTA konnte von den Ländern nicht durchgesetzt werden.