



**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums

Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums

Teil 1:

Technisch-wissenschaftliche
Begutachtung der nach Stand
von Wissenschaft und Technik
über die Beherrschung der
„gängigen“ Auslegungsstö-
fälle hinausgehenden im In-
und Ausland verwirklichten
Maßnahmen

Erstellt durch

**Gesellschaft für Anlagenund
Reaktorsicherheit (GRS)
mbH**

Teil 2:

Rechtswissenschaftliche
Begutachtung der nach Stand
von Wissenschaft und Technik
erforderlichen Vorsorge gegen
Schäden

Erstellt durch

Prof. Dr. Gerhard Roller

August 2002

Anmerkung:

Dieser Bericht gibt die fachliche
Meinung der GRS und von Herrn
Prof. Dr. Roller wieder und muss
nicht mit der Meinung des Auf-
traggebers BMU übereinstimmen.

Deskriptoren:

Auslegung, Gutachten, Recht, Risiko, Schadensverhütung, Sicherheitskonzeption, Störfall, Unfall

Vorwort

Mit Schreiben vom 26.03.01 veranlasste das BMU ein interdisziplinäres (technisch-naturwissenschaftliches/rechtswissenschaftliches) Gutachten zur Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums bei der GRS. Dabei soll die technisch-wissenschaftliche Begutachtung durch die GRS und die rechtswissenschaftliche Begutachtung durch Herrn Prof. Dr. Roller in einem Unterauftrag der GRS erstellt werden. Das rechtliche Teilgutachten soll auf dem technischen Teilgutachten aufbauen

Durch die technisch-wissenschaftliche Begutachtung der GRS soll festgestellt werden, welche Maßnahmen über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle hinaus in Deutschland und im Ausland verwirklicht sind. Dabei ist festzuhalten, ob dies auf behördliche Anordnung und ob eine Genehmigung der Errichtung oder des Betriebs hinsichtlich des auslegungsüberschreitenden Bereichs erfolgte. Darüber hinaus ist zu bewerten, in wie weit die Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich von der internationalen Wissenschaft als Sicherheitsgewinn beurteilt und welche Anforderungen an die Maßnahmen gestellt werden.

Auf der Grundlage der technisch-wissenschaftlichen Arbeiten der GRS soll durch eine rechtliche Prüfung von Herrn Prof. Dr. Roller der Begriff der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen „Vorsorge gegen Schäden“ definiert und präzisiert werden. Dabei soll insbesondere auch geklärt werden, welche Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ der „Schadensvorsorge“ nach der Sicherheitsphilosophie des Atomgesetzes zugerechnet werden dürfen.

Der nachfolgende Teil 1 dieses Berichts umfasst das technisch-wissenschaftliche Gutachten der GRS und Teil 2 das rechtswissenschaftliche Gutachten von Herrn Prof. Dr. Roller. Für die Teile 1 und 2 tragen jeweils die Ersteller die alleinige Verantwortung. Die Gutachten wurden aber in enger Kooperation durchgeführt, so dass die rechtliche Subsumtion und Bewertung von Herrn Prof. Roller nahtlos auf dem technischen Teilgutachten der GRS aufbaut.

Beide Gutachter versichern, dass die jeweiligen Teile des Gutachtens nach bestem Wissen und Gewissen frei von Ergebnisweisungen erstellt wurden.

Bei den Arbeiten zur Erstellung des Gutachtens wurden, soweit zutreffend, die „Sachverständigen-Grundsätze der Bundesaufsicht über Atomkraftwerke“ (Stand Juli 2001) berücksichtigt.

Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums

Teil 1:

Technisch-wissenschaftliche
Begutachtung der nach Stand
von Wissenschaft und Tech-
nik über die Beherrschung der
„gängigen“ Auslegungsstörfäl-
le hinausgehenden im In- und
Ausland verwirklichten Maß-
nahmen

Erstellt durch
**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung.....	1
2	Ableitung des ausführungsunabhängigen Bewertungsmaßstabs für die Sicherheitsebene 4 und dessen Einbeziehung in das „Gestaffelte Sicherheitskonzept“	3
2.1	Überblick über die Entwicklung des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“	4
2.2	Struktur des zugrunde gelegten Bewertungsmaßstabes	7
3	Über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle hinaus in Deutschland verwirklichte Maßnahmen	19
3.1	Zusammenstellung der grundlegenden Sicherheitsanforderungen aus dem aktuellen kerntechnischen Regelwerk sowie den neueren sicherheitstechnischen Erkenntnissen	20
3.1.1	Sicherheitsziele	21
3.1.2	Schutzziele mit Schutzzielkriterien	22
3.1.3	Einzubeziehende Ereignisse bzw. Zustände	23
3.1.4	Anforderungen an die Ausbildung von Schutzmaßnahmen und deren Zuverlässigkeit	26
3.1.5	Nachweisanforderungen	28
3.2	Zusammenstellung der in verschiedenen Gutachten als Bewertungsmaßstab für störfallüberschreitende Maßnahmen verwendeten Sicherheitsanforderungen	29
3.2.1	Sicherheitsebene 4a	30
3.2.2	Sicherheitsebenen 4b und 4c.....	33
3.3	Zuordnung zu den Sicherheitsebenen der in Kernkraftwerken in Deutschland verwirklichten störfallüberschreitenden Maßnahmen	34
3.3.1	Sicherheitsebene 4a	35
3.3.2	Sicherheitsebenen 4b und 4c.....	38
3.4	Zusammenfassung der Situation in Deutschland.....	39

4	Über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle hinaus im Ausland verwirklichte Maßnahmen	43
4.1	Übersicht über Vorgehensweisen zur Implementierung von störfallüberschreitenden Maßnahmen im Ausland	43
4.2	Internationale Anforderungen für störfallüberschreitende Maßnahmen	50
4.3	Zusammenfassung der Situation im Ausland.....	53
5	Behördliche Umsetzung der störfallüberschreitenden Maßnahmen	55
5.1	Deutschland	55
5.2	Ausland	55
5.3	Zusammenfassung.....	57
6	Sicherheitsgewinn und -anforderungen im auslegungs- überschreitenden Bereich nach internationaler Wissenschaft	59
6.1	Beschreibung der Situation zur Ausbildung der 4. Sicherheitsebene in Kernkraftwerken in Deutschland	59
6.2	Bewertung des Sicherheitsgewinns störfallüberschreitender Maßnahmen im Ausland	61
6.3	Zusammenfassung.....	64
7	Generelle Zusammenfassung und Fazit	67
	Literaturverzeichnis	71

Anlagenverzeichnis

- Anlage 1: Zusammenstellung grundlegender Anforderungen der Sicherheitsebenen 3 und 4 nach Regelwerk
- Anlage 1: Zusammenstellung grundlegender Anforderungen der Sicherheitsebenen 3 und 4 nach Regelwerk (Fortsetzung)
- Anlage 2: Überblick über Nachweisanforderungen und Wirksamkeitsbedingungen Sicherheitsebene 3 im kerntechnischen Regelwerk und neueren Entwicklungen
- Anlage 2: Überblick über Nachweisanforderungen und Wirksamkeitsbedingungen Sicherheitsebene 3 im kerntechnischen Regelwerk und neueren Entwicklungen (Fortsetzung)
- Anlage 3: Überblick über system- und verfahrenstechnische Anforderungen Sicherheitsebene 3 im kerntechnischen Regelwerk und in neueren Entwicklungen
- Anlage 3: Überblick über system- und verfahrenstechnische Anforderungen Sicherheitsebene 3 im kerntechnischen Regelwerk und in neueren Entwicklungen (Fortsetzung)
- Anlage 4: Überblick über Anforderungen an Maßnahmen und Nachweise Sicherheitsebene 4 im kerntechnischen Regelwerk
- Anlage 5a: Übersicht über die Ausbildung von Maßnahmen zur Beherrschung von Zuständen der Sicherheitsebene 4a in repräsentativen Kernkraftwerken
- Anlage 5b: Übersicht über AM-Maßnahmen der Sicherheitsebenen 4b/4c in repräsentativen Kernkraftwerken
- Anlage 5c: On-site Accident Management Measures for PWR, status of implementation /87/
- Anlage 5d: On-site Accident Management Measures for BWR, status of implementation /87/
- Anlage 6a: Übersicht über Maßnahmen zur Beherrschung von ATWS, Flugzeugabsturz und Druckwelle aus chemischen Reaktionen im Ausland
- Anlage 6b: Übersicht über AM-Maßnahmen im Ausland
- Anlage 7: Angaben zu Genehmigungen für Maßnahmen der 4. Sicherheitsebene

1 **Einleitung**

Mit Schreiben vom 26.03.01 veranlasste das BMU ein interdisziplinäres (technisch-naturwissenschaftliches/rechtswissenschaftliches) Gutachten zur „Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums“ bei der GRS /1, 2/. Dabei soll die technisch-wissenschaftliche Begutachtung durch die GRS und die rechtswissenschaftliche Begutachtung durch Herrn Prof. Dr. Roller in einem Unterauftrag der GRS erstellt werden. Das rechtliche Teilgutachten soll auf dem technischen Teilgutachten aufbauen.

Die von der GRS durchzuführende technisch-wissenschaftliche Begutachtung soll feststellen, welche Maßnahmen über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle hinaus in Deutschland und im Ausland verwirklicht sind. Dabei ist festzuhalten, ob dies auf behördliche Anordnung und ob eine Genehmigung der Errichtung oder des Betriebs hinsichtlich des die gängige Auslegung überschreitenden Bereichs erfolgte. Darüber hinaus ist zu bewerten, in wie weit die Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich von der internationalen Wissenschaft als Sicherheitsgewinn beurteilt und welche Anforderungen an die Maßnahmen gestellt werden.

Auf der Grundlage der technisch-wissenschaftlichen Arbeiten der GRS soll durch eine rechtliche Prüfung von Herrn Prof. Dr. Roller der Begriff der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen „Vorsorge gegen Schäden“ definiert und präzisiert werden.

Die Ermittlung des Sachverhalts zur „Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums“ in Deutschland baut auf den aus dem aktuellen kerntechnischen Regelwerk und den in der GRS verfügbaren Unterlagen über Genehmigungsverfahren und zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung zu ausgewählten Anlagen ableitbaren grundlegenden Anforderungen zu Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich auf. Darüber hinaus werden neuere sicherheitsrelevante Erkenntnisse aus dem Betrieb, weiteren Sicherheitsprüfungen sowie der Sicherheitsforschung und -entwicklung einbezogen.

Zur Ermittlung des Sachverhalts im Ausland wurden die bei der GRS vorhandenen Unterlagen herangezogen. Darüber hinaus hat sich die GRS mit einem Questionnaire an die zuständigen Behörden in USA, Frankreich, England und Schweden gewendet. Zur Frage der Bewertung des Sicherheitsgewinns der Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich aus ausländischer Sicht wurden aktuelle Veröffentlichungen der IAEA herangezogen.

Die Gutachtenserarbeitung dient der Beantwortung folgender dem Auftrag des BMU /1/ entnommener Fragestellungen:

1. Welche Maßnahmen sind über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle hinaus in Deutschland und im Ausland verwirklicht?
2. Erfolgte dies für den auslegungsüberschreitenden Bereich auf behördliche Anordnung und durch Genehmigung der Errichtung oder des Betriebs?
3. In wie weit werden die Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich von der internationalen Wissenschaft als Sicherheitsgewinn beurteilt und welche Anforderungen werden an die Maßnahmen gestellt?

Die sicherheitstechnische Grundlage für die vorliegende Ausarbeitung bildet das „Gestaffelte Sicherheitskonzept“.

Im nachfolgenden Kapitel 2 werden zunächst die wesentlichen für das Verständnis der Stellungnahme erforderlichen Zusammenhänge im „Gestaffelten Sicherheitskonzept“ aufgezeigt und der zu Grunde gelegte Bewertungsmaßstab dargestellt. Die weiteren Ausarbeitungen konzentrieren sich auftragsgemäß auf die Sicherheitsebene 4 des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“. Bezüge zur Sicherheitsebene 3 werden immer dann hergestellt, wenn dies zur Erläuterung der Sicherheitsebene 4 erforderlich ist.

Erläuterungen zu den Fragestellungen des BMU und die Beantwortungen der Fragen selbst werden in den Kapiteln 3, 4, 5 und 6 vorgenommen. Die 1. Frage: „Welche Maßnahmen sind über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle hinaus in Deutschland und im Ausland verwirklicht?“ wird in Bezug auf die Situation in Deutschland in Kapitel 3 und in Bezug auf die Situation im Ausland in Kapitel 4 beantwortet. Die Beantwortung der 2. Frage: „Erfolgte dies für den auslegungsüberschreitenden Bereich auf behördliche Anordnung und durch Genehmigung der Errichtung oder des Betriebs?“ wird in Kapitel 5 und die der 3. Frage: „In wie weit werden die Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich von der internationalen Wissenschaft als Sicherheitsgewinn beurteilt und welche Anforderungen werden an die Maßnahmen gestellt?“ wird in Kapitel 6 durchgeführt. Eine generelle Würdigung der Ergebnisse der durchzuführenden technischen Arbeiten zu den Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich erfolgt dann im Kapitel 7.

2 Ableitung des ausführungsunabhängigen Bewertungs- maßstabs für die Sicherheitsebene 4 und dessen Einbeziehung in das „Gestaffelte Sicherheitskonzept“

Die sicherheitstechnische Grundlage für den zur Beantwortung der Fragestellungen des BMU anzuwendenden Bewertungsmaßstab bildet das „Gestaffelte Sicherheitskonzept“. Dabei wird das „Gestaffelte Sicherheitskonzept“ zugrunde gelegt, wie es in seinen Grundsätzen bereits in den Sicherheitskriterien /7/ beschrieben ist und seinen Niederschlag gefunden hat in beiden bisherigen Berichten der Bundesregierung für die Überprüfungskonferenzen im Rahmen der nuklearen Sicherheitskonvention /29, 40/. Das „Gestaffelte Sicherheitskonzept“ ist auch Grundlage der derzeitigen Arbeiten zur Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerks unter der Bezeichnung „KTA-2000“ /30/ und wird von der GRS bei allen im Auftrag des BMU durchzuführenden Sicherheitsbewertungen herangezogen /6/. Weitergehende Ausführungen zum „Gestaffelten Sicherheitskonzept“ sind dann im Kapitel 2.2 enthalten.

Das kerntechnische Regelwerk reflektiert die Entwicklung der technischen Erfahrungen mit Auslegung, Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken. Es enthält neben den Sicherheitsgrundsätzen und den entsprechenden grundsätzlichen Sicherheitsanforderungen auch Festlegungen, die sich auf spezielle technische Ausführungen sicherheitsrelevanter Komponenten und Systeme beziehen, die dem Kenntnisstand und den technischen Möglichkeiten zum Zeitpunkt der Regelerstellung entsprechen. Bedingt durch die Fortschreibung des kerntechnischen Regelwerks kann der Umfang und die Ausbildung der Schutzmaßnahmen auf den einzelnen Sicherheitsebenen des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke deshalb unterschiedlich sein. Nach Regelwerk ist es aber möglich, dass gleichwertige andere technische Lösungen angewandt werden können als die im Regelwerk zugrunde gelegten Ausführungen. Als Grundlage für eine Sicherheitsbewertung nach einheitlichen Maßstäben sind deshalb die unabhängig von der technischen Ausführung der bestehenden Kernkraftwerke nach Stand von Wissenschaft und Technik geltenden grundlegenden Sicherheitsanforderungen heranzuziehen /19/.

Im Verständnis dieser gutachterlichen Stellungnahme umfasst das angesprochene kerntechnische Regelwerk die Strahlenschutzverordnung, die BMI-Sicherheitskriterien, die BMI-Störfall-Leitlinien, Richtlinien und Empfehlungen des BMU, die RSK-Leitlinien, Empfehlungen der RSK und SSK und die Regeln des KTA. Hinzu kommen die Leitfähden des BMU zur Durchführung der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ).

Dabei repräsentiert das aktuelle Regelwerk im Wesentlichen den Stand der Sicherheitstechnik zum Zeitpunkt der Genehmigung der neueren Kernkraftwerke vom Typ „Konvoi“.

Im Folgenden wird in Kapitel 2.2 die Struktur des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ sowie dessen Anwendung bei der Sicherheitsbewertung erläutert. Die aus dem kerntechnischen Regelwerk abgeleiteten und den Sicherheitsebenen zugeordneten grundlegenden Sicherheitsanforderungen werden dann im Kapitel 3.1 beschrieben.

Eingangs erfolgt jedoch ein kurzer Überblick über die Entwicklung des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ seit Beginn der Kernenergieentwicklung in Deutschland.

2.1 Überblick über die Entwicklung des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“

In den Anfängen der Kernenergieentwicklung in Deutschland vor mehr als 30 Jahren wurde der Auslegung von Kernkraftwerken ein Sicherheitskonzept mit zunächst drei Sicherheitsebenen zugrunde gelegt, das letztlich auf die Beherrschung eines abdeckenden „größten anzunehmenden Unfalls (GAU)“ /54/ ausgerichtet war.

Das für wassergekühlte Reaktoren herangezogene GAU-Konzept ist bereits in 1967 ausführlich von Kuhlmann /53/, getrennt nach Anwendung bei DWR und SWR, beschrieben. Danach müssen die Schutzmaßnahmen so bemessen sein, dass „Auswirkungen im Hinblick auf den GAU in tragbaren Grenzen gehalten werden“. Die Konzentrierung auf den GAU wird im Grunde mit unzureichenden Kenntnissen über Ursachen und Wirkungen einschließlich deren Wechselwirkungen bei komplexen „Unfallabläufen“ begründet. Auch Smidt /54/ beschreibt das GAU-Konzept als Grundlage für die durchzuführende „Unfallanalyse“. Nach Auffassung von Smidt besteht aber kein Zweifel, dass mit wachsender Erfahrung die Unfallanalyse differenzierter wird, weitere „Unfallketten“ werden in /54/ auch angeführt. Darüber hinaus werden die Grundzüge eines präventiv wirkenden Sicherheitskonzepts erläutert, das „aus einem Funktionssystem mit dem Zweck, zuverlässig Strom zu erzeugen und einem Sicherheitssystem zum Schutz des Funktionssystems“ sowie zur Reduzierung der Folgen bei Störungen des Funktionssystems besteht. Dieser Ansatz spiegelt sich grundsätzlich auch in Arbeiten des Instituts für Reaktorsicherheit, einem Vorläufer der GRS, in den Jahren 1965 – 1967 zur Entwicklung von „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ /59, 60/ wieder. Das Sicherheitskonzept hat in der Folge eine intensive Weiterentwicklung erfahren. Nach

Smidt /55/ besteht die übergreifende Strategie der Reaktor-Sicherheitstechnik darin, „Unfälle auszuschließen und Störfälle sehr unwahrscheinlich“ zu machen. Die grundsätzliche Vorgehensweise zur Erfüllung dieser Forderung wird durch das Mehrstufenprinzip („defense-in-depth“) beschrieben, das zu diesem Zeitpunkt aus drei Sicherheitsebenen mit dem Ziel der „Verhinderung eines Ungleichgewichtes zwischen erzeugter und abgeführter Wärme“ /55/ besteht:

1. Sicherheitsebene: Basissicherheit und Qualitätssicherung
2. Sicherheitsebene: Störfallverhinderung
3. Sicherheitsebene: Folgenbegrenzung von Störfällen

In diesem Sicherheitskonzept muss gewährleistet sein, dass die für die Abschaltung und Nachwärmeabfuhr erforderlichen Systeme auch bei Einwirkungen aus sehr seltenen übergreifenden Einwirkungen (z.B. Flugzeugabsturz) funktionsfähig bleiben /55/. Ohne jedoch einer spezifischen Sicherheitsebene zuzuordnen wurde bereits damals die Notwendigkeit weiterer über die Maßnahmen zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle erforderlicher Funktionen zur Wärmeabfuhr und Rückhaltung radioaktiver Stoffe diskutiert /54, 55/.

Vergleichbare Anforderungen an die Ausbildung eines Sicherheitskonzepts für KKW, speziell bezogen auf die Auslegung von Konvoi-Anlagen, werden in einer späteren Veröffentlichung /56/ beschrieben.

Das dreistufige Sicherheitskonzept wurde in den 70er Jahren auf Empfehlung der RSK durch die Auslegung gegen zivilisationsbedingte Einwirkungen von außen, wie z.B. Flugzeugabsturz und Druckwelle aus chemischen Explosionen, erweitert. Wegen ihrer sehr kleinen Häufigkeiten wurden von der RSK die mit diesen Einwirkungen verbundenen Ereignisabläufe nicht mehr zu den Auslegungsstörfällen gezählt. Sie wurden einer Gruppe von sehr seltenen Ereignissen zugeordnet, für die über die Auslegungsstörfälle hinaus Vorkehrungen zu treffen waren /85/. Damit war prinzipiell die 4. Sicherheitsebene eingeführt. Wegen einer vergleichbar geringen Eintrittswahrscheinlichkeit wurde dann auch der ATWS („zu erwartende Transiente mit zusätzlich unterstelltem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung“) dieser Gruppe von sehr seltenen Ereignissen zugewiesen /55, 85/.

Obwohl nicht explizit genannt, wurden aber auch durch eine konservativere Auslegung als sie für den jeweiligen Fall technisch erforderlich war, eine Reserve für Anforderungen aus sehr seltenen, nicht näher bezeichneten Ereignissen bzw. Zuständen geschaffen und damit Voraussetzungen für eine 4. Sicherheitsebene geschaffen. In der Risikostudie Phase B /34/ wird dazu ausgeführt: „Kernkraftwerke besitzen auch dann noch Sicherheitsreserven, wenn Auslegungsgrenzen überschritten werden.“ Und weiter: „Die Untersuchungen zeigen, dass zu auslegungsüberschreitenden Störfallabläufen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen eine weitere Sicherheitsebene geschaffen werden kann.“

Im Rahmen der Risikostudie Phase B /34/ und weiterer, durch den BMU geförderter Untersuchungen /65/ hat sich gezeigt, dass auch bei Ausfall der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Maßnahmen in den meisten Fällen noch genügend Zeit vorhanden ist, um durch flexiblen Einsatz vorhandener Maßnahmen Kernschmelzen zu verhindern. Damit wurden auch die inhaltlichen Voraussetzungen für die Erweiterung der 4. Sicherheitsebene um die sogen. präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes geschaffen. Diese dann auf Empfehlung der RSK und insbesondere nach Tschernobyl /82/ eingeführten Maßnahmen wurden noch durch die ebenfalls von der RSK empfohlenen schadensmindernden Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ergänzt, durch die sich zumindest die Folgen eines nicht mehr zu verhindernen Schmelzens des Reaktorkerns noch mindern lassen. Das nunmehr aus 4 Sicherheitsebenen bestehende Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke ist im Abschlussbericht der RSK über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland /13/ ausführlich beschrieben und ist, bezogen auf die anlagenbezogenen Maßnahmen und Einrichtungen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen in Übereinstimmung mit den in 1988 veröffentlichten Empfehlungen von INSAG in INSAG-3 /57/, Kapitel 3.2.1 und Anhang. In INSAG-3 /57/ wird eine weitere, die fünfte Sicherheitsebene beschrieben, die die Maßnahmen und Anforderungen des „off-site emergency response“ behandelt. Die vorliegende Ausarbeitung ist gemäß Auftrag /1/ begrenzt auf die anlagenbezogenen Aspekte der Sicherheit, insofern ist die 5. Sicherheitsebene hier nicht Gegenstand weiterer Diskussionen.

Das aus 4 Sicherheitsebenen bestehende Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke ist auch Grundlage für die Durchführung der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen in Kernkraftwerken in Deutschland. Die in diesem Sicherheitskonzept einzuhaltenden Anforderungen sowie die Vorgehensweisen zum Nachweis ihrer Erfüllung sind in den seit Mitte der 90-iger Jahre geltenden Leitfäden zur PSÜ /19/ angegeben.

2.2 Struktur des zugrunde gelegten Bewertungsmaßstabes

Das dem Bewertungsmaßstab zu Grunde liegende „Gestaffelte Sicherheitskonzept“ für Kernkraftwerke umfasst nach INSAG-10: „Defense-in-Depth in Nuclear Safety“ /58/ wie auch den für die Durchführung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) in Deutschland entwickelten und angewendeten Leitfäden /19/ mehrere Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe und Maßnahmen zum Schutz der Barrieren auf mehreren Sicherheitsebenen.

Die Barrieren zum Einschluss der im Wesentlichen im Reaktorkern konzentrierten radioaktiven Stoffe sind die Brennstabhüllen, die druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislaufts und der Sicherheitsbehälter.

Die Maßnahmen zum Schutz dieser Barrieren werden in Übereinstimmung mit den PSÜ-Leitfäden /19/ vier Ebenen zugeordnet, die sich auf die Zustände der Reaktoranlage beziehen, die als Störungen im Normalbetrieb, anomaler Betrieb, Störfälle und Unfälle charakterisiert sind. Dabei wird unterschieden nach den Schutzmaßnahmen

- zur Vermeidung von Störungen im Normalbetrieb (Ebene 1)
- zur Beherrschung des Anomalen Betriebs (Ebene 2)
- zur Beherrschung von Störfällen (Ebene 3)
- zur Beherrschung der sehr seltenen Ereignisse sowie Vermeidung oder Schadensminderung von Unfällen (Ebene 4)

In der Sicherheitspraxis in Deutschland wird auf der vierten Ebene nochmals unterschieden. Die PSÜ-Leitfäden /19/ differenzieren in der 4. Sicherheitsebene nach „speziellen, sehr seltenen Ereignissen“ und „auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen“. Im Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland zur 2. Überprüfungs-konferenz im Rahmen der nuklearen Sicherheitskonvention /40/ wird die 4. Sicherheitsebene dann in insgesamt 3 weitere Sicherheitsebenen¹, denen die im Folgenden aufgelisteten Sicherheitsziele zugeordnet wurden, aufgegliedert:

¹ Im Folgenden werden diese Sicherheitsebenen durchgehend nummeriert in 4a, 4b, 4c. Dieses Vorgehen folgt auch Vorschlägen der GRS für die Sicherheitsbewertung bestehender Kernkraftwerke.

- Beherrschung der sehr seltenen Ereignissen ATWS und Notstandsfälle
(„control of specific very rare events“) (Ebene 4a)
- Vermeidung von Kernschäden („prevention of core damage“) (Ebene 4b)
- Begrenzung der Auswirkungen im Falle von Kernschäden
(„limitation of the impacts to the environment in case of core damage“) (Ebene 4c)

Als Notstandsfälle werden nach den PSÜ-Leitfäden /19/ die übergreifenden zivilisatorischen externen Einwirkungen wie z.B. Flugzeugabsturz bezeichnet.

Die oben geschilderten Zusammenhänge von Ereignissen bzw. Zuständen und Schutzmaßnahmen im „Gestaffelten Sicherheitskonzept“ sind in einer neueren Ausarbeitung der GRS zu „Anforderungen an die Erstellung probabilistischer Sicherheitsanalysen der Stufe 2“ /88/ ausführlich erläutert. Diese Zusammenhänge sind in Bild 1 schematisch aufgezeigt.

Danach können Schadensmechanismen, auch in Folge von übergreifenden Einwirkungen, unmittelbar zu Ereignissen auf den einzelnen Ebenen führen, durch die Schutzmaßnahmen dann auf der jeweiligen Ebene angefordert werden. Sind Schutzmaßnahmen der betreffenden Ebenen unwirksam – entweder durch spontanes Versagen oder in Folge übergreifender Einwirkungen – können Schutzmaßnahmen höherer Ebenen zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses erforderlich werden.

Durch Störungen im Normalbetrieb werden Betriebssysteme angefordert. Sollten die zur Beherrschung einer Störung erforderlichen Betriebssysteme nicht ausreichend wirksam sein, werden Begrenzungseinrichtungen des anomalen Betriebs angefordert.

Sind die betrieblichen Systeme (Betriebssysteme und Begrenzungseinrichtungen) zur Wärmeabfuhr bei Störungen im Normalbetrieb oder beim anomalen Betrieb nicht ausreichend wirksam, kommt es zu einem Störfall (z.B. Betriebs-Transiente geht über in Störfall-Transiente). Ein Störfall kann auch unmittelbar durch einen Schadensmechanismus ausgelöst werden (z.B. Kühlmittelverlust durch Leck infolge eines Schadens an der druckführenden Umschließung). Die Beherrschung von Störfällen erfordert Sicherheitsfunktionen.

Für sehr seltene auslösende Ereignisse, die durch das Sicherheitssystem mit den Sicherheitsfunktionen nicht beherrscht werden, werden Sicherheitsfunktionen der

ATWS- und Notstandssysteme angefordert. Sind die Sicherheitsfunktionen des Sicherheitssystems sowie der ATWS- und Notstandssysteme nicht wirksam, so tritt ein Systemschadenzustand auf. In diesem Fall kann ein Kernschadenzustand nur noch durch präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen verhindert werden. Bei einem Kernschadenzustand müssen mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen wirksam werden, um ein Versagen des Sicherheitsbehälters und die Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung zu verhindern (bzw. die Freisetzung zu begrenzen).

In Bild 2 sind dann weiterhin die Ebenen mit den betreffenden Zuständen und Schutzmaßnahmen sowie die für die zu erreichenden „sicheren Zustände (sZ)“ charakteristischen Sicherheitsziele zusammengestellt. Wie daraus hervorgeht wird bei den Sicherheitszielen nach technischen und radiologischen Zielen unterschieden. Dabei sind die technischen Sicherheitsziele mit den radiologischen verknüpft. Die technischen Sicherheitsziele sind als Voraussetzung dafür zu erreichen, dass die radiologischen Sicherheitsziele erreicht werden.

Die radiologischen Sicherheitsziele unterscheiden nach Strahlenschutzverordnung /51/ zwischen der Strahlenexposition außerhalb und innerhalb des umzäunten Anlagegebietes, d.h. zwischen Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung (außerhalb) und beruflich strahlenexponierten Personals (innerhalb). Als grundsätzliches Sicherheitsziel ist nach Strahlenschutzverordnung /51/ für alle Ebenen eine Minimierung der Strahlenexposition anzustreben. Darüber hinaus werden dort auch Grenzwerte für messtechnisch ermittelte Werte der Strahlenexposition von Einzelpersonen der Bevölkerung durch Ableitung über vorgegebene Pfade und des beruflich strahlenexponierten Personals angegeben. Weiterhin sind Planungsrichtwerte für rechnerisch ermittelte Werte der Strahlenexposition durch Freisetzung in die Umgebung bei Störfällen einzuhalten. Auf der Sicherheitsebene 4 existiert kein quantitatives radiologisches Sicherheitsziel für die Bevölkerung in der Umgebung.

Die technischen Sicherheitsziele² können auch durch die in den PSÜ-Leitfäden /19/ angegebenen bekannten Schutzziele der Reaktorsicherheit charakterisiert werden:

² In den PSÜ-Leitfäden /19/ werden aber – im Gegensatz zu internationalen Empfehlungen, wie z.B. in INSAG-12 /26/ – die den Sicherheitsebenen zugeordneten radiologischen Sicherheitsziele im Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“ zusammengefasst. Der hier verwendete Bewertungsmaßstab lehnt sich an internationalen Empfehlungen an und verwendet im Weiteren als Schutzziele die oben angegebenen „Schutzziele der Reaktorsicherheit“.

- Kontrolle der Kettenreaktion bei der Kernspaltung einschließlich Abschaltung des Reaktors (Reaktivitätskontrolle)
- Kühlung der Brennelemente (Brennelementkühlung)
- Einschluss der radioaktiven Stoffe durch die Brennstabhüllen, die druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislafs und den Sicherheitsbehälter (Barrierenintegrität)

Dabei wird in einer Veröffentlichung der GRS /6/ als Barrierenintegrität unter technischen Gesichtspunkten die Dichtheit und Integrität der Brennstabhüllen, der Bruchausschluss der druckführenden Umschließung sowie die Dichtheit und Integrität des Sicherheitsbehälters verstanden. Bruchausschluss bedeutet danach weiterhin, dass für die betreffenden Komponenten ein Integritätsverlust in begrenztem Umfang zwar eintreten kann, aber ein vollständiger Verlust der Integrität praktisch auszuschließen ist.

Die Verknüpfung der Schutzziele miteinander bedeutet, dass in der dargestellten Reihenfolge die vorausgehenden als Voraussetzung dafür zu erreichen sind, dass auch die nachfolgenden Schutzziele erreicht werden. Um dabei die Schutzziele nicht durch Folgeschäden bei Versagen von Rohrleitungen und Behältern mit hohem Energieinhalt innerhalb des Sicherheitsbehälters, die nicht zur druckführenden Umschließung des Reaktorkühlkreislafs gehören, in Frage zu stellen, wird das Schutzziel der Barrierenintegrität nach /6/ auf diese Komponenten erweitert.

Um die dargestellten technischen Sicherheitsziele der Ebenen 1 – 4b zu erfüllen, sind die auf diesen Ebenen geltenden Schutzziele der Reaktivitätskontrolle, Brennelementkühlung und Barrierenintegrität zu erreichen. Zur Schadensminderung bei Kernschäden der Ebene 4c sind dagegen die Schutzziele darauf eingeschränkt, dass ein großflächiges Versagen des Sicherheitsbehälters vermieden wird /6, 19/.

Wie bereits in den PSÜ-Leitfäden /19/ festgestellt, lassen sich die radiologischen Sicherheitsziele und technischen Schutzziele durch speziell für die einzelnen Ebenen geltenden Sicherheits- bzw. Schutzzielkriterien charakterisieren. Diese Kriterien sind dann nachweislich von den jeweiligen Schutzmaßnahmen, die auf die betreffenden Zustände der einzelnen Ebenen ausgerichtet sind, zu erfüllen, z.B. alle Störfälle der Ebene 3. Wie weiter unten noch ausgeführt wird werden die Schutzmaßnahmen durch die Zustände bestimmt, die auch unter probabilistischen Gesichtspunkten repräsentativ für die Phänomene und Effekte sind, die für die Anforderungen an die Schutzmaßnah-

men entscheidend sind. Diese Anforderungen lassen sich unabhängig von der technischen Ausführung sicherheitstechnisch hinreichend durch Voraussetzungen für die konzeptionelle Ausführung sowie durch Wirksamkeits- und Zuverlässigkeitsbedingungen deterministisch charakterisieren.

Bei der Ermittlung und Festlegung der repräsentativen Ereignisse und Zustände für die einzelnen Ebenen sind folgende Gesichtspunkte von Bedeutung:

- Ereignisse mit einer Häufigkeit bis zu etwa $10^{-2}/a$ werden als Störungen des Normalbetriebs und als anomaler Betrieb und Ereignisse mit einer Häufigkeit im Bereich von $10^{-2} - 10^{-5}/a$ als Störfälle eingestuft /24/. In Deutschland existieren solche Einstufungskriterien im kerntechnischen Regelwerk bisher nicht. Arbeiten des KTA /3/ haben sich mit dieser Frage auseinandergesetzt und Mitte der 80er Jahre entsprechende Vorschläge erarbeitet. Die dort vorgeschlagene Zuordnung von Häufigkeiten zu so genannten Ereignisklassen entspricht in etwa den oben genannten Werten für Eintrittshäufigkeiten. Die in /3/ definierten Ereignisklassen 1 und 2 sind grundsätzlich mit den Sicherheitsebenen 1 und 2 des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ in Übereinstimmung, während die Ereignisklassen 3 und 4 der Sicherheitsebene 3 zugeordnet werden können. Die Ereignisklasse 5 entspricht der Sicherheitsebene 4, konkret der Sicherheitsebene 4a.
- Da der Bruchausschluss der druckführenden Umschließung in allen Kernkraftwerken in Deutschland technisch realisiert bzw. nachgewiesen wurde /siehe dazu auch den Bericht der Bundesregierung Deutschland zur 1. Überprüfungskonferenz, 29/ ist aus Sicht des Gutachters das Ereignis „Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung“ mit allen daraus resultierenden Folgewirkungen aus probabilistischen Gesichtspunkten nicht mehr der dritten Sicherheitsebene zuzuordnen /siehe hierzu auch Ausführungen in der Risikostudie Phase B, 34/. Unabhängig davon ist dieses Ereignis als repräsentativer Fall für große KMV der Berechnung der radiologischen Auswirkungen auf dieser Sicherheitsebene nach den Vorgaben der Störfall-Leitlinie /18/ zu verwenden.

Nach den bisherigen Ausführungen kann jede Sicherheitsebene im „Gestaffelten Sicherheitskonzept“ sicherheitstechnisch durch

- (radiologische) Sicherheitsziele mit entsprechenden Sicherheitskriterien,
- (technische) Schutzziele mit entsprechenden Schutzzielkriterien,

- repräsentative Ereignisse bzw. Zustände,
- Voraussetzungen für die Ausführung, Wirksamkeits- und Zuverlässigkeitsbedingungen der Schutzmaßnahmen für die repräsentativen Zustände,
- Angaben über die Nachweisführung zur Einhaltung der Sicherheits- und Schutzziele mit den entsprechenden Kriterien

charakterisiert werden. Hinzu kommen grundlegende Voraussetzungen für die konzeptionelle Ausführung der Barrieren. In diesem Sinne können systematisch allen Ebenen des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ die auf die grundsätzliche Sicherheitsrelevanz konzentrierten

- Sicherheitsanforderungen einschließlich Anforderungen an die Nachweise des aktuellen kerntechnischen Regelwerks,
- aus den Festlegungen des aktuellen kerntechnischen Regelwerks zur technischen Ausführung sicherheitsrelevanter Einrichtungen und Maßnahmen abstrahierten Sicherheitsanforderungen,
- weiteren abgesicherten Sicherheitsanforderungen, die bisher nicht oder nur unzulänglich Eingang in das aktuelle Regelwerk gefunden haben, die aber aus der derzeitigen Sicht des Gutachters für die Sicherheitsbewertung der bestehenden deutschen Anlagen bedeutsam sind,

zugeordnet werden. Die genannten Sicherheitsanforderungen bilden einen einheitlichen Maßstab durch grundlegende deterministische Sicherheitsanforderungen für die Sicherheitsbewertung.

Bei den zuletzt aufgezählten „weiteren abgesicherten Sicherheitsanforderungen“ handelt es sich nach dem bereits zitierten Ansatz der GRS /6/ insbesondere um noch nicht oder unzulänglich oder unter ganzheitlichen Gesichtspunkten missverständlich erfasste sicherheitstechnisch bedeutsame Erkenntnisse aus der nationalen und internationalen Betriebserfahrung, den Sicherheitsanalysen einschließlich der periodischen Sicherheitsüberprüfungen sowie der Reaktorsicherheitsforschung und -entwicklung.

Die nach der beschriebenen Anleitung abgeleiteten und den Sicherheitsebenen zugeordneten grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen sind im Kapitel 3.1 erläutert.

Bild 1 Zusammenhänge von Ereignissen und Schutzmaßnahmen im Gestaffelten Sicherheitskonzept

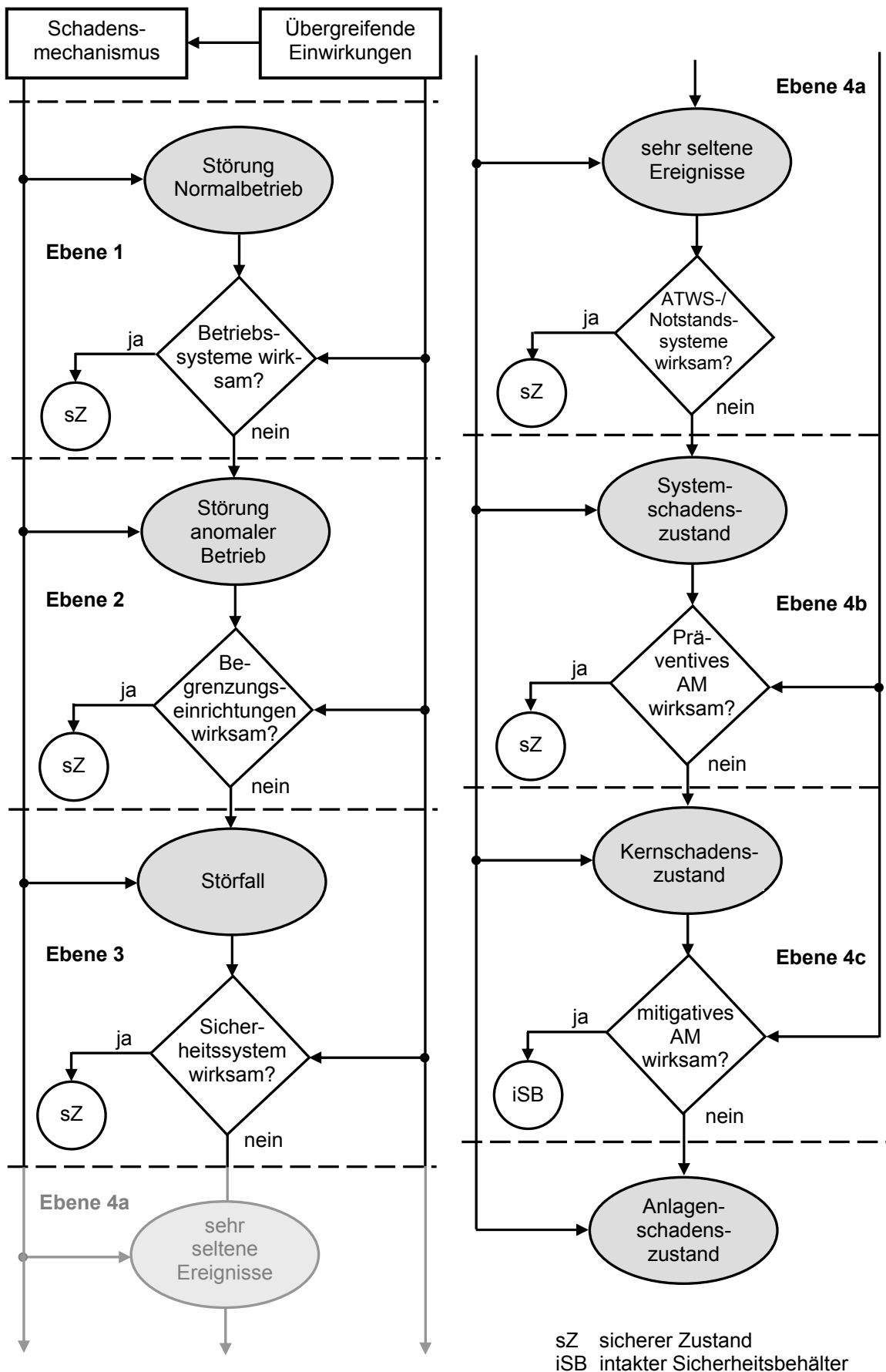


Bild 2: Sicherheitsziele und Schutzmaßnahmen im „Gestaffelten Sicherheitskonzept“
(in Anlehnung an die PSÜ-Leitfäden /19/ und den Bericht der Regierung der
Bundesrepublik Deutschland zur 2. Überprüfungstagung /40/)

Ebene Nr Betriebszustand	Schutzmaßnahmen	Sicherheitsziele	
		technisch	radiologisch ³
1 Normalbetrieb	Qualität und Qualitätsgewährleistung der betrieblichen Einrichtungen und Maßnahmen (Betriebsysteme) einschließlich sicherheitsgerichtetem Handeln	Vermeidung von Störungen	
2 Anomaler Betrieb	Inhärentes Anlagenverhalten, weitere betriebliche Einrichtungen und Maßnahmen mit Rückgriff auf einzelne mit Sicherheitsfunktionen (Begrenzungseinrichtungen)	Beherrschung von Störungen	
3 Störfälle	Technisch ausgeführte Sicherheitsfunktionen mit individuellem Rückgriff auf Einrichtungen und Maßnahmen des Normal- und Anomalen Betriebs sowie den für die Beherrschung sehr seltener Ereignisse, inhärentes Anlagenverhalten	Beherrschung von Auslegungsstörfällen	Einhaltung der Planungsrichtwerte für die Strahlenexposition durch Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung
4 Unfälle	ATWS-/Notstandssysteme sowie „AM-Maßnahmen“	a: Beherrschung sehr seltener Ereignisse	
		b: Beherrschung nicht beherrschter Störfälle	
		c: Schadensminderung bei Kernschmelzunfällen	

³ Für alle Ebenen Minimierung der Strahlenexposition und Einhaltung der Grenzwerte der Strahlenexposition – soweit vorhanden – für die Einzelpersonen
– der Bevölkerung durch Ableitung radioaktiver Stoffe über vorgegebene Pfade für die Ebenen 1 und 2
– des beruflich strahlenexponierten Personals für alle Ebenen und darüber hinaus,

Nach Stand von Wissenschaft und Technik ist weiterhin die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) integraler Bestandteil einer Sicherheitsbewertung /6/. Bereits 1995 hat die RSK in ihren Empfehlungen zur Durchführung von PSÜ /16/ festgestellt, dass „die Sicherheitsstatusanalyse durch eine Probabilistische Sicherheitsanalyse zu ergänzen ist“. Diese Empfehlung ist dann später mit den PSÜ-Leitfäden /19/ umgesetzt worden. Zur Aufgabe der PSA heißt es dort: „Die Ergebnisse der PSA sollen die deterministische Beurteilung des Sicherheitsstatus der Anlage und ihrer Betriebssicherheit ergänzen und zur Festlegung von Notwendigkeit und Dringlichkeit von Sicherheitsverbesserungen herangezogen werden. Über einen Vergleich der Einzelhäufigkeiten nicht beherrschter Anlagenzustände sind Schwachstellen feststellbar. Weiterhin lässt sich auf diese Weise die sicherheitstechnische Ausgewogenheit des Anlagenkonzepts beurteilen.“

Probabilistische Untersuchungen in Form von Zuverlässigkeitsanalysen für ausgewählte Sicherheitseinrichtungen sind im bestehenden Regelwerk gefordert /4, 7/ und werden, wie auch probabilistische Sicherheitsanalysen und Risikostudien, in Deutschland seit über zwei Jahrzehnten für Zwecke der Systemoptimierung und der sicherheitstechnischen Bewertungen von Kernkraftwerken durchgeführt /29, 40/.

Anforderungen an Umfang und Inhalt der PSA sind in den im PSA-Facharbeitskreis erstellten Unterlagen /73/ sowie die Vorgehensweise zur Anwendung der Ergebnisse der PSA ist in den PSÜ-Leitfäden /19/ angegeben.

Bei probabilistischen Untersuchungen wird auf folgende Zusammenhänge zwischen „Gestaffeltem Sicherheitskonzept“ und PSA-Ergebnissen zurückgegriffen (siehe hierzu auch Bild 1):

Sind bezüglich des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ im Anforderungsfall die betrieblichen und störfallbedingten Schutzmaßnahmen zur Gewährleistung der Kernkühlung auf den ersten drei Ebenen nicht in ausreichendem Umfang vorhanden oder aber nicht wirksam, liegt ein sogen. Schadenszustand des Sicherheitssystems oder kurz System-schadenzustand vor. Ein Kernschmelzen ist bei diesem Zustand noch nicht gegeben und kann auch durch weitere Schutzmaßnahmen verhindert werden. Erst wenn dann zusätzlich noch die Schutzmaßnahmen der Ebenen 4a und 4b im Anforderungsfall entweder nicht ausreichend vorhanden oder wirksam sind, kommt es zu einem sogen. Kernschadenzustand mit Erreichen der Schmelztemperatur des Kerns und damit zum Kernschmelzen. Hinsichtlich der radiologischen Auswirkung in der Umgebung kommen

dann aber die Sicherheitsmaßnahmen der Ebene 4c zum Tragen, um zu verhindern, dass es zu einem sogen. Anlagenschadenzustand kommt, d.h. dass der Sicherheits-einschluss als Folge des Kernschadens versagt. Bei der Bewertung der Summenhäufigkeiten der Systemschadenzustände ist jedoch zu berücksichtigen, dass in den vorliegenden PSAs für Kernkraftwerke in Deutschland zumeist keine deutliche Trennung zwischen den systemtechnischen Schutzmaßnahmen der Ebenen 3 und 4a gemacht wird.

Das geschilderte Vorgehen zur Anwendung der PSA bei der sicherheitstechnischen Bewertung ist grundsätzlich in Übereinstimmung mit der internationalen Praxis. Auch nach Empfehlungen von IAEA /71/ und INSAG /31, 72, hier insb. Kapitel 30 bis 38/ sind die deterministischen Sicherheitsanforderungen allein für die Sicherheitsbewertung nach Stand von Wissenschaft und Technik nicht ausreichend. Danach sollen in die Sicherheitsbewertung auch PSA ergänzend einbezogen werden. Dazu wird z.B. in INSAG-8 „A common basis for judging the safety of nuclear power plants built to earlier standards“ /72/, Kapitel 33 ausgeführt:

„The set of internationally agreed deterministic „current safety standards“ are important to the review in depth; however, they do not directly define the „adequacy of safety“, and thus they are not fully sufficient in themselves to identify unsafe plants. In many cases, concluding that a plant fails to meet deterministic requirements does not give a clear indication of the significance of the deficiencies, it may be helpful to assess the likelihood that each deficiency might contribute to plant damage and/or external releases. Care must be exercised since expert judgement is still necessary to interpret the results.“

Die Zielsetzung von PSA für Kernkraftwerke wurde in einem kürzlich von der IAEA im Rahmen der „IAEA Safety Standards Series“ veröffentlichten Dokument /27, Kapitel 5.73/ umfassend angegeben:

„A probabilistic safety analysis of the plant shall be carried out in order:

- to provide a systematic analysis to give confidence that the design will comply with the general safety objectives;
- to demonstrate that a balanced design has been achieved such that no particular feature or PIE makes a disproportionately large or significantly uncertain contribu-

tion to the overall risk, and that the first two levels of defence in depth bear the primary burden of ensuring nuclear safety;

- to provide confidence that small deviations in plant parameters that could give rise to severely abnormal plant behaviour („cliff edge effects“) will be prevented;
- to provide assessments of the probabilities of occurrence of severe core damage states and assessments of the risks of major off-site releases necessitating a short term off-site response, particularly for releases associated with early containment failure;
- to provide assessments of the probabilities of occurrence and the consequences of external hazards, in particular those unique to the plant site;
- to identify systems for which design improvements or modifications to operational procedures could reduce the probabilities of severe accidents or mitigate their consequences;
- to assess the adequacy of plant emergency procedures; and
- to verify compliance with probabilistic targets, if set.”

Nach Empfehlungen von INSAG-6 /61/ wird bei PSA generell unterschieden zwischen den Stufen 1, 2 und 3. Dabei dient in Übereinstimmung mit IAEA-Empfehlungen /62, 63/ die Stufe 1 der Analyse und Quantifizierung der Ereignisabläufe bis zu Kernschäden /62/. Von den Kernschadenzuständen bzw. den dafür charakteristischen Phänomenen ausgehend werden dann durch die Stufe 2 der PSA die Ereignisabläufe bis zu Anlagenschäden analysiert und quantifiziert /63/.

Die Zielsetzung von PSA der Stufe 3 ist in weiteren IAEA-Empfehlungen /64/ erläutert. Anforderungen an PSA der Stufe 3 sind jedoch im Zusammenhang mit der gutachterlichen Stellungnahme nicht erforderlich und werden deshalb nicht weiter diskutiert.

Normative Festlegungen zur Verwendung probabilistischer Kenngrößen bei der Sicherheitsbewertung existieren bisher in Deutschland nicht. Empfehlungen zur Verwendung von Ergebnissen probabilistischer Untersuchungen bei der sicherheitstechnischen Bewertung sind jedoch vorhanden /z.B. 7, 9, 16, 19, 20, 73/. Die Anwendung ist dabei überwiegend bezogen auf eine qualitative Bewertung der jeweiligen sicherheitstechnischen Fragestellung.

In internationalen Empfehlungen der IAEA /24/ heißt es zur Anwendung probabilistischer Kenngrößen bei der Sicherheitsbewertung in Kapitel 4.32: „Probabilistic safety criteria (PCS) should be addressed where they have been specified in law or as regulatory requirements, or they should be developed where applicable. These should relate to the likelihood of accidents occurring with significant radiological consequences such as core damage, large off-site releases, radiological doses to workers and members of the public, as appropriate. “

Numerische Werte als PCSs sind dann weiter in den Kapiteln 4.227 bis 4.234 von /24/ angegeben. Bei der amerikanischen NRC sind Arbeiten zur Weiterentwicklung des Regelwerks im Gange, die auch die Berücksichtigung der PSA und entsprechender Orientierungswerte bei der Sicherheitsbewertung umfassen /70/. Diese Entwicklung entspricht auch den Ansätzen zur Fortschreibung des KTA-Regelwerks in „KTA-2000“ /30/.

Dieser hier erläuterte und auf deterministischen Grundlagen beruhende sowie um probabilistische Untersuchungen ergänzte Bewertungsmaßstab wird bei den in den Kapiteln 3 bis 6 durchzuführenden Beantwortungen der im Kapitel 1 dargelegten Fragen des BMU angewendet.

3 Über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle hinaus in Deutschland verwirklichte Maßnahmen

Zur Charakterisierung der die Störfallbeherrschung betreffenden und darüber hinausgehenden Schutzmaßnahmen haben wir zunächst das kerntechnische Regelwerk in Bezug auf die grundlegenden Sicherheitsanforderungen ausgewertet. Die ermittelten Sicherheitsanforderungen wurden dann den im Kapitel 2 erläuterten Sicherheitsebenen des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ zugeordnet. Im Einzelnen haben wir ausgewertet:

- Strahlenschutzverordnung /51/
- Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke /7/ einschließlich zugehöriger Interpretationen von Sicherheitskriterien /z.B. 20, 74/
- Störfall-Leitlinien mit den Störfallberechnungsgrundlagen /18/
- Allgemeine Verwaltungsvorschriften und Richtlinien der Bundesministerien /21, 22, 25/ mit Relevanz für die gutachterliche Stellungnahme
- RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren /8/ und Siedewasserreaktoren (im Entwurf) /17/
- RSK Empfehlungen /9 - 16/ mit Relevanz für die gutachterliche Stellungnahme
- PSÜ-Leitfäden /19/
- Regeln des KTA /4/

sowie neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse aus dem Betrieb, aus Sicherheitsüberprüfungen sowie der Sicherheitsforschung und -entwicklung, die – soweit relevant für die Sicherheitsbewertung bestehender Kernkraftwerke – in den Ausarbeitungen der GRS /6/ zusammengefasst sind. Herangezogen wurden auch die von der GRS im Auftrag des BMU in den Vorhaben SR 2223 /75/ und SR 2307 /76/ durchgeführten Untersuchungen und erzielten Erkenntnisse bezüglich Anforderungen an die Ausbildung von Schutzmaßnahmen der 4. Sicherheitsebene.

Des Weiteren wurde von uns geprüft, welche Sicherheitsanforderungen bei der Begutachtung im Rahmen von Genehmigungsverfahren zu Schutzmaßnahmen der 4. Sicherheitsebene durch die hinzugezogenen Sachverständigen für verschiedene Kernkraftwerke in Deutschland herangezogen wurden. Dazu wurden – jeweils für die von

uns als repräsentativ herangezogenen Kernkraftwerke – Gutachten im Rahmen der Errichtung und zum Betrieb, zu Änderungsgenehmigungen sowie Gutachten zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung ausgewertet. Eine Aufstellung dieser Unterlagen enthält das Literaturverzeichnis.

Als für die verschiedenen Anlagengenerationen von DWR und SWR-Baulinien gemäß Bericht der Bundesregierung für die erste Überprüfungskonferenz im Rahmen der nuklearen Sicherheitskonvention /29/ repräsentative Kernkraftwerke wurden folgende Anlagen von uns betrachtet:

Druckwasserreaktoren (DWR):

- 1. Generation: Kernkraftwerk Obrigheim (KWO)
- 2. Generation: Kernkraftwerk Biblis, Block B (KWB-B)
- 3. Generation: Kernkraftwerk Grohnde (KWG)
- 4. Generation: Gemeinschaftskraftwerk Neckar, Block 2 (GKN-2)

Siedewasserreaktoren:

- SWR - 69: Kernkraftwerk Philippsburg (KKP-1)
- SWR - 72: Kernkraftwerk Gundremmingen II (KRB-II)

3.1 Zusammenstellung der grundlegenden Sicherheitsanforderungen aus dem aktuellen kerntechnischen Regelwerk sowie den neueren sicherheitstechnischen Erkenntnissen

Anlage 1 enthält die auf der Grundlage des zitierten kerntechnischen Regelwerks und neuerer sicherheitstechnischer Erkenntnisse zusammengestellten grundlegenden Sicherheitsanforderungen für die Sicherheitsebene 4, gegliedert nach den Sicherheitszielen, den Schutzzielen mit Schutzzielkriterien, den einzubeziehenden Ereignissen bzw. Zuständen, den Voraussetzungen zur Ausbildung der Schutzmaßnahmen, Zuverlässigkeitsanforderungen sowie den Angaben zur Nachweisführung. In Anlage 1 sind auch die geltenden grundlegenden Sicherheitsanforderungen der Sicherheitsebene 3 aufgeführt.

Die Ergebnisse der hierzu durchgeführten detaillierten Auswertung des kerntechnischen Regelwerks und neuerer Erkenntnisse sind als Materialsammlung in den Anlagen 2 – 4 aufgeführt. Dabei gibt Anlage 2 einen Überblick über die für die Sicherheitsebene 3 geltenden grundlegenden Anforderungen an die durchzuführenden Nachweise sowie an die erforderliche Wirksamkeit von Schutzmaßnahmen. Ebenfalls auf die Sicherheitsebene 3 bezogen enthält Anlage 3 Angaben zu Voraussetzungen zur Ausbildung von Schutzmaßnahmen sowie zu deren Zuverlässigkeit. Weiterhin gibt Anlage 3 einen Überblick über die Anforderungen an die Ausbildung von Barrieren. Anforderungen an die Ausbildung von Maßnahmen und an die Durchführung von Nachweisen bezüglich der 4. Sicherheitsebene sind in Anlage 4 zusammengefasst.

Generell ist festzustellen, dass das bestehende kerntechnische Regelwerk nach Definition in Kapitel 2.2 die für eine sicherheitstechnische Bewertung der 4. Sicherheitsebene erforderlichen Sicherheitsanforderungen enthält, obgleich im Verhältnis zur 3. Sicherheitsebene weniger differenziert und systematisiert.

Die geltenden Sicherheitsanforderungen sind in Bezug auf die Sicherheitsziele in Kapitel 3.1.1, die Schutzziele und Schutzzielkriterien in Kapitel 3.1.2, die einzubeziehenden Ereignisse bzw. Zustände in Kapitel 3.1.3, die Ausbildung von Schutzmaßnahmen und deren Zuverlässigkeit in Kapitel 3.1.4 und in Bezug auf die Nachweise in Kapitel 3.1.5 beschrieben. Im Einzelnen ergibt sich folgendes Bild:

3.1.1 Sicherheitsziele

Das Sicherheitsziel auf der Sicherheitsebene 3 ist gerichtet auf die Beherrschung der Auslegungsstörfälle. Die radiologischen Sicherheitsziele umfassen die Einhaltung der Planungsrichtwerte für die Strahlenexposition § 49 gemäß StrlSchV /51/ in der Umgebung sowie die Begrenzung der Strahlenexposition beruflich strahlenexponierter Personen in der betreffenden Anlage gemäß §§ 55 - 59 /51/.

Dabei werden die Auslegungsstörfälle zur Auslegung der Sicherheitseinrichtungen der Sicherheitsebene 3 herangezogen. Sie sind so definiert, dass sie repräsentativ für eine Gruppe ähnlich verlaufender Ereignisse sind. Die entsprechende Definition ist u.a. in den Ausarbeitungen des KTA zur Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von Kernkraftwerken /3/, in RSK-Empfehlungen /11/ und in den Störfall-Leitlinien /18/ erläutert. Weitere Ausführungen zu einzubeziehenden Ereignissen und Zuständen enthält der Abschnitt 3.1.3.

Auf der 4. Sicherheitsebene existiert in Bezug auf radiologische Auswirkungen auf die Umgebung kein normatives, quantitatives radiologisches Sicherheitsziel. Im qualitativen Sinne sind die Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 jedoch auch darauf gerichtet, radiologische Auswirkungen in der Umgebung eines Kernkraftwerkes zu begrenzen. Diesbezügliche Anforderungen sind in die „KTA-Sicherheitsgrundlagen“ des Regelwerkskonzeptes KTA-2000 /30/ aufgenommen worden.

Im Falle des Einsatzes beruflich strahlenexponierten Personals bei Maßnahmen zur „Abwehr von Gefahren für Personen“ ist die Einhaltung entsprechender Richtwerte für die Strahlenexposition gemäß § 59 StrlSchV /51/, bei Beachtung von § 56 StrlSchV, anzustreben.

3.1.2 Schutzziele mit Schutzzielkriterien

Die Schutzziele „Reaktivitätskontrolle“, „Brennelement-Kühlung“ und „Barrierenintegrität“ sind sowohl auf der Sicherheitsebene 3 als auch auf den Ebenen 4a und 4b einzuhalten. Demgegenüber sind die Anforderungen auf der Sicherheitsebene 4c auf das Schutzziel „Barrierenintegrität“ eingegrenzt.

Bezüglich des Schutzziels „Reaktivitätskontrolle“ ist auf der Sicherheitsebene 3 die inhärente Begrenzung von schnellen Leistungsexkursionen gefordert, während für die Sicherheitsebenen 4a und 4b die Anforderungen die inhärente Begrenzung von Leistungsanstiegen betreffen. Anforderungen bezüglich negativer Rückwirkung bei Zuständen mit Minderung der Neutronenmoderation bzw. schneller Abschaltbarkeit in einem unterkritischen Zustand zur Einhaltung des Schutzziels „Reaktivitätskontrolle“ gelten auf den Sicherheitsebenen 3, 4a und 4b.

Zur Einhaltung des Schutzziels „Brennelementkühlung“ müssen auf der 3. Sicherheitsebene die Temperaturen der Kernbrennstoffumhüllungen so begrenzt bleiben, dass die Kühlbarkeit nicht durch temperaturbedingte Veränderungen ihrer Festigkeitseigenschaften beeinträchtigt wird. Diese Anforderung schließt auch ein, dass am stärksten belasteten Brennstab keine selbsterhaltende exotherme Zirkon-Wasser-Reaktion stattfindet. Weiterhin müssen stationäre Kühlungsverhältnisse so schnell wie möglich wieder erreicht und langfristig aufrechterhalten werden. Diese Anforderungen sind auch für die Sicherheitsebene 4a und im Prinzip für 4b einzuhalten. Anforderungen zur Gewährleistung der langzeitigen Wärmeabfuhr zur Einhaltung des Schutzziels „Brennelementkühlung“ gelten sowohl für die Sicherheitsebene 3 als auch für die Ebenen 4a und 4b.

Für die Sicherheitsebene 4c sind Anforderungen an die Einhaltung der Schutzziele „Reaktivitätskontrolle“ und „Brennelementkühlung“ aus dem Regelwerk nicht ableitbar.

Das Schutzziel „Barrierenintegrität“ muss in Bezug auf die Druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislaufes (DFU) und den Reaktorsicherheitsbehälters (RSB) auf den Ebenen 3, 4a und 4b gewährleistet sein, jedoch mit unterschiedlichen Schutzzielkriterien. Die Schutzzielkriterien betreffen für die Ebenen 3 und 4a den Bruchabschluss sowie für die Ebene 4b die Integrität für die DFU und Komponenten mit hohem Energieinhalt innerhalb des RSB. Für den RSB ist auf der Sicherheitsebene 3 die Dichtheit in dem für die radiologischen Sicherheitsziele erforderlichen Umfang und die Integrität zu gewährleisten, während auf den Sicherheitsebenen 4a und 4b die Dichtheit und die Integrität des RSB in dem für die Schutzzielbefriedigung erforderlichen Umfang gefordert wird. Bezüglich der Sicherheitsebene 4c soll das großflächige Versagen des Sicherheitsbehälters vermieden werden. Anforderungen an die Begrenzung von Hüllrohrschäden an Brennelementen bestehen für die Sicherheitsebene 3, bezüglich der Sicherheitsebenen 4a – 4c sind diesbezügliche Anforderungen im Regelwerk explizit nicht aufgeführt.

3.1.3 Einzubeziehende Ereignisse bzw. Zustände

Die einzubeziehenden Ereignisse auf der Sicherheitsebene 3 umfassen nach den PSÜ-Leitfäden /19/ folgende Gruppen von Störfällen:

- Transientenstörfälle
- Kühlmittelverluststörfälle
- übergreifende anlageninterne und -externe Einwirkungen
- Radiologisch repräsentative Störfälle

Die diesen Gruppen zugeordneten Störfälle sind – wie bereits im Kapitel 2.2 beschrieben – so definiert, dass sie repräsentativ für die physikalischen Phänomene einer Gruppe ähnlich verlaufender Ereignisse sind. Im ausgewerteten kerntechnischen Regelwerk enthalten nur die zuletzt veröffentlichten PSÜ-Leitfäden /19/ eine durchgängige Zuordnung der bei der Sicherheitsüberprüfung heranzuziehenden Ereignisse und Zustände nach den Sicherheitsebenen des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“. An-

sonsten fehlt eine solche Zuordnung bzw. vergleichbare Ereignisse und Zustände sind unterschiedlichen Sicherheitsebenen zugeordnet /41/.

Beispielsweise werden in der „Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor“ /25/ auch solche Ereignisse als Störfälle aufgelistet, die nach dem in Kapitel 2 beschriebenen Ansatz den Sicherheitsebenen 2 oder 4 zuzuordnen sind. Unterschiede in den Zuordnungen von Ereignissen zu Sicherheitsebenen bestehen dann auch zwischen Vorschlägen des KTA /3/ und den Störfall-Leitlinien /17/ sowie den PSÜ-Leitfäden /19/.

Nach kerntechnischem Regelwerk ist auch der „Doppelendige Bruch der Hauptkühlmittelleitung“ zum Nachweis der in der RSK-Leitlinie für Druckwasserreaktoren /8/ festgelegten Anforderungen an die Notkühlwirksamkeit, den Druck im Sicherheitsbehälter und die im Sicherheitsbehälter wirkenden Druckdifferenzen sowie die Störfallfestigkeit elektrischer Einrichtungen und zum Nachweis der „Störfallplanungswerte“ nach den Vorgaben der Störfall-Leitlinie /18/ heranzuziehen. Eine davon abweichende Vorgehensweise ist in den PSÜ-Leitfäden /19/ zur Sicherheitsbewertung bestehender Anlagen festgelegt. Danach kann – bei Vorliegen entsprechender Qualität – ein 0,1F Leck als repräsentativer Leckstörfall der Sicherheitsbewertung zugrunde gelegt werden. Dieses Vorgehen deckt sich auch mit Entwicklungen in den USA zur Neubewertung großer Brüche der Hauptkühlmittelleitung bei Vorliegen von „LBB-Qualität“ /45/. Der „Doppelendige Bruch der Hauptkühlmittelleitung“ wird aber unabhängig davon auch in den PSÜ-Leitfäden zum Nachweis der Einhaltung der „Störfallplanungswerte“ nach Störfall-Leitlinie /18/ herangezogen. Eine vergleichbare Vorgehensweise wird in den Empfehlungen der GRS zur Sicherheitsbewertung bestehender Kernkraftwerke /6/ beschrieben und liegt auch den Sicherheitsanforderungen der RSK für zukünftige Kernkraftwerke /23/ zugrunde.

Die eben zitierte RSK-Leitlinie für DWR /8/ enthält weiterhin Anforderungen bezüglich den auf der 4. Sicherheitsebene einzubeziehenden Ereignissen.

Danach betreffen die einzubeziehenden Ereignisse auf der Sicherheitsebene 4a

- Betriebstransienten mit unterstelltem Versagen des Schnellabschaltsystems (ATWS)
- Flugzeugabsturz, Druckwelle aus chemischen Explosionen, Einwirkungen gefährlicher Stoffe.

Diese Ereignisse sollen nach den Anforderungen der PSÜ-Leitfäden /9/ auch bei der Sicherheitsbewertung bestehender Anlagen herangezogen werden. Den weiteren Betrachtungen im Rahmen dieses Gutachtens werden von uns die Ereignisse „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ zugrunde gelegt.

Die PSÜ-Leitfäden /19/ benennen dann weitere im Rahmen der PSÜ zu prüfende „auslegungsüberschreitende Anlagenzustände“. Hierunter fallen die den Sicherheitsebenen 4b und 4c zuzuordnenden Anlagenzustände. Empfehlungen zu einzubeziehenden Zustände der Sicherheitsebene 4c sind in neueren RSK-Empfehlungen /10, 11, 12, 14, 15/ enthalten. Die nach derzeitigem Stand von Wissenschaft und Technik in die Sicherheitsbewertung bestehender Anlagen insgesamt einzubeziehenden Zustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c sind zusammenfassend in der GRS-Ausarbeitung „Methodik der Sicherheitsbewertung nach dem „Gestaffelten Sicherheitskonzept““ /6/ beschrieben.

Bezüglich der Sicherheitsebene 4b sind damit die Zustände erfasst, die, wie bereits im Kapitel 2.2 beschrieben, aus der Nichtverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen des Sicherheitssystems sowie der ATWS- und Notstandssysteme resultieren. Aus einer weiteren Nichtverfügbarkeit der präventiven anlageninternen Notfallmaßnahmen resultieren die Anlagenzustände, die dann der Sicherheitsebene 4c zugeordnet sind. Dabei handelt es sich um Kernschadenszustände, bei denen mitigative anlageninterne Notfallmaßnahmen wirksam werden, um ein Versagen des Sicherheitsbehälters und die Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung zu verhindern bzw. die Freisetzung zu begrenzen.

Die Auswertung des kerntechnischen Regelwerks und neuerer sicherheitstechnischer Erkenntnisse in Bezug auf die auf den Sicherheitsebenen 3 und 4 einzubeziehenden Ereignisse und Anlagenzustände ist tabellarisch dokumentiert und liegt als Arbeitsunterlage vor /41/.

3.1.4 Anforderungen an die Ausbildung von Schutzmaßnahmen und deren Zuverlässigkeit

Die Maßnahmen zur Erreichung der Schutzziele auf der Sicherheitsebene 4a umfassen die Maßnahmen zur Beherrschung des ATWS sowie der Notstandsfälle „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ /18/.

Zur Beherrschung der Notstandsfälle „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ muss nach RSK-Leitlinien /8/ durch ein autark auszubildendes Notstandssystem für einen Zeitraum von 10 Stunden die Nachwärmeabfuhr ohne Handeingriffe sichergestellt sein. Darüber hinaus muss die Anlage abgefahren und abgekühlt werden können.

Die Anforderungen an den Schutz gegen „Flugzeugabsturz“ wurden vor dem Hintergrund der in den 70er Jahren zunehmenden Anzahl von Kernkraftwerken in Deutschland und unter dem Eindruck der damals hohen Absturzrate von Militärflugzeugen entwickelt. Basis war eine Analyse der Absturzhäufigkeiten und der mit einem solchen Absturz verbundenen Belastungen des Reaktorgebäudes. Mitte der 70er Jahre wurden nach Empfehlungen der RSK /48, 49/ der Auslegung von insgesamt 4 Kernkraftwerken eine statische Ersatzlast von 17 MN (bei einer Anlagen 23 MN) und eine Auftrefffläche von 2,14 m² zugrunde gelegt. Ab Mitte der 70er Jahr wurden die Lastannahmen für die Einwirkungen eines „Flugzeugabsturzes“, die für die Schutzmaßnahmen bei den nachfolgend errichteten Kernkraftwerke zugrunde gelegt wurden, entwickelt. Als Lastannahme wird gemäß RSK-Leitlinie für DWR /8/ seither standort-unabhängig ein Stoßlast-Zeit-Diagramm mit einer Stoßzeit von 10 ms und einer maximalen Stoßlast von 110 MN der Auslegung zugrunde gelegt. Weitere Annahmen betreffen die Auftrefffläche und den Auftreffwinkel. Die Auftrefffläche ist mit 7 m² kreisförmig anzunehmen, der Auftreffwinkel ist als normal auf die Tangentialebene im Auftreffpunkt anzusetzen.

Die Anforderungen zum Schutz von Kernkraftwerken gegen „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ bei Unfällen außerhalb der Anlage sind in den 70er Jahren aufgrund standortspezifischer Gegebenheiten an Flüssen mit entsprechendem Schiffsverkehr und explosionsfähigem Transportgut entstanden. Die Lastannahmen (Druckverlauf mit max. Überdruck von 0,45 bar, der nach 0,2 s auf den Überdruck von 0,3 bar abfällt und dann bis zum Zeitpunkt 1,0 s konstant ansteht) sind in der Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen /22/ im Einzelnen geregelt und wurden nach ihrer Einführung standortunabhängig angewen-

det. Vorher wurden die anzuwendenden Lastannahmen im Ergebnis von Beratungen der RSK /z.B. 50/ standortspezifisch festgelegt.

Bei der Auslegung der neueren Anlagen gegen „Flugzeugabsturz“ und „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ erfolgte auf Basis der angegebenen Lastannahmen ein entsprechender baulicher Schutz von Gebäuden und Komponenten. Die erforderlichen Funktionen zur Nachwärmeabfuhr wurden in das Sicherheitssystem integriert.

Für die älteren Anlagen erfolgten nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von Belastungen in Verbindung mit probabilistischen Sicherheitsbewertungen. Der Forderung nach Notstandssystemen wurde durch die nachträgliche Einrichtung von systemtechnisch unabhängigen und räumlich getrennten Systemen entsprochen. Weitere Angaben hierzu enthält Kapitel 3.3 „Zuordnung zu den Sicherheitsebenen der in Deutschland verwirklichten störfallüberschreitenden Maßnahmen“.

Bei ATWS müssen die erforderlichen Schutzmaßnahmen so ausgebildet sein, dass ihre Funktionsfähigkeit während und nach diesem Ereignis gewährleistet ist und der Reaktor abgefahren werden kann. Weiterhin ist das gleichzeitige Auftreten eines Einzelfehlers nicht zu unterstellen; auch ein gleichzeitiger Instandsetzungsfall wird nicht postuliert /8/. Diese Anforderungen gelten auch für die Notstandsfälle. Wenn jedoch die Beherrschung des „Flugzeugabsturzes“ die Funktion von Sicherheitseinrichtungen eher als nach einer Zeit von 30 Minuten erfordert, so ist ein Einzelfehler in den aktiven Systemteilen zu unterstellen /8/.

Zur Erreichung der Schutzziele auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c können die Schutzmaßnahmen unter Nutzung der Auslegungsreserven und systemtechnischen Möglichkeiten auch der Sicherheitsebenen 1 – 3 ausgebildet werden. Im Gegensatz zur Sicherheitsebene 3 bestehen auch auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c keine Anforderungen bezüglich redundanter Ausführung der Schutzmaßnahmen. Gegenüber vorgelagerten Sicherheitsebenen müssen diese Maßnahmen und Einrichtungen prinzipiell rückwirkungsfrei ausgeführt sein. Bei der Auslegung zusätzlicher Komponenten und Systemen, die zum anlageninternen Notfallschutz herangezogen werden, sind allgemein gültige ingenieurwissenschaftliche Prinzipien zugrunde zu legen. Ein Rückgriff auf die bei der Auslegung des Sicherheitssystems angewendeten Regeln (z.B. KTA-Regeln) ist nicht erforderlich /14/. Die Maßnahmen sollen weiterhin in einem Notfallhandbuch beschrieben und regelmäßig trainiert werden.

Generell ist festzustellen, dass gegenüber den differenzierten Anforderungen an technischer Ausführung und Zuverlässigkeit von Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebene 3 die Anforderungen auf der 4. Sicherheitsebene geringer sind.

3.1.5 Nachweisanforderungen

Gemäß der Anforderungen aus dem Regelwerk sind auf allen Sicherheitsebenen Nachweise nach deterministischen Grundsätzen zu führen. Zusätzlich zu den deterministischen Sicherheitsbewertungen sind aber auch probabilistische Sicherheitsanalysen erforderlich. Dabei sollen probabilistische Analysen z.B. nach dem KTA-Regelwerk /4/ oder den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke /7/ insbesondere zur Beurteilung der Zuverlässigkeit der technischen Ausführung von Schutzmaßnahmen und in Übereinstimmung mit RSK-Empfehlungen /16/ sowie den PSÜ-Leitfäden /19/ zur Beurteilung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts herangezogen werden.

Vorschläge der GRS zur Anwendung probabilistischer Analysen und Verwendung probabilistischer Orientierungswerte bei der Sicherheitsbewertung bestehender Anlagen /6/ stützen sich auf neueren Empfehlungen der IAEA /24/ ab.

Auf der Sicherheitsebene 3 sind zusätzlich zu den nach Störfall-Leitlinien /18/ erforderlichen konservativen Analysen bei ausreichenden Erfahrungen und entsprechender Kenntnis der Unsicherheiten nach den Festlegungen der PSÜ-Leitfäden /19/ auch „best-estimate“ Analysen zulässig. Eine „best-estimate“ Analyse

- geht von realistischen Anfangs- und Randbedingungen aus,
- verwendet nach heutigem Stand entwickelte und an experimentellen Daten verifizierte („realistische“) Rechenprogramme,
- quantifiziert die Unsicherheit des Rechenergebnisses hinsichtlich des betreffenden Nachweiszieles.

Anforderungen zur Durchführung von „best-estimate“ Analysen werden gegenwärtig – im Zusammenhang mit dem „KTA-2000“ Regelwerk /30/ – entwickelt.

Im Gegensatz zur Sicherheitsebene 3 können nach RSK-Empfehlungen /8, 14/ auf der 4. Sicherheitsebene durchgängig best-estimate Betrachtungen oder „wirklichkeitsnahe Simulationen“ /14/ zugrunde gelegt werden.

Auf der Sicherheitsebene 4a sind die in den Kapiteln 3.1.1 bis 3.1.4 beschriebenen Sicherheitsanforderungen nachzuweisen. Dabei sind Notstandsfälle bei bestehenden Anlagen unter Berücksichtigung der Gegebenheiten am Standort zu bewerten. Sofern dabei Maßnahmen aktuelle Sicherheitsanforderungen nicht erfüllen, wie dies bei älteren Anlagen der Fall sein kann, soll nach RSK-Empfehlungen /16/ eine ganzheitliche Betrachtung mit Hilfe probabilistischer Abschätzungen erfolgen.

Auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c ist „aufgrund der extrem niedrigen Eintrittshäufigkeit hypothetischer Unfallsituationen⁴ eine erheblich geringere Nachweistiefe für die Wirksamkeit vorhandener Systeme und Einrichtungen zur Schadenseindämmung erforderlich als bei Auslegungsstörfällen“ /14/. Weiterhin sind die ausgewählten Notfallmaßnahmen auf ihre Wirksamkeit, Durchführbarkeit und sicherheitstechnische Verträglichkeit zu untersuchen.

3.2 Zusammenstellung der in verschiedenen Gutachten als Bewertungsmaßstab für störfallüberschreitende Maßnahmen verwendeten Sicherheitsanforderungen

Neben dem in Kapitel 3.1 ausgewerteten kerntechnischen Regelwerk haben wir geprüft, welche Sicherheitsanforderungen zur Charakterisierung der Sicherheitsebenen 4a, 4b und 4c sowie zu deren Abgrenzung gegenüber der Sicherheitsebene 3 in den Begutachtungen zu den bestehenden Kernkraftwerken in Deutschland von den hinzugezogenen Sachverständigen herangezogen wurden. In die Auswertung wurden auch die Gutachten zu den Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) einbezogen. Die entsprechenden Gutachten zur PSÜ lagen uns für die Anlagen KWO und KRB-II vor.

Die herangezogenen Begutachtungen und Sicherheitsbewertungen für die repräsentativen Kernkraftwerke wurden dahingehend ausgewertet, inwieweit die zugrunde gelegten Ereignisse bzw. Zustände gemäß kerntechnischen Regelwerk und neueren Entwicklungen zugeordnet wurden. Wir haben festgestellt, dass die Zuordnung der Ereignisse zu den Sicherheitsebenen 3 und 4a grundsätzlich entsprechend dem Regelwerk und neueren Entwicklungen erfolgte. Zustände der Sicherheitsebenen 4b und 4c wurden ebenfalls begutachtet, wobei wir festgestellt haben, dass die Zuordnung dieser Zustände in Übereinstimmung mit den Anforderungen des Regelwerks, reprä-

⁴ gemeint sind hier die Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4c

sentiert durch die PSÜ-Leitfäden /19/ und RSK-Empfehlungen /10 – 15/, ist. Die Ergebnisse aus diesen Untersuchungen sind in tabellarischer Form als Arbeitsunterlage /42/ verfügbar.

Bezüglich der Sicherheitsebene 3 haben wir festgestellt, dass die von den hinzugezogenen Sachverständigen in den Gutachten zugrunde gelegten Anforderungen an die Schutzmaßnahmen zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle sich grundsätzlich an den Anforderungen der zum jeweiligen Zeitpunkt aktuellen KTA-Regeln orientieren.

Speziell im Zusammenhang mit der Begutachtung des nach KTA 3301 /4/ erforderlichen zuverlässigen Systems zur Nachwärmeabfuhr bei Störfällen konnte aber auch festgestellt werden, dass trotz nachweislicher Erfüllung der grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen auf der Sicherheitsebene 3 durch den Gutachter Funktionen des Notstandssystems zur weiteren Verbesserung der Zuverlässigkeit von Systemfunktionen zur Störfallbeherrschung im KKK beurteilt wurden /52/.

In die Begutachtung werden aber auch Erkenntnisse aus der laufenden Auswertung der Betriebserfahrung einbezogen. So wurde beispielsweise auf der Grundlage von Erkenntnissen aus der GRS-Weiterleitungsnachricht 14/92 geprüft, inwieweit das Schutzziel „Kernkühlung“ durch mitgerissene Isoliermaterialien bei Kühlmittelverluststörfällen gefährdet werden kann /KRB-II/.

Die in den ausgewerteten Gutachten herangezogenen Sicherheitsanforderungen an Schutzmaßnahmen sind in den folgenden Kapiteln – für die Sicherheitsebene 4a in 3.2.1 und für die Sicherheitsebenen 4b und 4c in 3.2.2 – zusammengestellt.

3.2.1 Sicherheitsebene 4a

- ATWS

ATWS-Ereignisse werden in den Gutachten zu den repräsentativen Kernkraftwerken durchweg auf Grundlage der in den RSK-Leitlinien /8, 17/ empfohlenen Transienten und Lastannahmen beurteilt. Spezielle Zuverlässigkeitsanforderungen, z.B. an die Redundanz, werden nicht gestellt.

Aus der anlagenspezifischen Genehmigungsdokumentationen /33/ ist uns bekannt, dass als Voraussetzung für die jährliche Kernbeladung und den Betrieb dieser Anlagen

der Nachweis der erforderlichen inhärenten Sicherheitseigenschaften des Kerns für die Bedingungen bei einem ATWS-Fall zu erbringen ist. Im Rahmen dieses Nachweises ist weiterhin die Einhaltung der in den RSK-Leitlinien /8,17/ spezifizierten Anforderungen zu zeigen.

Auch werden zur Begutachtung des ATWS Anforderungen der Sicherheitsebene 3 herangezogen /GKN-2, Betriebsgutachten, TÜV Stuttgart/. Der Gutachter stellt fest, dass „wie allgemein bei Störfallanalysen, wird auch bei der Untersuchung von ATWS davon ausgegangen, dass Aktionen der Betriebsmannschaft zur Störfallbeherrschung während der ersten 30 Minuten nicht erfolgen“. Die übrigen Anforderungen werden dann – nach Auffassung des Gutachters TÜV Stuttgart – wegen der äußerst geringen Versagenswahrscheinlichkeit der Reaktorschnellabschaltung weniger konservativ angesetzt als bei anderen Störfalluntersuchungen.

- Flugzeugabsturz und Druckwelle aus chemischen Reaktionen

Bezüglich der Notstandsfälle „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ der Sicherheitsebene 4a erfolgt die Beurteilung durch die entsprechenden Gutachter unter Berücksichtigung standortspezifischer und probabilistischer Gesichtspunkte:

Für das Kernkraftwerk **KWO** werden nach Auffassung des Gutachters (TÜV Baden-Württemberg) diese Ereignisse wegen geringer Eintrittswahrscheinlichkeit dem Restrisiko zugeordnet und nicht deterministisch betrachtet /KWO, Gutachten zur PSÜ des Kernkraftwerk Obrigheim/.

Dennoch sind Schutzmaßnahmen im Kraftwerk realisiert: „Mit der Errichtung des Notstandsgebäudes und den beiden ausreichend räumlich getrennten Zellenkühlern als Notstandswärmesenke sind die Einrichtungen zum Abfahren und Nachkühlen der Anlage flugzeugsicher, auch wenn die Zerstörung der übrigen Kraftwerkseinrichtungen einschließlich der Hauptwarte unterstellt wird. Durch diese Baumaßnahmen wurde ebenfalls die kritische Fläche des schutzbedürftigen Bereichs bezüglich eines Treffers durch eine Militärmaschine auf das Reaktor- und Notstandsgebäude begrenzt“ /KWO, Bericht zum Sicherheitsstatus/.

Der Auslegung des Kernkraftwerks **KWB-B** gegen „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ und „Flugzeugabsturz“ wurden spezifizierte Lastannahmen zugrunde gelegt. Die Anforderungen bezüglich „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ stimmen mit

denen der RSK-Leitlinien /8/ bzw. der entsprechenden BMI-Richtlinie /22/ überein, als Lastfall für den „Flugzeugabsturz“ wurde eine statische Ersatzlast zugrunde gelegt. Diese Lastannahmen sind nach Auffassung des Gutachters (TÜV-Bayern) bezüglich der Bemessung des Reaktorgebäudes ausreichend, wobei der bauliche Schutz durch weitere anlagentechnische bzw. administrative Maßnahmen zu ergänzen ist /KWB-B, Betriebsgutachten/. In der Deutschen Risikostudie Phase B hat die GRS das Schutzkonzept der Kernkraftwerks KWB-B gegen Einwirkungen durch Flugzeugabstürze untersucht /34/. Dabei wird im Falle eines Flugzeugabsturzes von der Zerstörung der übrigen, nicht speziell ausgelegten Gebäude ausgegangen. In diesem Fall wird mittels Handmaßnahmen die Speisewasserversorgung durch das Notstandssystem, d.h. durch die Stützung durch Block A sichergestellt.

Der Auslegung des Kernkraftwerks **KWG** gegen „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ und „Flugzeugabsturz“ wurden die in den RSK-Leitlinien /8/ formulierten Anforderungen zugrunde gelegt. Weiterhin ist das Erreichen und Halten eines sicheren Zustands der Anlage für 10 Stunden mit automatischen Maßnahmen sicherzustellen. Der Gutachter (TÜV-Hannover) hat bewertet und festgestellt, dass die im Kernkraftwerk realisierten Maßnahmen ausreichend sind /KWG, Betriebsgutachten/.

Die Maßnahmen gegen die Ereignisse „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ und „Flugzeugabsturz“ werden im Kernkraftwerk **GKN-2** gemäß den Anforderungen aus den Sicherheitskriterien /7/, RSK-Leitlinien /8/, im Gutachten nicht näher spezifizierten KTA-Regeln und der „Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ /22/ getroffen. Der Gutachter hat festgestellt, dass der Auslegung der Anlage das automatische Erreichen und Halten eines sicheren Anlagenzustandes für 10 Stunden auch bei Ausfall der Warte zugrunde gelegt wurde. Nach Auffassung des Gutachters (TÜV Stuttgart) sind die vorgesehenen Maßnahmen ausreichend /GKN-2, 6. Gutachten zur 2. Teilerrichtung/.

Für das Kernkraftwerk **KKP-1** haben wir aufgrund uns nicht vorliegender Gutachten die Sicherheitsstatusanalyse zur PSÜ des Betreibers herangezogen. Danach wurde seitens der Genehmigungsbehörde bereits 1972 ein Konzept zur Beherrschung der Ereignisse „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ und „Flugzeugabsturz“ gefordert. Dieser Forderung wurde durch die Nachrüstung des Unabhängigen Sabotage- und Störfallschutzes (USUS) inklusive Errichtung des USUS-Gebäudes entsprochen. Nach Auffassung des Betreibers sind wegen der geringen Trefferwahrscheinlichkeiten wei-

tergehende spezielle Maßnahmen bezüglich des Schutzes des Reaktorgebäudes nicht erforderlich /KKP-1, Periodische Sicherheitsüberprüfung, Sicherheitsstatusanalyse/.

Der Auslegung des Kernkraftwerks **KRB-II** gegen „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ und „Flugzeugabsturz“ wurden die in den RSK-Leitlinien /8/ formulierten Anforderungen zugrunde gelegt. Nach Auffassung des Gutachters (TÜV Süddeutschland) sind die der Auslegung zugrunde gelegten Lastanforderungen dem heute geltenden Regelwerk entsprechend und erfüllen die Schutzziele /KRB-II, Gutachterliche Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung/.

3.2.2 Sicherheitsebenen 4b und 4c

Die Auswertung der herangezogenen Gutachten zeigt, dass auch die Maßnahmen der Sicherheitsebene 4b und 4c in die Begutachtung einbezogen wurden. Die Anforderungen, die seitens der Gutachter an Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebenen 4b und 4c gestellt werden, umfassen die Rückwirkungsfreiheit der entsprechenden Maßnahmen gegenüber Sicherheitseinrichtungen der vorgelagerten Sicherheitsebenen und die Eignung, Wirksamkeit und Durchführbarkeit der Maßnahmen zur Erfüllung der Schutzziele.

Beispielsweise hat der Gutachter zum „Einbau einer Einrichtung zur Probennahme aus RSB nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen“ im **KWO** geprüft und festgestellt, dass „die vorgesehenen Probennahmenart und -verfahren für die Entnahme repräsentativer Proben und zur Bestimmung repräsentativer Radionuklidkonzentrationen in der RSB-Atmosphäre nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen geeignet sind und dies auch für die Entnahme von Proben aus dem RSB-Sumpf hinsichtlich der Repräsentativität in hinreichendem Maße gilt“ /KWO vom 9.9.1999/.

Ebenfalls im Zusammenhang mit dem „Einbau einer Einrichtung zur Probennahme aus RSB nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen“ im **KKP-1** stellt der begutachtende TÜV fest, „dass

- die vorgesehenen Probennahmenart und -verfahren für die Entnahme repräsentativer Proben und zur Bestimmung repräsentativer Radionuklidkonzentrationen im RSB nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen geeignet sind,
- Systemaufbau und -anordnung den sicherheitstechnischen Anforderungen entspricht,

- eine radiologische Gefährdung des Betriebspersonals auch bei mehrfacher Probenahme ausgeschlossen ist“ /KKP-1, Änderungsgenehmigung vom 28.5.1999/.

Zur Genehmigung der Notfallmaßnahme „primärseitige Druckentlastung“ im **KWG** sind die Eignung und Wirksamkeit sowie die „Erfüllung der einschlägigen Sicherheitsanforderungen“ durch den zugezogenen TÜV geprüft worden /KWG, Änderungsgenehmigung vom 16.5.1997/.

Bei der Begutachtung der Notfallmaßnahme „Diversitäre Druckentlastung des RDB“ im **KKP-1** hat der Gutachter die Erfüllung der RSK-Anforderungen geprüft. Nach Auffassung des Gutachters ist die Notfallmaßnahme für den Anforderungsfall geeignet, die Rückwirkungsfreiheit ist gewährleistet /KKP-1, Änderungsgenehmigung vom 28.5.1999/.

Bei der Begutachtung der AM-Maßnahmen in **GKN-2** /GKN-2, Betriebsgutachten/ und in **KRB-II** /KRB-II, Gutachterliche Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung/ wurde seitens des Gutachters die Einhaltung der zu diesem Zeitpunkt vorliegenden Empfehlungen der RSK /11/ beurteilt. Darin werden über die Anforderungen bezüglich Rückwirkungsfreiheit und Wirksamkeit hinaus Empfehlungen zur Ausführung konkreter AM-Maßnahmen ausgesprochen.

3.3 Zuordnung zu den Sicherheitsebenen der in Kernkraftwerken in Deutschland verwirklichten störfallüberschreitenden Maßnahmen

Zur Feststellung der Sachverhalte wurden die in der GRS verfügbaren Genehmigungsunterlagen für die repräsentativen Anlagen ausgewertet /KWO, KWB-B, KWG, GKN-2, KKP-1, KRB-II/. Darüber hinaus wurde die Zusammenstellung über die anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in deutschen Kernkraftwerken des BfS /5/, dazu vorhandene, jedoch bisher nicht veröffentlichte Aktualisierungen und weitere veröffentlichte Unterlagen /29, 35, 40/ herangezogen.

Anlage 5a gibt eine Übersicht über die Ausbildung von Schutzmaßnahmen zur Beherrschung von Zuständen der Sicherheitsebene 4a in den herangezogenen repräsentativen Kernkraftwerken. In Anlage 5b sind die wesentlichen realisierten bzw. in Planung oder Realisierung befindlichen AM-Maßnahmen der Sicherheitsebenen 4b und 4c aufgeführt. Im Zusammenhang mit der Beantwortung von Fragen an den Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland zur 2. Überprüfungskonferenz im Rahmen

der nuklearen Sicherheitskonvention /40/ ist der Stand der Maßnahmen auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c in den Kernkraftwerken in Deutschland insgesamt zusammengestellt und international verbreitet worden /87/. Diese Zusammenstellung ist in den Anhängen 5c und 5d enthalten. Danach sind auch in allen übrigen Kernkraftwerken in Deutschland vergleichbare Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebenen 4b und 4c vorhanden bzw. in Planung oder Realisierung.

Im Folgenden werden die anlagenbezogenen Zuordnungen zu den einzelnen Sicherheitsebenen erläutert:

3.3.1 Sicherheitsebene 4a

Zur Beherrschung des ATWS werden in den repräsentativen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren weitgehend Systeme der Sicherheitsebenen 1 – 3 verwendet. Im Kernkraftwerk **KWO** sind dazu das Volumenregelsystem (einsträngig mit 3 HD-Förderpumpen) sowie das zweifach redundante Leckageergänzungssystem (2x100%) zur Aufborierung des Hauptkühlmittels vorgesehen. In **KWB-B** steht zur Beherrschung des ATWS das Volumenregelsystem (einsträngig mit 3 HD-Förderpumpen) zur Verfügung. In **KWG** und **GKN-2** wird das als Sicherheitssystem ausgeführte Zusatzboriersystem verwendet, das in Übereinstimmung mit den Anforderungen der Sicherheitsebene 3 ein 4x50% System bezüglich der Sicherheitsebene 3 ist. Aus Gutachtensunterlagen⁵ geht hervor, dass im ATWS-Fall das Zusatzboriersystem als 4x25% System zu betrachten ist und damit die entsprechenden Anforderungen erfüllt sind.

In den Anlagen mit Siedewasserreaktoren ist für den ATWS-Fall ein Vergiftungssystem als ein spezielles System der Sicherheitsebene 4 installiert, das nur im ATWS-Fall eine Aufborierung des ansonsten borfreien Hauptkühlmittels gewährleistet. Das Vergiftungssystem ist in **KKP-1** und **KRB-II** als zweisträngiges System (2x100%) ausgeführt.

Bezogen auf die einzelnen Generationen von DWR-Anlagen und SWR-Baulinien lässt sich der Schutz gegen „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ auf der Grundlage des Berichtes der Regierung der Bundesrepublik Deutschland

⁵ Detaillierte Informationen hierzu im „Gutachten über die Sicherheit des 1300 Mwe Kernkraftwerkes Isar 2“, TÜV Bayern 1984. Wegen der konzeptionellen Übereinstimmung mit KWG und GKN-2 ist diese Bewertung auch für diese Anlagen zutreffend.

zur ersten Überprüfungstagung im Rahmen der nuklearen Sicherheitskonvention /29/ wie folgt charakterisieren:

– DWR:

- 1. Generation: Keine Auslegung, nachträgliche Risikobewertung, separate Notstandssysteme
- 2. Generation: unterschiedliche Auslegung, separate Notstandssysteme
- 3. u. 4. Generation: Spezifische Auslegung gemäß Regelwerk, Notstandssysteme in Sicherheitssysteme integriert

– SWR:

- Baulinie 69: unterschiedliche spezifische Auslegung bis hin zum Stand Baulinie 72, separate oder in den Sicherheitssystemen integrierte Notstandssysteme
- Baulinie 72: spezifische Auslegung gemäß Regelwerk, Notstandssysteme in Sicherheitssysteme integriert

Im Einzelnen sind in den betrachteten Kernkraftwerken zur Beherrschung der Notstandsfälle „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ Maßnahmen vorgesehen, die durch baulichen Schutz, durch räumliche Trennung redundanter Systemteile sowie durch gesicherte Notstromversorgung speziell gegen die entsprechenden Lastfälle dieser Ereignisse der Sicherheitsebene 4a ausgelegt sind. In **KWO** ist das Notstandssystem, bestehend aus der Notnachkühlkette und der Notbespeisung der Dampferzeuger, jeweils zweifach redundant (2x100%) aufgebaut. In **KWG** und **GKN-2** sind die Systeme der Notnachkühlkette zweifach (2x100%) und die Notspeisesysteme vierfach redundant (4x50%) vorhanden. In den Anlagen **KKP-1** und **KRB-II** sind ebenfalls die zur Beherrschung der Notstandsfälle erforderlichen Systeme zweifach redundant (2x100%) ausgeführt. Als Ausnahme ist **KWB-B** zu nennen. Hier ist eine Stützung durch den Nachbarblock **KWB-A** vorgesehen, wodurch im Notstandsfall über einsträngige primär- und sekundärseitige Verbindungen die Brennelementkühlung gesichert wird.

Bezüglich des baulichen Schutzes ergeben sich folgende Feststellungen:

– „Flugzeugabsturz“

Bei der Auslegung der neueren Anlagen erfolgte auf Basis der Lastannahmen ein entsprechender baulicher Schutz von Gebäuden und Komponenten. Dieser erstreckt sich neben dem Reaktorgebäude auch auf weitere Gebäude mit Systemen, die der Beherrschung dieses Ereignisses in Bezug auf Kernkühlung dienen. Weiterhin wurden Schutzmaßnahmen gegen die induzierten Erschütterungen von Einbauten und Komponenten durchgeführt. Für die älteren Anlagen erfolgten nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von Belastungen in Verbindung mit probabilistischen Untersuchungen. Als Resultat der probabilistischen Bewertung zeigte sich, dass auch wenn die Reaktorgebäude nicht den definierten Lastannahmen standhalten, insbesondere durch den Schutz vorgelagerter Gebäude von einem ausreichend geringen Risiko auszugehen ist /29/. Insgesamt sind bei 14 der 19 in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke spezifische bauliche Auslegungsmaßnahmen gegen „Flugzeugabsturz“, denen zwei unterschiedliche Lastannahmen zugrunde liegen, verwirklicht. Bei fünf Anlagen sind keine weiteren Auslegungsmaßnahmen getroffen, wobei aber wiederum bei einer Anlage das extern nachgerüstete Brennelementlagerbecken speziell baulich geschützt ist. Bei letzteren Anlagen wurden aber nachträglich probabilistische Analysen zum Flugzeugabsturz einschließlich der Abtragbarkeit entsprechender Belastungen durchgeführt.

– „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“

Alle neueren Anlagen sind gegen eine „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ mit den spezifizierten Lastannahmen geschützt. Für Anlagen, bei denen Schutzmaßnahmen gegen „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ nicht bereits bei der Auslegung getroffen wurden, wurde im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen gezeigt, dass in jedem Fall unter Risikogesichtspunkten bei Berücksichtigung der Bedingungen am Standort ein ausreichender Schutz der Anlagen gegeben ist /29/.

3.3.2 Sicherheitsebenen 4b und 4c

Bezüglich der Sicherheitsebenen 4b und 4c sind AM-Maßnahmen in allen Kernkraftwerken in Deutschland realisiert, in Realisierung befindlich bzw. in Planung.

Für Druckwasserreaktoren betreffen in Übereinstimmung mit den Berichten der Bundesregierung Deutschland im Rahmen der Sicherheitskonvention /29, 40/

- die präventiven AM-Maßnahmen:
 - sekundärseitige Druckentlastung und Einspeisung,
 - primärseitige Druckreduzierung und Einspeisung und
- die schadensmindernden AM-Maßnahmen:
 - gesicherter Gebäudeabschluss,
 - primärseitige Druckentlastung,
 - gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters,
 - H₂-Gegenmaßnahmen,
 - Wartenzuluftfilterung.

Für Siedewasserreaktoren betreffen

- die präventiven AM-Maßnahmen:
 - autarkes Einspeisesystem,
 - zusätzliche Ein- oder Nachspeisemöglichkeit im Reaktordruckbehälter und
- die schadensmindernden AM-Maßnahmen:
 - gesicherter Gebäudeabschluss,
 - Druckentlastung des Reaktordruckbehälters,
 - gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters,
 - Inertisierung des Sicherheitsbehälters oder der Kondensationskammer,
 - Wartenzuluftfilterung.

Zu den Hilfsmaßnahmen zur Unterstützung der präventiven und schadensmindernden AM-Maßnahmen für beide Typen zählen:

- Notstromversorgung durch den Nachbarblock (falls vorhanden)
- ausreichende Batteriekapazität
- Möglichkeiten einer schnellen Netzurückschaltung
- eine zusätzliche Netzanbindung (Erdkabel)
- Probennahmesystem im Reaktorsicherheitsbehälter.

Die Auswertung der uns für die repräsentativen Kernkraftwerke zur Verfügung stehenden Genehmigungs- und weiterer Unterlagen hat ergeben, dass in allen betrachteten Kraftwerken AM-Maßnahmen vorgesehen und entsprechende Komponenten und Einrichtungen vorhanden sind. Für die Durchführung von AM-Maßnahmen werden neben speziellen für diese Anwendung vorgesehenen Komponenten auch Komponenten und Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 – 3 herangezogen, wobei die technischen Reserven der betrieblichen Anlagenauslegung und der Auslegung zur Störfallbeherrschung – soweit erforderlich – genutzt werden. Die zur Durchführung der AM-Maßnahmen erforderlichen Prozeduren sind in einem Notfallhandbuch zusammengefasst, das in allen Anlagen vorhanden ist. Die AM-Maßnahmen selbst und das organisatorische Zusammenwirken der Prozeduren werden regelmäßig trainiert /29, 40/.

3.4 Zusammenfassung der Situation in Deutschland

Die Untersuchungen zur Fragestellung „**Welche Maßnahmen sind über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle hinaus in Deutschland verwirklicht?**“ zeigten, dass in allen Anlagen Maßnahmen verwirklicht sind, die über die repräsentativen Auslegungsstörfälle der Sicherheitsebene 3 des Gestaffelten Sicherheitskonzepts hinausgehen. Alle Anlagen haben Maßnahmen entsprechend der in Deutschland praktizierten Differenzierung a, b und c der Ebene 4. Dabei werden die in Kapitel 3 erläuterten Sicherheitsanforderungen in Umfang und Tiefgang unterschiedlich erfüllt. Durch nachträgliche Sicherheitsüberprüfungen wurde aber jeweils gezeigt, dass unter Risikogesichtspunkten ein ausreichender Schutz vorhanden ist /29/. Zusammenfassend stellt sich dies wie folgt dar:

- Ebene 4a

Gegen alle zu berücksichtigenden Ereignisse ATWS, „Flugzeugabsturz“ und „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ sind Schutzmaßnahmen vorhanden.

Die Maßnahmen zur Beherrschung von ATWS sind annähernd bei allen Anlagen gleichwertig.

Als Schutz gegen „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ haben alle Anlagen separate aber unterschiedlich ausgebaute Notstandssysteme.

Darüber hinaus sind bei 14 der 19 in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke spezifische bauliche Auslegungsmaßnahmen gegen Flugzeugabsturz, denen zwei unterschiedliche Lastannahmen zugrunde liegen, verwirklicht. Bei fünf Anlagen sind keine weiteren Auslegungsmaßnahmen getroffen, wobei aber wiederum bei einer Anlage das extern nachgerüstete Brennelementlagerbecken speziell baulich geschützt ist. Bei letzteren Anlagen wurden aber nachträglich probabilistische Analysen zum Flugzeugabsturz unter Einbeziehung der Standortgegebenheiten einschließlich der Abtragbarkeit entsprechender Belastungen durchgeführt.

Gegen „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ und die dafür geltenden Lastannahmen sind alle DWR-Anlagen der 3. und 4. Generation sowie die SWR-Anlagen der Baulinie 72 spezifisch durch bauliche Maßnahmen geschützt. Für die anderen Anlagen wurde im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen entweder ein Nachweis bzgl. der geltenden Lastannahmen geführt oder gezeigt, dass unter Risikogesichtspunkten ein ausreichender Schutz der Anlagen gegeben ist.

- Ebene 4b

Gleichwertige präventive Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind in allen Anlagen verwirklicht. Weitere Maßnahmen befinden sich in der Realisierung bzw. in Planung. Bei DWR-Anlagen handelt es sich im Wesentlichen um entsprechende systemtechnische Maßnahmen zur sekundär- sowie primärseitigen Druckentlastung und Bespeisung; bei SWR-Anlagen um Maßnahmen zur autarken Einspeisung sowie zusätzlichen Ein- und Nachspeisung in den Reaktordruckbehälter.

- Ebene 4c

Ebenso sind gleichwertige schadensmindernde Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in allen Anlagen verwirklicht sowie in Realisierung und Planung. Zu diesen Maßnahmen gehören bei Kernkraftwerken mit DWR im Wesentlichen die primärseitige Druckentlastung des Reaktordruckbehälters, die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, die Wartenzuluftfilterung, die Wasserstoff-Rekombination im und die Probenahme aus dem Sicherheitsbehälter. Bei SWR-Anlagen umfassen die Maßnahmen im Wesentlichen die Druckentlastung des Reaktordruckbehälters, die gefilterte Druckentlastung und die Inertisierung des Sicherheitsbehälters oder im letzteren Fall der Kondensationskammer sowie zum Teil die Wartenzuluftfilterung und die Probenahme aus dem Sicherheitsbehälter

4 Über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle hinaus im Ausland verwirklichte Maßnahmen

4.1 Übersicht über Vorgehensweisen zur Implementierung von störfallüberschreitenden Maßnahmen im Ausland

Auftragsgemäß haben wir den Stand im Ausland zu den Maßnahmen, die über die Beherrschung der gängigen Auslegungsstörfälle in Kernkraftwerken hinausgehen, ermittelt. Zur Feststellung für das Vorgehen im Ausland haben wir in Übereinstimmung mit dem Angebot /2/ die USA, England, Frankreich und Schweden herangezogen.

Die Auswertung der in der GRS verfügbaren Informationen sind in den Anlagen 6a und 6b zusammengefasst aufgeführt. Für die einzelnen Länder ergibt sich folgender Stand:

USA

- Seltene Ereignisse⁶

Im amerikanischen Regelwerk (10 CFR 50) werden, wie auch in Deutschland, für die seltenen Ereignisse ATWS, Flugzeugabsturz und Druckwelle aus chemischen Explosionen Maßnahmen zu ihrer Beherrschung gefordert:

- ATWS (geregelt im 10 CFR § 50.62)

Für die Beherrschung des ATWS (betriebliche Störung mit zusätzlichem Ausfall der Schnellabschaltung des Reaktors) werden Maßnahmen gefordert, die in der Auslegung zu berücksichtigen sind. Es werden ein diversitäres Abschaltssystem sowohl für den DWR als auch den SWR gefordert, und weitere Maßnahmen zur Beherrschung des Ereignisse, welche DWR- bzw. SWR- spezifisch sind /32/.

⁶ Vergleichbar mit den in der deutschen Sicherheitspraxis der Sicherheitsebene 4a zugeordneten Ereignissen. Aus amerikanischen Quellen ist eine Zuordnung zur Sicherheitsebene 4 – auslegungsüberschreitende Zustände – jedoch nicht ableitbar. Eine Übersicht über Maßnahmen gegen seltene Ereignisse enthält Anlage 6a.

– Flugzeugabsturz

Der Standort eines Kernkraftwerkes soll so gewählt sein oder das Kernkraftwerk soll so ausgelegt sein, dass die Wahrscheinlichkeit von Flugzeugabsturz bedingten Freiset- zungen, die die spezifizierten radiologischen Werte von 10 CFR 100 überschreiten würden, $< 10^{-7}/a$ ist /32, 38/.

Bedingt durch die Nähe zu Flugplätzen wurden Lastannahmen aus Abstürzen von Ver- kehrsflugzeugen bei der Anlage TMI (Boeing 707-320) und von Militärmaschinen bei der Anlage Seabrook (Starfighter F111B) bei der Auslegung berücksichtigt /38/. Alle anderen Anlagen sind durch die Auslegung gegen Tornado gegen die Einwirkungen aus Abstürzen kleinerer Flugzeuge geschützt.

Die zugrunde gelegten Lastannahmen betreffen dabei den jeweiligen Flugzeugtypen, angepasste Stoßlast-Zeit-Diagramme sowie Angaben zu Auftrefffläche und Auftreff- winkel /37, 38/.

– Druckwelle aus chemischen Reaktionen

Anlagen sind gegen Einwirkungen aus Druckwellen immer dann zu schützen, wenn spezifizierte Belastungen aus diesen Druckwellen mit einer Häufigkeit größer $10^{-7}/a$ auftreten können /38, 39/.

- Schwere Störfälle jenseits der Auslegung

Die Zuordnung von schweren Störfällen beruht hauptsächlich auf einem probabilisti- schem Ansatz. Genehmigungsanforderungen wurden nicht formuliert, aber die NRC verabschiedete eine Erklärung („policy statement“) und arbeitet mit der Industrie zusammen, um den Umfang und die Art der Betreiberpläne und die Mittel für ihre Umsetzung zu definieren. Es werden keine größeren Änderungen an den Systemen (hardware) gefordert. Kleinere Modifikationen wurden durchgeführt, um von der bereits vorhandenen Ausrüstung (equipment) Kredit zu nehmen.

Von jedem Betreiber – als Inhaber einer Betriebsgenehmigung von der NRC – wird erwartet, dass er einen Plan zur Beherrschung schwerer Störfälle (accident manage- ment plan) implementiert, der aus den folgenden Elementen besteht /67/:

- AM - Strategien
- Training
- Anleitung für die Durchführung der Maßnahmen
- Instrumentierung
- Beschreibung der Verantwortlichkeiten für die Herbeiführung von Entscheidungen

Die NRC hat ein Forschungsprogramm zu schweren Störfällen durchgeführt und die Betreiber haben für jede einzelne Anlage Untersuchungen durchgeführt. Die NRC hat mehrere Leitlinien, Mitteilungen und Berichte zur Unterstützung und Anleitung der Betreiberaktivitäten bei der Entwicklung eines AM-Planes veröffentlicht.

Policy statement der NRC:

Die NRC hat Ziele bezüglich der Häufigkeit einer großen Freisetzung und der Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters bei schweren Unfällen definiert:

- Die Häufigkeit einer großen Freisetzung unter den Bedingungen eines schweren Störfalles sollte $< 10^{-6}/a$ und Reaktor sein. Das Ziel für die Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters ist eine Sicherheitsbehälterauslegung, welche sicherstellt, dass die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit kleiner als 0,1 ist, gewichtet über die ermittelten Kernschmelzhäufigkeiten.

Diese Ziele haben ihre Grundlage auf einem allgemeinen Sicherheitsziel der NRC, welches quantitative Vorgaben für in Betrieb befindliche und zukünftige KKW setzt:

- Das Risiko für eine Person, in der Umgebung eines KKW als Folge eines Reaktorunfalles tödlich zu verunglücken, darf nicht größer sein als ein Promill (0,1%) der Summe der Risiken als Folge von Unfällen mit tödlichem Ausgang, denen Mitglieder der amerikanischen Bevölkerung gewöhnlich ausgesetzt sind.
- Das Risiko für die Bevölkerung in der Umgebung eines KKW, als Folge des Betriebes eines KKW an Krebs zu erkranken, darf ein Promill (0,1%) der Summe der Risiken aus allen anderen Ursachen an Krebs zu erkranken, nicht überschreiten.

NUMARC (Nuclear Management and Resources Council), eine Einrichtung der Nuklearindustrie, begleitet die Aktivitäten der Industrie im Zusammenhang mit dem NRC-Programm zu schweren Störfällen mittels zweier Initiativen:

- Durch eine gemeinsame Anstrengung mit EPRI (Electrical Power Research Institute) arbeitet sie an einer Leitlinie, welche einzelne Betreiber in die Lage versetzt, anlagenspezifische AM-Möglichkeiten zu bewerten und die technischen Voraussetzungen für die Entwicklung von AM-Plänen zu erstellen.
- Sie koordiniert die AM-Aktivitäten der verschiedenen Gruppen von Betreibern von KKW (owners groups of NSSS)

Die anlagenspezifischen AM-Pläne für jedes KKW sind inzwischen entwickelt worden und die NRC betrachtet diese Angelegenheit als abgeschlossen (siehe auch Bericht NEI 91-4, zitiert in /83, 88/). Eine Zusammenstellung von AM-Maßnahmen in amerikanischen Kernkraftwerken enthält Anlage 6b.

England

Die Festlegung von Auslegungsstörfällen erfolgt auf der Grundlage probabilistischer Einschätzung der Eintrittshäufigkeit von Ereignissen ($> 10^{-5}/a$) bzw. entsprechender Regeln für das Versagen von Strukturen, Systemen und Komponenten, für die spezielle Betrachtungen durchgeführt wurden /79/. Auslegungsstörfälle müssen konservativ analysiert werden. Kombinationen von Auslegungsstörfällen incl. GVA müssen betrachtet werden. Kein Einzelfehler in einem Sicherheitssystem darf die Funktion dieses Systems so behindern, dass Auswirkungen auf die Gesamtanlage auftreten. Die 30-Minuten-Regel für Operateureingriffe für das Sicherheitssystem bzw. Schutzaktionen (protective action) ist einzuhalten. Für alle Auslegungsstörfälle gilt, dass keine physische Barriere für die Freisetzung von Radioaktivität verletzt wird bzw. mindestens eine intakt und die Dosis außerhalb der Anlage unterhalb 100 mSv bleibt.

Für übergreifende Einwirkungen gilt jedoch grundsätzlich, dass sie bis zu einer Eintrittshäufigkeit von $>10^{-4}/a$ in der Auslegung berücksichtigt werden müssen. Für übergreifende Einwirkungen zwischen $10^{-4}/a$ und $10^{-7}/a$ müssen Vorsorgemaßnahmen getroffen werden. Für Einwirkungen $< 10^{-7}/a$ werden keine Vorsorgemaßnahmen mehr getroffen. Folgende äußere Einwirkungen sollen berücksichtigt werden: Erdbeben, Überflutung, Trockenheit, Sturm, extreme Umgebungstemperaturen, Blitzschlag. Folgende durch den Menschen verursachten Einwirkungen sind zu betrachten: Flugzeugabsturz, Druckwelle aus chemischen Reaktionen, Unterbrechung von wichtigen Hilfssystemen wie Elektrizität und Wasser. Alle übergreifende Einwirkungen, die häufiger sind als $10^{-4}/a$ müssen wie Auslegungsstörfälle behandelt werden (konservative

Analyse, Superposition mit anderen Auslegungstörfällen). Dabei müssen auch Verfügbarkeit von Zuwegen, Wasserversorgung, Feuerwehren und Kommunikationseinrichtungen berücksichtigt werden. Dies trifft auch auf das Auslegungserdbeben zu. Daneben gibt es noch ein Betriebserdbeben, bei dem der Anlagenbetrieb ungestört weiter laufen kann. Der Brand wird gesondert behandelt, das Hauptgewicht ist die Vermeidung.

Die hier betrachtete DWR-Anlage Sizewell-B ist gegen ATWS, vergleichbar mit den hierfür geltenden deutschen Anforderungen, ausgelegt. Nachrechnungen haben ergeben, dass die Anlage Sizewell-B gegen Einwirkungen aus dem Absturz einer Cessna 210 und gegen standortbezogene Einwirkungen aus „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ geschützt ist (Anlage 6a) /38, 39/.

Für Anlagenzustände außerhalb der Auslegung gilt, dass die Analysen auf der Grundlage realistischer Anfangs- und Randbedingungen durchgeführt werden können. Mäßig konservative Annahmen sollen gemacht werden, um zu optimistische Ergebnisse zu vermeiden. Die bei Sizewell-B implementierten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes /67/ sind im Anhang 6b aufgeführt.

Übersicht über radiologische Auswirkungen, zugeordnet zu den Sicherheitsebenen

Sicherheitsebene	Häufigkeit für Einwirkungen	radiologische Auswirkung
1, 2, 3	$> 10^{-4}/a$	1 mSv/a (für Betrieb und alle Störungen insgesamt)
4	$10^{-4}/a > x > 10^{-7}/a$	< 100 mSv
5	$< 10^{-7}$	nicht zu betrachten

Frankreich

Die Einordnung der Ereignisse in die Sicherheitsebenen des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ in Frankreich ist im Wesentlichen probabilistisch begründet /78/. Ereignisse der Kategorie 3 haben eine Eintrittshäufigkeit von $10^{-2}/a - 10^{-4}/a$, die der Kategorie 4 eine Eintrittshäufigkeit von $10^{-4}/a - 10^{-6}/a$. Dabei sind die Kategorien 3 und 4, vergleichbar mit der für die USA beschriebenen Vorgehensweise, der Sicherheitsebene 3 zuzuordnen. Für spezielle Anlagenzustände sind schutzzielorientierte Prozeduren H (hors dimensionnement – außerhalb Auslegung) erforderlich /47, 67, 77/. Hierzu zählen Ausfall des Nebenkühlwassers, Ausfall der DE-Bespeisung, Station Blackout, Ausfall der Sicherheitseinspeisung oder des Containment-Sprühsystems in der Langzeitphase nach einem KMV und Maßnahmen gegen Hochwasserständen oberhalb der in der Auslegung berücksichtigten. Weiterhin gibt es sog. ultimative Prozeduren U, die ebenfalls schutzzielorientiert sind. Diese Prozeduren sind aufgeteilt in eine allgemein gültige Prozedur für Störfälle jenseits Sicherheitsebene 3 und Prozeduren für die Zustände unvollständige Containment-Isolierung, vollständiger Ausfall von Sicherheitseinspeisung und Containment-Sprühsystem (Erweiterung von H4), Containment-Druckentlastung und eine praktisch nicht mehr existierende Prozedur zur Verhinderung der frühen Freisetzung bei Durchschmelzen der Bodenplatte /86/. In den Anlagen realisierte bzw. in Realisierung befindliche AM-Maßnahmen⁷ sind in Anlage 6b aufgeführt.

Französische Anlagen sind durch baulichen Schutz gegen Einwirkungen aus dem Absturz kleinerer Flugzeuge – Cessna 210 oder Lear Jet 23 – geschützt. Ebenso wurden bei der Auslegung definierte Lastannahmen aus „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ zugrunde gelegt (Anlage 6a) /38, 39, 80/.

Die Ereignisse in den unterschiedlichen Ereignisklassen werden analytisch mit verschiedenen Vorgehensweisen abgestuft untersucht.

Schweden

Die schwedische Vorgehensweise ist grundsätzlich in Übereinstimmung mit dem amerikanischen Ansatz. Die der Genehmigung zugrunde gelegten Auslegungsstörfälle ent-

⁷ Die Installation von Wasserstoff-Rekombinatoren soll in allen 58 Anlagen bis Ende 2007 abgeschlossen sein /86/

sprechen im Umfang den Angaben im Standard Review Plan, Kapitel 15 in NUREG-0800 /32/.

Interne und externe übergreifende Einwirkungen sind grundsätzlich in der Auslegung berücksichtigt bzw. bei älteren Anlagen wurde über die Notwendigkeit erforderlicher Nachrüstungen auf der Grundlage von probabilistischen Bewertungen entschieden /81/. Die dabei herangezogenen probabilistischen Orientierungswerte sind die Wahrscheinlichkeit von

- Kernschmelzen: $<10^{-5}/a$
- großen frühen Freisetzungen: $<10^{-7}/a$.

Diese probabilistischen Orientierungswerte werden auch bei der Bewertung der Notwendigkeit von Maßnahmen gegen die sehr seltenen Ereignisse „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ herangezogen /39/.

Der Auslegungsrahmen für Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich wird durch die Anlagenzustände

- Vollständiger Ausfall der Wechselstrom- und dampfbetriebenen Pumpen (DWR)
- Großer Bruch mit Fehlfunktion der Druckbegrenzung (SWR).

gebildet.

Die Anforderungen an die Ausbildung von Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich sind grundsätzlich in Übereinstimmung mit der Vorgehensweise in Deutschland. Die Strategie zur Vermeidung von Kernschmelzen besteht dabei aus den Elementen:

- Erhaltung der Kernkühlung
- Druckentlastung des Reaktordruckbehälters
- Gewährleistung eines Wasservorrates unterhalb des Reaktordruckbehälters

Angestrebt wird ein stabiler Endzustand im Sicherheitsbehälter, der durch niedrigen Druck im Sicherheitsbehälter und angemessener Kühlung aller Kernbestandteile gekennzeichnet ist. Dieser Endzustand soll durch

- gefilterte Druckentlastung und
- Flutung des Containments

erreicht und gewährleistet werden. Die schwedische Regierung hat durch Beschluss im Jahre 1986 probabilistische Kriterien für Zustände im auslegungsüberschreitenden Bereich eingeführt. Danach sollen Freisetzungen von größer 0,1% des Kerninhalts an Cs 134 und Cs 137 auf weniger als $10^{-7}/a$ begrenzt bleiben. Die schwedische Position ist ausführlich in einem Statusbericht der OECD /66/ beschrieben.

Seit 1998 existiert in Schweden eine behördliche Empfehlung nach vollständiger Ausbildung der Sicherheitsebene 4 unter Berücksichtigung der angegebenen probabilistischen Orientierungswerte. Die hierzu verfügbaren Angaben über Maßnahmen in schwedischen Kernkraftwerken sind in den Anlagen 6a und 6b zusammengestellt.

4.2 Internationale Anforderungen für störfallüberschreitende Maßnahmen

Der internationale Stand zu Mindestanforderungen für störfallüberschreitende Maßnahmen wird nach Auffassung der GRS durch die neuesten Veröffentlichungen der IAEA im Rahmen des NUSS-Programms /24, 27, 28/ und von INSAG, einer Beratergruppe der IAEA zu Fragen der kerntechnischen Sicherheit /26/, repräsentiert.

In Übereinstimmung mit den Empfehlungen der IAEA /24/⁸ sollen Kernkraftwerke über ein voll ausgebildetes „Gestaffeltes Sicherheitskonzept“ verfügen. Die Sicherheitsebene 3 umfasst dabei die Auslegungsstörfälle in einem Häufigkeitsbereich von $10^{-2}/a$ – $10^{-5}/a$. Ereignisse $>10^{-2}/a$ sind der Sicherheitsebene 2 und Zustände $<10^{-5}/a$ grundsätzlich der Sicherheitsebene 4 – störfallüberschreitende Anlagenzustände – zugeordnet. Traditionell werden auf der Sicherheitsebene 3 aber auch einige Ereignisse mit Häufigkeiten $< 10^{-5}/a$ behandelt, hierzu gehört auch der doppelendige Bruch der Hauptkühlmittleitung bei Ausführung und Betrieb nach speziellen Anforderungen /24, Kapitel 4.69/. Wörtlich heißt es hierzu in Kapitel 4.69: „Design basis accidents have a lower frequency than the anticipated operational occurrences. They would not be expected to occur during the lifetime of the plant but, in accordance with the principle of defence in depth, they have been considered in design of NPP. The design basis accidents have

⁸ siehe hierzu Fußnote 2

a frequency of occurrence in the range of 10^{-2} to 10^{-5} per reactor year, although there are some groups of PIEs that are traditionally included in the design basis analysis that may have lower frequencies – for example, a large break LOCA.”

Im Gegensatz zur Praxis in Deutschland sind ATWS-Ereignisse und zivilisatorisch bedingte Ereignisse, wie „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“, nicht explizit auf der 4. Sicherheitsebene der auslegungsüberschreitenden Ereignisse und Zustände eingeordnet. Bezüglich ATWS richten sich die Empfehlungen von INSAG in INSAG-12 /26/ auf den Nachweis, dass Ereignisse dieser Art genügend unwahrscheinlich sind bzw. nicht zu schweren Kernschäden führen. Hierzu heißt es in Kapitel 202 von INSAG-12 /26/: „....The plant is so designed that these anticipated transients without scram (ATWS) do not contribute appreciably to risk, consistent with the technical safety objective of section 2.3⁹. This is achieved by making the accidents sufficiently unlikely or by ensuring that they will not lead to severe core damage....”

Für zivilisatorisch bedingte Einwirkungen soll nach Empfehlungen der IAEA /24/ nachgewiesen sein, dass nicht akzeptable Fehler an Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung der Störfälle der Sicherheitsebene 3 (Auslegungsstörfälle) aus diesen Einwirkungen praktisch ausgeschlossen sind. Dazu wörtlich in Kapitel 3.36 von /24/: „The SSCs (systems and components) which are required to perform the fundamental safety functions should be designed to withstand the loads induced by the design basis events and able to perform their functions during and after such events¹⁰. This should be achieved through adequate structural design, redundancy and separation.” Hierzu kann der Nachweis geführt werden, dass die Ereignisse selbst sehr unwahrscheinlich oder aber die Einwirkungen wegen Auslegung nicht weiter betrachtet werden müssen. In Kapitel I.13 von /27/ heißt es hierzu: „If the likelihood of failure of a structure, system or component to safety due to natural or human induced external events can be interfered to be acceptably low because of adequate design and construction, failure cause by that event need not be included in the design basis for the plant.”

Die nach Empfehlungen von INSAG und IAEA /24, 26, 27, 28/ einzuhaltenden grundlegenden Sicherheitsanforderungen für die Ausbildung der Sicherheitsebenen 3 und 4 entsprechen ansonsten grundsätzlich denen, die in Deutschland nach kerntechnischem Regelwerk gelten. Unterschiede sind im Wesentlichen auf verfügbarkeitsorien-

⁹ gemeint ist hier INSAG-12/6/

¹⁰ gemeint sind hier u.a. die zivilisatorisch bedingten Einwirkungen

tierte Merkmale zurückzuführen, sie betreffen nicht die sicherheitstechnischen Anforderungen.

Durch Maßnahmen und Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene sollen nicht beherrschte Störfälle der Sicherheitsebene 3 in sichere Anlagenzustände überführt bzw. deren Auswirkungen gemindert werden /58/. Zur Festlegung der Anlagenzustände der Sicherheitsebene 4 werden probabilistische Orientierungswerte empfohlen /24/. Quantitative radiologische Sicherheitsziele sind für die 4. Sicherheitsebene nicht definiert. Folgende wesentliche Anforderungen an Maßnahmen und Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene sind beschrieben /24, 26, 27, 28/:

- Maßnahmen und Einrichtungen sollen auf der Grundlage realistischer Anfangs- und Randbedingungen sowie best-estimate Analyseverfahren und -codes sowie Verhältnismäßigkeitsgesichtspunkten konzipiert werden.
- Als Maßnahmen und Einrichtungen können Komponenten und Systeme vorgelagerter Sicherheitsebenen auch außerhalb ihrer Auslegungsgrenzen eingesetzt werden. Darüber hinaus kommen auch eigens für die 4. Sicherheitsebene ausgelegte Maßnahmen und Einrichtungen zum Einsatz.
- Die Maßnahmen und Einrichtungen müssen unter den sich einstellenden Umgebungsbedingungen geeignet und wirksam sowie durchführbar sein.
- Die Maßnahmen und Einrichtungen müssen rückwirkungsfrei in Bezug auf die vorgelagerten Sicherheitsebenen sein.

Heute international in Kernkraftwerken angewendete Maßnahmen zur Überführung von Anlagenzuständen der 4. Sicherheitsebene in sichere Zustände bzw. zur Minderung deren Auswirkungen sind in INSAG-12 /26, S.31/ aufgelistet.

Die Maßnahmen und Einrichtungen der 4. Sicherheitsebene sollen in Übereinstimmung mit den Empfehlungen der IAEA zur PSÜ /68/ in die regelmäßig durchzuführenden Sicherheitsüberprüfungen einbezogen werden. Entsprechende Empfehlungen sind ebenfalls in die gegenwärtig laufenden Arbeiten zur Fortschreibung des entsprechenden IAEA Safety Standards zur PSÜ /69/ aufgenommen worden.

4.3 Zusammenfassung der Situation im Ausland

In Beantwortung der Fragestellung „**Welche Maßnahmen sind über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle hinaus im Ausland verwirklicht?**“ kann festgestellt werden, dass auf der Sicherheitsebene 4, wie in Deutschland, auslegungsüberschreitende Ereignisse zu beherrschen und Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Überführung auslegungsüberschreitender Zustände in sichere Zustände vorzusehen sind. Dabei gibt es bei den Anforderungen an die Maßnahmen zur Beherrschung der auslegungsüberschreitenden Ereignisse und des anlageninternen Notfallschutzes ebenfalls keine grundlegenden Unterschiede. Im Gegensatz zur deutschen Sicherheitspraxis ist die 4. Sicherheitsebene jedoch durch die Vorgabe von probabilistischen Werten für die zu beherrschenden Ereignisse bzw. zu überführenden Zustände häufig eingegrenzt. Für den Fall, dass ein probabilistischer Ausschluss derartiger Ereignisse bzw. Zustände nicht nachgewiesen werden kann, sind entsprechende Maßnahmen erforderlich.

- ATWS, Flugzeugabsturz und Druckwelle aus chemischen Reaktionen

Zur Beherrschung von ATWS sind in allen Anlagen Schutzmaßnahmen vorhanden, die denen in deutschen Anlagen vergleichbar sind.

Gegen Flugzeugabsturz sind die Anlagen, soweit probabilistisch erforderlich, durch bauliche Auslegungsmaßnahmen geschützt, bzw. es wurde der nachträgliche Nachweis der Lastabtragbarkeit erbracht. Die zugrunde gelegten Lastannahmen sind von den jeweiligen Standortbedingungen abhängig und umfassen Einwirkungen aus dem Absturz von zivilen Kleinflugzeugen, Militärflugzeugen oder Verkehrsflugzeugen. Die Lastannahmen betreffen dabei den jeweiligen Flugzeugtypen angepasste Stoßlast-Zeit-Diagramme sowie Angaben zu Auftrefffläche und Auftreffwinkel.

Gegen die Einwirkungen aus „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ sind standortabhängig alle Anlagen, soweit probabilistisch erforderlich, durch bauliche Auslegungsmaßnahmen geschützt, bzw. es wurde der nachträgliche Nachweis der Lastabtragbarkeit erbracht.

- Anlageninterner Notfallschutz

Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind in allen Anlagen der betrachteten Länder implementiert. Wie bei deutschen Anlagen handelt es sich dabei vorrangig um Maßnahmen, die präventiv auf die Verhinderung von Kernschmelzen ausgerichtet sind. Diese Maßnahmen umfassen für DWR die sekundär- sowie primärseitige Druckentlastung und Bespeisung; bei SWR sind Maßnahmen zur zusätzlichen Ein- und Nachspeisung in den Reaktordruckbehälter vorhanden. Die vorhandenen schadensmindernden anlageninternen Notfallmaßnahmen sind auf den Schutz des Sicherheitsbehälters im Falle von Kernschmelzzuständen ausgerichtet. Diese Maßnahmen umfassen die Druckentlastung des Reaktordruckbehälters, die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters und als Maßnahmen zur Begrenzung der Wasserstoffkonzentration die Inertisierung des Reaktorsicherheitsbehälters bei SWR oder die Rekombination von Wasserstoff mittels entsprechender Rekombinatoren.

Die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters ist dabei bis auf die amerikanischen Anlagen wie in Deutschland als gefilterte Druckentlastung aufgebaut. Als weitere Maßnahmen kommen das Sicherheitsbehältersprühen und -fluten zum Einsatz.

5 Behördliche Umsetzung der störfallüberschreitenden Maßnahmen

5.1 Deutschland

Zur Feststellung der Sachverhalte wurden die in der GRS verfügbaren Genehmigungsunterlagen für die repräsentativen Anlagen herangezogen /KWO, KWB-B, KWG, GKN-2, KKP-1, KRB-II/. Hierzu wurden die Angaben zu Art der Genehmigungen und zu Änderungsgründen ausgewertet und – geordnet nach den Sicherheitsebenen 4a, 4b, 4c – zusammengestellt (Anlage 7).

Die Auswertung zeigt, dass die Gründe für Schutzmaßnahmen im störfallüberschreitenden Bereich bezüglich der Sicherheitsebene 4a in der Erfüllung entsprechender Empfehlungen der RSK Leitlinie /8, 17/ und bezüglich der Sicherheitsebenen 4b und 4c in der Regel auf neueren Empfehlungen der RSK zum anlageninternen Notfallschutz beruhen. Beispielsweise hat der Bundesminister des Innern in einem Schreiben vom 12.02.1982 /84/ an das Niedersächsische Sozialministerium – den Standort und das Konzept des Kernkraftwerkes Emsland betreffend – unter Bezugnahme auf Empfehlungen der RSK festgelegt: „Gegen den Flugzeugabsturz sind Schutz- und Vorsorge-maßnahmen nach §7 Abs. 2 AtG zu treffen. Erforderlich sind Maßnahmen nach Nr. 2.6 der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Stand 21.10.1977.“

Die Schutzmaßnahmen selbst wurden grundsätzlich nach § 7 AtG, entweder im Rahmen von Errichtungs- und Betriebsgenehmigungen oder durch Änderungsgenehmigungen genehmigt.

5.2 Ausland

- ATWS, Flugzeugabsturz, Druckwelle aus chemischen Reaktionen

In den USA ist nach dem dort gültigen Regelwerk (10 CFR § 50.62) die Beherrschung des ATWS gefordert. Gegen einen Flugzeugabsturz sollen Anlagen immer dann ausgelegt sein, wenn die durch Flugzeugabsturz bedingte Freisetzung den in 10 CFR 100 spezifizierten Werte überschreitet und die Häufigkeit dieses Ereignisses $> 10^{-7}/a$ ist.

In England gilt grundsätzlich, dass bei übergreifenden Einwirkungen $< 10^{-7}/a$ keine Vorsorgemaßnahmen getroffen werden müssen. Bei Eintrittshäufigkeiten im Bereich $10^{-4}/a$ und $10^{-7}/a$ sind Vorsorgemaßnahmen erforderlich. Für die im Zusammenhang mit der gutachterlichen Stellungnahme betrachtete DWR-Anlage Sizewell-B haben Nachrechnungen ergeben, dass die Anlage gegen Einwirkungen aus dem Absturz einer Cessna 210 und gegen standortbezogene Einwirkungen aus „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ geschützt ist /38, 39/. Vergleichbar mit den in Deutschland geltenden Anforderungen ist die Anlage gegen ATWS ausgelegt.

In Frankreich sollen Anlagen gegen externe übergreifende Einwirkungen so ausgelegt sein, dass eine Freisetzung oberhalb spezifizierter Werte immer $< 10^{-7}/a$ ist /47/. ATWS gehört zu den speziellen Betriebsstörungen, die zu analysieren sind /47/. Danach muss durch entsprechende Maßnahmen auch unter ATWS-Bedingungen die Anlagensicherheit gewährleistet bleiben.

In Schweden wird über die Notwendigkeit von Maßnahmen gegen „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ auf der Grundlage probabilistischer Bewertungen entschieden /39/. Maßnahmen gegen ATWS sind erforderlich.

- Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

In den USA existieren keine gesetzlichen Anforderungen zur Implementierung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes /67/. In Schweden hingegen wurde hierzu eine allgemeine Richtlinie der Regierung erlassen in deren Folge Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes eingeführt wurden. Die in USA implementierten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes gehen auf eine Initiative zwischen Behörde und Betreibern zurück.

In Frankreich /67/ sind behördliche Anforderungen in Entwicklung. Die Umsetzung erfolgt auf der Grundlage von Programmen, die zwischen Betreibern und Behörden abgestimmt sind. Die Implementierung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in der englischen DWR-Anlage Sizewell-B erfolgte bereits mit der Errichtung, die Maßnahmen wurden im Genehmigungsverfahren beurteilt.

5.3 Zusammenfassung

Zur Bearbeitung der Fragestellung **„Erfolgte dies für den auslegungsüberschreitenden Bereich auf behördliche Anordnung und durch Genehmigung der Errichtung oder des Betriebes?“** wurden die in der GRS verfügbaren Genehmigungsunterlagen über Kernkraftwerke in Deutschland ausgewertet. Dabei wurde festgestellt, dass die in Deutschland verwirklichten Maßnahmen für den auslegungsüberschreitenden Bereich bezüglich der Sicherheitsebene 4a auf Umsetzung von Sicherheitsanforderungen in den RSK-Leitlinien /8, 17/ und bezüglich der Sicherheitsebenen 4b und 4c auf neueren Empfehlungen der RSK zum anlageninternen Notfallschutz beruhen. Teilweise gehen sie auf behördliche Anordnung und auf Auflagen im Genehmigungsverfahren zurück. Die Genehmigung der Maßnahmen erfolgte jeweils nach § 7 AtG, entweder im Rahmen von Errichtungs- oder Betriebsgenehmigungen oder durch Änderungs-genehmigungen.

Im Ausland sind die Maßnahmen zur Beherrschung von ATWS sowie „Flugzeugabstürzen“ und „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“ behördlicherseits gefordert und in den Anlagen, soweit nicht probabilistisch ausschließbar, verwirklicht.

In England und Schweden geht die Implementierung der Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz auf Anforderungen der Behörden zurück. In Frankreich und den USA bestehen dagegen keine expliziten behördlichen Anforderungen. Die Implementierung der Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in den französischen und amerikanischen Anlagen basiert auf jeweils gemeinsam zwischen Behörden und Betreibern erstellten Programmen, die jedoch unter Kontrolle der Behörden umgesetzt wurden.

6 Sicherheitsgewinn und -anforderungen im auslegungs- überschreitenden Bereich nach internationaler Wissen- schaft

Gemäß Auftrag /1/ ist die Beurteilung des Sicherheitsgewinns durch Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich auf die hierzu vorliegenden Aussagen der internationalen Wissenschaft zu begrenzen.

Bezüglich der Bewertung der Situation zur Ausbildung der 4. Sicherheitsebene in Kernkraftwerken in Deutschland erfolgt deshalb nur eingangs eine knappe, zusammengefasste Beschreibung.

6.1 Beschreibung der Situation zur Ausbildung der 4. Sicherheitsebene in Kernkraftwerken in Deutschland

Im Bericht der Regierung der Bundesrepublik zur ersten Überprüfungstagung im Rahmen der Sicherheitskonvention /29/ wird zur Situation der Ausbildung der 4. Sicherheitsebene in Kernkraftwerken in Deutschland festgestellt:

„Das¹¹ (Dieses) in vier Ebenen gestaffelte Sicherheitskonzept ist bei allen deutschen Kernkraftwerken realisiert“ und weiter: „Die vierte Sicherheitsebene erweitert das gestaffelte Sicherheitskonzept durch Vorkehrungen gegen Ereignisse, die wegen geringer Eintrittswahrscheinlichkeit keine Auslegungsstörfälle sind. Dies sind punktuelle Maßnahmen gegen spezielle, sehr seltene Ereignisse wie Flugzeugabsturz, äußere Druckwelle und ATWS, darüber hinaus seit Mitte der 80er Jahre die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes. Ziel ist es, auch im Fall der extrem unwahrscheinlichen auslegungsüberschreitenden Störfälle schwere Kernschäden zu verhindern und, falls das nicht mehr möglich ist, die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung des Kernkraftwerkes zu begrenzen.....“.

Diese sicherheitstechnische Bewertung zur Implementierung der 4. Sicherheitsebene in Kernkraftwerken in Deutschland wird auch im Bericht der Bundesrepublik Deutschland zur zweiten Überprüfungstagung im April 2002 /40/ vorgenommen.

¹¹ vom Verfasser angepasst

Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind durch Risiko- bzw. probabilistische Sicherheitsanalysen identifiziert und die Anforderungen in Bezug auf ihre Durchführbarkeit, Eignung und Wirksamkeit soweit Verträglichkeit mit dem jeweiligen Sicherheitskonzept bewertet worden /34/. Ihre Überprüfung auf Einhaltung der Anforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik ist auch Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfungen /19/.

Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes tragen nachweislich zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus der Anlagen bei. Denn die für Anlagen in Deutschland im Ergebnis probabilistischer Sicherheitsanalysen ermittelten Summenhäufigkeiten für Zustände mit nicht auslegungsgemäß wirksamer Kernkühlung liegen für die untersuchten Anlagen – meist deutlich – unter $10^{-4}/a$ /73/. Für die Anlagen, bei denen auch der Einfluss von anlageninternen Notfallmaßnahmen der Sicherheitsebene 4b analysiert wurden, liegen die Summenhäufigkeiten für Kernschmelzen unter $10^{-5}/a$, was einem Faktor von 10 und mehr als Sicherheitsgewinn entspricht.

Dieses Bild zeigt sich auch bei der kürzlich abgeschlossenen PSA der Stufe 2 für die Referenzanlagen GKN-2 /43/. Danach wird durch die präventiven anlageninternen Notfallmaßnahmen eine Kernschadenshäufigkeit von $1,5 \cdot 10^{-6}/a$ erreicht, was einem Faktor von ca. 8 beim Sicherheitsgewinn gegenüber der Systemschadenshäufigkeit entspricht. Die Häufigkeit für Anlagenzustände mit frühen Freisetzungen liegt bei $2,15 \cdot 10^{-7}/a$ und damit auch deutlich unter den international empfohlenen Zielwerten für neue Anlagen.

Weiterhin wird durch das Venting die Häufigkeit von Freisetzungen, die einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters entsprechen, um den Faktor 10 und mehr reduziert.

Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind in allen Anlagen beantragt, realisiert bzw. befinden sich in Realisierung. Die Maßnahmen wurden grundsätzlich in Genehmigungsverfahren auf Einhaltung von Anforderungen durch hinzugezogene Sachverständige geprüft. Die einzuhaltenden Anforderungen sind in verschiedenen RSK-Empfehlungen dokumentiert. Die Verankerung der Anforderungen im KTA-Regelwerk ist im Rahmen von KTA-2000 vorgesehen. Die hierzu erforderlichen Arbeiten sind im Gange.

6.2 Bewertung des Sicherheitsgewinns störfallüberschreitender Maßnahmen im Ausland

Generell kann in Auswertung der Literatur festgestellt werden, dass die 4. Sicherheits-ebene heute als ein verwirklichter Teil des Sicherheitskonzepts von Kernkraftwerken einzustufen ist und dementsprechend auch als Sicherheitsgewinn ausgewiesen wird.

Die Implementierung der erforderlichen Maßnahmen erfolgt auf der Grundlage deterministischer Anforderungen, die die technische Ausführung und den Nachweis der Erfüllung spezifizierter Schutzziele betreffen.

Wie in Kapitel 3.2.2 ausgeführt, sind in den angesprochenen Ländern in unterschiedlichem Umfang störfallüberschreitende Maßnahmen, entweder als Betreiberinitiative oder in Erfüllung behördlicher Anforderungen, als Mittel zur weiteren Erhöhung der nuklearen Sicherheit implementiert worden /36, 44, 67/. In im Auftrag der EU durchgeführten Arbeiten /36/ ist dazu folgende Bewertung enthalten: „In most partners countries¹² a certain level of severe accident management has been introduced as a means to further enhance nuclear safety, either as a utility initiative or following a regulatory requirement. It has been developed on a utility- or country-specific-basis, i.e. without uniform guidance or standard.....“. Der Grad der Erhöhung der nuklearen Sicherheit stellt ein Maß an Sicherheitsgewinn dar und ist durch die probabilistische Sicherheitsanalyse quantifizierbar.

Es muss jedoch, wie in INSAG-10 „Defence in Depth in Nuclear Safety“ /58/ ausgeführt, sichergestellt sein, dass bereits durch die ersten drei Sicherheitsebenen die Kernintegrität gewährleistet ist und die Strahlenexposition in der Umgebung des Kernkraftwerks in den vorgeschriebenen Grenzen verbleibt. Trotzdem sind nach INSAG aber weitere Aktivitäten zur Erhöhung der nuklearen Sicherheit durch Maßnahmen der 4. Sicherheitsebene durchgeführt worden. Wörtlich heißt es hierzu in Kapitel 43 von /58/: „For the concept of defence in depth as applied to currently operating plants, it is assumed that the measures considered at the first three levels will ensure maintenance of the structural integrity of the core and limit potential radiation hazards for members of the public. Nevertheless, additional efforts are made in order to further reduce the risk. The broad aim of the fourth level of defence is to ensure that the likelihood of an accident entailing severe core damage, and the magnitude of radioactive releases in

¹² hierzu zählen die angesprochenen Länder und Deutschland

the unlikely event that a severe plant condition occur, are both kept as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account. Accident management may not be used to excuse design deficiencies at prior levels”

Die Bewertung des Sicherheitsgewinns von Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich durch die internationale Wissenschaft sowie Empfehlungen zu Anforderungen an die Maßnahmen werden aus unserer Sicht durch weitere Veröffentlichungen der IAEA im Rahmen des NUSS-Programms, hier insbesondere „Safety Assessment and Verification“ /24/, „Safety of Nuclear Power Plants: Design“ /27/, „Safety of Nuclear Power Plants: Operation“ /28/ und von INSAG in „Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants“ /26/, repräsentiert.

In INSAG-12 /26/ – insbesondere Kapitel 22 und 23 – wird als Sicherheitsgewinn die Stärkung des Gestaffelten Sicherheitskonzepts insgesamt ausgewiesen. Der Sicherheitsgewinn äußert sich dabei darin, dass

- Störfallüberschreitende Anlagenzustände eine kleine Eintrittshäufigkeit aufweisen und
- Unfälle („severe accidents“) mit schweren Auswirkungen sehr unwahrscheinlich sind.

Wörtlich heißt es hierzu in den betreffenden Kapiteln von INSAG-12:

„22..... Attention is also directed to accidents of very low likelihood which might be caused by multiple failures or which might lead to conditions more severe in existing plants than those considered explicitly in the design (accidents „beyond the design basis“). Some of these severe accidents could cause such deterioration in plant conditions that proper core cooling cannot be maintained, or that fuel damage occurs for other reasons. These accidents would have a potential for major radiological consequences if radioactive materials released from the fuel were not adequately confined. As a result of the accident prevention policy, they are of low probability of occurrence.“

„23 Since these accidents could nonetheless occur, other procedural measures (accident management) are provided for managing their course and mitigating their consequences. these additional measures are defined on the basis of operating experience, safety analysis and the results of safety research. Attention is given in design, siting, procedures and training to controlling the progression and conse-

quences of accidents. Limitation of accident consequences requires measures to ensure safe shutdown, continued core cooling, adequate confinement integrity and off-site emergency preparedness. High consequence severe accidents are therefore extremely unlikely because they are effectively prevented or mitigated by defence-in-depth“.

Die Notwendigkeit von Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich wird anhand probabilistischer Bewertungen bestimmt, wobei als Maßstab hier das insgesamt zu erreichende Sicherheitsniveau ist. Danach soll ein heutiges Kernkraftwerk so ausgelegt sein und betrieben werden, dass unter Berücksichtigung aller verfügbaren Maßnahmen die Wahrscheinlichkeit großer früher Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung immer $< 10^{-5}/a$ bleibt. Für zukünftige Kernkraftwerke sind die Anforderungen weiter verschärft, hierfür gilt ein Wert von $< 10^{-6}/a$ /24, 26/.

Die erzielte Anlagenschadenshäufigkeit ist dabei anhängig von den jeweils angesetzten Strategien zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus. Aussagen hierzu enthält eine Auswertung von PSA der Stufe 2 für ausländische Anlagen mit DWR und SWR /44, 46/. Hiernach werden durch anlageninterne Notfallmaßnahmen Werte für die Anlagenschadenshäufigkeit erreicht, die zwar um den Faktor von ≤ 10 unter denen für die Kernschadenshäufigkeiten liegen, die aber bezüglich der Absolutwerte teilweise nicht die internationalen Maßstäbe erfüllen.

Die wesentlichen deterministischen Anforderungen an die Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich der Sicherheitsebene 4 sind bereits in Kapitel 3.1.2.2. aufgeführt. Hier noch einmal eine kurze Zusammenfassung der Anforderungen:

- Ausbildung auf der Grundlage realistischer Annahmen und Analysen sowie unter Verhältnismäßigkeitsgesichtspunkten.
- Verwendung von Komponenten und Systemen vorgelagerter Sicherheitsebenen auch außerhalb ihrer Auslegungsgrenzen wie auch eigens für die Sicherheitsebene 4 ausgelegte Maßnahmen.
- Nachweis der Eignung und Wirksamkeit sowie Durchführbarkeit unter den sich einstellenden Umgebungsbedingungen
- Rückwirkungsfreiheit in Bezug auf die vorgelagerten Sicherheitsebenen.

Bezüglich ATWS richten sich die internationalen Empfehlungen auf den Nachweis, dass Ereignisse dieser Art genügend unwahrscheinlich sind bzw. nicht zu schweren Kernschäden führen /26/. Für zivilisatorisch bedingte Einwirkungen (z.B. Flugzeugabsturz) muss nachgewiesen sein, dass die Sicherheitseinrichtungen zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle gegen diese Einwirkungen geschützt sind /27/. Hierzu kann der Nachweis geführt werden, dass die zivilisatorisch bedingten Einwirkungen selbst sehr unwahrscheinlich oder aber die Einwirkungen wegen der Auslegung der Sicherheitseinrichtungen nicht weiter betrachtet werden müssen.

6.3 Zusammenfassung

Im Ergebnis der Untersuchungen zur Beantwortung der Fragestellung „**Inwieweit werden die Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich von der internationalen Wissenschaft als Sicherheitsgewinn beurteilt und welche Anforderungen werden an die Maßnahmen gestellt?**“ kann festgestellt werden, dass die Erweiterung des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ um die Sicherheitsebene 4 international empfohlen und von der internationalen Wissenschaft generell als Sicherheitsgewinn eingestuft wird. Das Erfordernis nach Ausbildung der 4. Sicherheitsebene ergibt sich aus Anforderungen an das insgesamt zu erreichende Sicherheitsniveau. Die technische Ausführung der Maßnahmen selbst wird anhand deterministischer Kriterien beurteilt, die im Vergleich zur Sicherheitsebene 3 aber sicherheitstechnisch geringerwertig sind.

Angaben zum Sicherheitsgewinn durch die Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ zeigen sich auch im Ereignis durchgeführter probabilistischer Sicherheitsanalysen. Durch anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen werden im Ausland Häufigkeiten für Anlagenschadenzustände mit frühen Freisetzungen erreicht, die in etwa um den Faktor von 10 und weniger unter denen für die Kernschadenshäufigkeit liegen /46/. Allerdings werden aber bezüglich der erreichten Absolutwerte teilweise nicht immer die international empfohlenen Maßstäbe an das insgesamt, auch für bestehende Anlagen zu erreichende Sicherheitsniveau, erfüllt.

In Deutschland ist die 4. Sicherheitsebene als Bestandteil des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ bei allen deutschen Kernkraftwerken realisiert. Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind in allen Anlagen entweder beantragt, realisiert bzw. befinden sich in Realisierung. Die Maßnahmen wurden grundsätzlich in Geneh-

migungsverfahren auf Einhaltung von Anforderungen durch hinzugezogene Sachverständige geprüft. Die einzuhaltenden Anforderungen sind in verschiedenen RSK-Empfehlungen dokumentiert. Die Verankerung der Anforderungen im KTA-Regelwerk ist im Rahmen von KTA-2000 vorgesehen. Die hierzu erforderlichen Arbeiten sind im Gange.

Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes tragen auch in Deutschland nachweislich zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus der Anlagen bei.

Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sind durch Risiko- bzw. probabilistische Sicherheitsanalysen identifiziert und die Anforderungen in Bezug auf ihre Durchführbarkeit, Eignung und Wirksamkeit soweit Verträglichkeit mit dem jeweiligen Sicherheitskonzept bewertet worden. Ihre Überprüfung auf Einhaltung der Anforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik ist, wie auch international empfohlen, Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfungen.

7 Generelle Zusammenfassung und Fazit

Mit Schreiben vom 26.03.01 hat das BMU die GRS beauftragt, ein Gutachten zur „Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums“ /1/ zu erstellen. Durch die technisch-wissenschaftliche Begutachtung der GRS sollen folgende drei Fragen nachvollziehbar beantwortet werden:

1. Welche Maßnahmen sind über die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungstörfälle hinaus in Deutschland und im Ausland verwirklicht?
2. Erfolgte dies für den auslegungsüberschreitenden Bereich auf behördliche Anordnung und durch Genehmigungen der Errichtung oder des Betriebs?
3. In wie weit werden die Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich von der internationalen Wissenschaft als Sicherheitsgewinn beurteilt und welche Anforderungen werden an die Maßnahmen gestellt?

Ausgehend von den technisch-wissenschaftlichen Arbeiten der GRS soll durch eine rechtliche Prüfung von Herrn Prof. Dr. Roller der Begriff der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen „Vorsorge gegen Schäden“ definiert und präzisiert werden.

Zur Bewertung wurde von uns das der Sicherheit der Kernkraftwerke in Deutschland zugrunde liegende „Gestaffelte Sicherheitskonzept“, das im Wesentlichen auch die Grundlage des kerntechnischen Regelwerks bildet, herangezogen. Ergänzend zum aktuellen kerntechnischen Regelwerk, das auf dem Atomgesetz beruht und die BMI-Sicherheitskriterien, die BMI-Störfall-Leitlinien, Richtlinien des BMU, die RSK-Leitlinien, Empfehlungen der RSK und die Regeln des KTA umfasst, wurden die in der GRS verfügbaren Informationen über Genehmigungsverfahren und zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung zu ausgewählten Anlagen sowie neue sicherheitstechnische Erkenntnisse aus Sicherheitsanalysen und -bewertungen, der Betriebserfahrung und der Sicherheitsforschung und -entwicklung einbezogen.

Zur Bewertung der Situation im Ausland wurden die in der GRS vorhandenen Informationen an diesem Bewertungsmaßstab reflektiert. Ergänzend haben wir uns mit einem Fragenkatalog an für die Genehmigung und Aufsicht zuständige Behörden in USA, Frankreich, England und Schweden gewendet.

Nach dem „Gestaffelten Sicherheitskonzept“ werden die radioaktiven Stoffe durch mehrere Barrieren eingeschlossen und die Barrieren durch mehrstufige Maßnahmen geschützt. Barrieren und die mehrstufigen Schutzmaßnahmen zusammen bilden das „Gestaffelte Sicherheitskonzept“ der Kernkraftwerke. Dabei bestehen die mehrstufigen Schutzmaßnahmen aus Maßnahmen zur Verhinderung von Störungen und Störfällen (Sicherheitsebenen 1 und 2), zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen (Sicherheitsebene 3) und zur Verhinderung bzw. Begrenzung der Schadensauswirkungen von bzw. bei Unfällen mit Kernschmelzen (Sicherheitsebene 4). In der Praxis der Sicherheitsbewertung in Deutschland wird die Sicherheitsebene 4 wiederum in drei Ebenen 4a, 4b, 4c aufgeteilt. Die Sicherheitsebene 4a umfasst die Schutzmaßnahmen zur Beherrschung von Ereignissen, die wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit keine Auslegungsstörfälle sind (ATWS, Flugzeugabsturz, Druckwelle aus chemischen Reaktionen), die Sicherheitsebene 4b die präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Überführung der Anlagenzustände, die durch die Schutzmaßnahmen der Ebenen 1 – 4a nicht beherrscht werden, in sichere Zustände; die Sicherheitsebene 4c die schadensmindernden Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Begrenzung der Unfallfolgen von Kernschmelzen.

Barrieren und Schutzmaßnahmen haben nach dem gewählten Bewertungsmaßstab auf den einzelnen Ebenen charakteristische Anforderungen zu erfüllen, die die zu erreichenden Sicherheitsziele, Kriterien für die übergeordneten Schutzziele der Reaktorsicherheit (Reaktivitätskontrolle, Brennelementkühlung, Barrierenintegrität) sowie Wirksamkeits- und Ausführungsbedingungen und die Nachweisführung für die jeweiligen Ereignisse bzw. Zustände betreffen. Dabei sind diesen charakteristischen Anforderungen auf die einzelnen Ebenen die grundlegenden Sicherheitsanforderungen des ergänzten aktuellen kerntechnischen Regelwerks zugeordnet.

Die in dem Gutachten zu beantwortenden Fragen betreffen die „Maßnahmen zur Beherrschung der gängigen Auslegungsstörfälle“ und die „Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich“. Damit sind die grundlegenden Sicherheitsanforderungen angesprochen, die den Sicherheitsebenen 3 und 4 zuzuordnen sind.

Der Vergleich der Anforderungen zeigt für die Ebenen 3 und 4 einen grundsätzlichen Unterschied. Denn nur die Sicherheitsebene 3 weist Planungsrichtwerte für die Strahlenexposition in der Umgebung aus, die Sicherheitsebene 4 nicht.

Darüber hinaus gelten gegenüber der Ebene 3 auf der Ebene 4 geringere Sicherheitsanforderungen, die sich dann auch weiter von 4a nach 4c verringern. Dies betrifft sowohl die Anforderungen an die Wirksamkeit wie auch an die Art der Ausführung der Schutzmaßnahmen. Letztlich resultieren daraus merklich geringere Anforderungen an die Zuverlässigkeit der Schutzmaßnahmen der Ebene 4, was durch die gegenüber der Ebene 3 geringeren Eintrittshäufigkeiten der Ereignisse bzw. Zustände, für die die Maßnahmen vorgesehen sind, zu erklären ist. Unter probabilistischen Gesichtspunkten erfordert ein ausgewogenes Sicherheitsniveau bei höheren Eintrittshäufigkeiten von Ereignissen bzw. Zuständen (Ebene 3) auch eine dementsprechend höhere Zuverlässigkeit der dafür vorgesehenen Schutzmaßnahmen als bei niedrigeren Eintrittshäufigkeiten (Ebene 4). Dies hat in Deutschland u.a. dazu geführt, dass die Schutzmaßnahmen der Sicherheitsebene 4a aus probabilistischen Gründen zum Teil zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Schutzmaßnahmen der Ebene 3 herangezogen werden, obwohl letztere alle grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen der Sicherheitsebene 3 erfüllen.

Wird die Situation im Ausland an diesem Bewertungsmaßstab reflektiert, so bestehen bzgl. der Sicherheitsanforderungen der Ebene 3 keine bedeutsamen Unterschiede. Dies trifft auch auf die Ermittlung der radiologischen Konsequenzen bei Störfällen zu, die ebenfalls für eine Referenzperson ermittelt wird. Was die Ebene 4 betrifft, so ist hier eine merkliche Differenzierung nicht feststellbar. Jedoch kommen Schutzmaßnahmen überhaupt erst zur Anwendung, wenn sich die Notwendigkeit bei probabilistischen Analysen und dementsprechenden Kriterien herausstellt. Gegebenenfalls gelten dann für die Schutzmaßnahmen gegenüber der Sicherheitsebene 3 abgeminderte deterministische Anforderungen. Eine Unterteilung der Anforderungen, vergleichbar zu den Sicherheitsebenen 4a – 4c, wird aber nicht vorgenommen.

Zusammenfassend gibt es bei den Sicherheitsanforderungen für die Beherrschung der „gängigen“ Auslegungsstörfälle in Deutschland und in den hier betrachteten Ländern des Auslands keine gravierenden Unterschiede. Dies trifft sowohl für das Spektrum der betrachteten „gängigen“ Auslegungsstörfälle auf der Ebene 3 des Gestaffelten Sicherheitskonzepts zu als auch für die dort geltende Wertigkeit der Sicherheitsanforderungen. Einen erheblichen Unterschied gibt es aber bei den Maßnahmen, die die „klassische“ Auslegung überschreiten. Solche Maßnahmen kommen im Ausland erst dann zur Anwendung, wenn sich dafür eine an probabilistischen Anforderungen gemessene Notwendigkeit ergibt. In Deutschland gibt es diese grundsätzliche Einschränkung nicht. Hier sind drei Arten von Maßnahmen entsprechend den Ebenen 4a – 4c vorzusehen,

für die differenzierte, aber im Vergleich zu Sicherheitsebene 3 sicherheitstechnisch geringerwertige und in etwa mit dem Ausland vergleichbare Anforderungen gelten.

Anhand des aus dem aktuellen kerntechnischen Regelwerk abgeleiteten Bewertungsmaßstabs, der weitgehend unabhängig von einzelnen Anlagentypen bzw. auch Anlagengenerationen ist, wurden die eingangs aufgeführten Fragen überprüft. Für die Situation in Deutschland erfolgte dies repräsentativ für jeweils eine Anlage aus den in dem Bericht der Bundesregierung zur internationalen Sicherheitskonvention /29/ genannten 4 Anlagengenerationen bei DWR und 2 Baulinien bei SWR. Die Ergebnisse der Überprüfung der oben angeführten drei Fragen des BMU sind für die erste Frage im Kapitel 3.4 für die Situation in Deutschland und im Kapitel 4.3 für die Situation im Ausland sowie für die folgenden Fragen in den Kapiteln 5.3 sowie 6.3 aufgeführt.

Die Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich der Sicherheitsebene 4 des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ gehören zum verwirklichten Bestandteil des Sicherheitsniveaus der Kernkraftwerke weltweit. Ihre Notwendigkeit wird im Ausland im Gegensatz zu Deutschland vorwiegend probabilistisch beurteilt, wobei gegebenenfalls dann aber deterministische Sicherheitsanforderungen zur Anwendung kommen, die denen in Deutschland gleichwertig sind und ebenfalls keine radiologischen Nachweise erfordern. In der verfahrensmäßigen Behandlung besteht zwischen den Maßnahmen im Auslegungsbereich und denen im auslegungsüberschreitenden Bereich kein bedeutsamer Unterschied.

Das Ausmaß an erreichbarem Sicherheitsgewinn durch anlageninterne Notfallmaßnahmen ist abhängig von den jeweils angesetzten Strategien zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus. Im Gegensatz zu den Anlagen in Deutschland werden jedoch trotz Nachrüstung von Maßnahmen der 4. Sicherheitsebene in ausländischen Anlagen teilweise für ein zu erreichendes Sicherheitsniveau international empfohlene probabilistische Orientierungswerte nicht erreicht.

Literaturverzeichnis

- /1/ Schreiben des BMU vom 26.03.2001 zum Gutachten „Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums“,
- /2/ Angebotstext der GRS zum Gutachten „Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums“, Schreiben der GRS vom 24.04.2001
- /3/ Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von Kernkraftwerken, KTA-GS-47, Juni 1985
- /4/ Sicherheitstechnische Regeln des KTA, hier insbesondere:
KTA 3301: Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren (1984)
KTA 3501: Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems (1985), KTA 3502: Störfallinstrumentierung (1999)
- /5/ Zusammenstellung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen und die Prüfung ihrer Regelung im KTA, KTA-GS-66, Juni 1997
- /6/ Analysen und Bewertungen zur Reaktorsicherheit, Methodik der Sicherheitsbewertung nach dem gestaffelten Sicherheitskonzept, Jahresbericht der GRS 1999
- /7/ Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, BMI, Oktober 1977, BAnZ Nr. 206 vom 3.11.1977
- /8/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Oktober 1981, Stand November 1996, BAnZ Nr. 214 vom 15.11.1996
- /9/ RSK Empfehlung /-Stellungnahme: Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren, 218. Sitzung der RSK am 17.12.1986
- /10/ RSK Empfehlung /-Stellungnahme: Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über ein Filtersystem (gefilterte Druckentlastung des RSB), 218. Sitzung der RSK am 17.12.1986

- /11/ RSK Empfehlung /-Stellungnahme: Anlageninterner Notfallschutz bei Leichtwasserreaktoren, 226. Sitzung der RSK am 21.10.1987
- /12/ RSK Empfehlung /-Stellungnahme: Untersuchung von Ereignisabläufen für SWR unter Einbeziehung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes am Beispiel der Kernkraftwerks Krümmel (KKK), 230. Sitzung der RSK am 16.03.1988
- /13/ RSK Empfehlung /-Stellungnahme: Abschlussbericht über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK, 238. Sitzung der RSK am 23.11.1988
- /14/ RSK Empfehlung /-Stellungnahme: Positionspapier der RSK zum anlageninternen Notfallschutz im Verhältnis zum anlagenexternen Katastrophenschutz, 273. Sitzung der RSK am 9.12.1992
- /15/ RSK Empfehlung /-Stellungnahme: Maßnahmen zur Risikominderung bei Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter von bestehenden Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen, 314. Sitzung der RSK am 17.12.1997
- /16/ RSK-Empfehlung /-Stellungnahme: Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für deutsche Kernkraftwerke, 291. Sitzung der RSK am 17.05.1995
- /17/ RSK-Leitlinien für Siedewasserreaktoren (Entwurf), Zusammenstellung der RSK-Geschäftsstelle vom 17.09.1980
- /18/ Bekanntmachung der Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs.3 der Strahlenschutzverordnung – Störfall-Leitlinien – und Bekanntmachung von Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission BMI, 18. Oktober 1983, BAnZ Nr. 245 vom 31.12.1983

- /19/ Zusammenstellung der Leitfäden für die periodische Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke, Dezember 1996
- Grundlagen zur PSÜ für Kernkraftwerke
 - Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse
 - Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse
- /20/ Interpretation der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke: Sicherheitskriterium 2.6: Einwirkungen von außen, Teilaspekt: Flugzeugabsturz, Januar 1976, TÜVIS-Prüfgrundlagen Kerntechnik, C 3.3.1
- /21/ Bewertungsdaten für Kernkraftwerksstandorte, September 1975, TÜVIS-Prüfgrundlagen Kerntechnik, C 1.5.2
- /22/ Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen „Druckwellen aus chemischen Reaktionen“, GMBI Nr. 27 vom 3.09.1976, S. 442 ff
- /23/ RSK-Empfehlung /-Stellungnahme: Gemeinsame Anforderungen von RSK und GPR für Sicherheitsanforderungen an zukünftige Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor, 289. Sitzung der RSK am 15.02.1995
- /24/ Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Guide, Safety Standards Series, No. NS-G-1, Vienna 2001
- /25/ Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor, GMBI Nr. 26 vom 30.08.1976
- /26/ Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA Vienna 1999
- /27/ Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Requirements, Safety Standards Series, No. NS-R-1, IAEA, Vienna 2000
- /28/ Safety of Nuclear Power Plants: Operation, IAEA Safety Requirements, Safety Standards Series, No. NS-R-2, Vienna 2000

- /29/ Übereinkommen über nukleare Sicherheit, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Erste Überprüfungstagung im April 1999, Deutscher Bundestag, Drucksache 13/11350, 13.08.1998

- /30/ Bekanntmachung des Regelentwurfs (Gründruck) zu den Sicherheitsgrundlagen zum Regelwerk KTA-2000, Fassung 6/01, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)

- /31/ INSAG-5: The Safety of Nuclear Power, Safety Series No. 75-INSAG-5, IAEA, Vienna, 1992

- /32/ Standard Review Plan, NUREG 0800, NRC

- /33/ Sicherheitstechnische Rahmenbedingungen für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns (Rahmenvorgabe Kernnachladung), Technische Berichte als Teil der anlagenspezifischen Genehmigungsdokumentation der Anlagen KKK bzw. KKU

- /34/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, GRS, Verlag TÜV Rheinland 1990

- /35/ Workshop on the implementation of severe accident management measures, Paul Scherrer Institut, Villingen-PSI, Switzerland, 10 – 13.09.2001

- /36/ EU co-sponsored research on accident management measures, risk assessment and safety culture, EUR 19789, 2001

- /37/ IAEA Draft Safety Guide External Events in Nuclear Power Plant Design, IAEA, Vienna 2002

- /38/ Methodology for coping with accidents of external and internal origin in PWR power stations, EUR 10782, 1986

- /39/ Summary and comparison of current U.S. Regulatory Standards and foreign Standards, Nuclear Engineering and Design 79 (1984) 145-160

- /40/ Nuclear Safety in Germany, Report under the Convention on Nuclear Safety by the Government of the Federal Republic of Germany for the Second Review Meeting in April 2002, BMU, September 2001
- /41/ Übersicht über Ereignisse und Zustände im kerntechnischen Regelwerk und aus neuen sicherheitstechnischen Erkenntnissen, die bei Sicherheitsbewertungen heranzuziehen sind, Arbeitsunterlage, GRS-Köln, Oktober 2001
- /42/ Übersicht über Ereignisse und Zustände, die in Gutachten oder Sicherheitsbewertungen für die repräsentativen Anlagen herangezogen wurden, Arbeitsunterlage, GRS-Köln, Oktober 2001
- /43/ Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland, Entwurf zur Kommentierung, GRS-175, Köln Oktober 2001
- /44/ Level 2 PSA Methodology and severe accident management
NEA/SSNI/R (97) 11
- /45/ Feasibility study on risk-informing the technical requirements of 10 CFR 50.46 for emergency core cooling systems, USNRC, July 25, 2001
- /46/ Documentation and integrated evaluation of the international state of level-1 and level-2 PSA applications with considerations of modifications and backfits for internal and external accident initiating events in nuclear power plants, February 1997
- /47/ Design and construction rules for system design of 1300 MWe PWR Nuclear Power Plants, EdF and Framatome, 1985
- /48/ Empfehlungen der RSK zu den Kernkraftwerken Biblis, Block B (Inbetriebnahme) und Gemeinschaftskraftwerk Neckar (Inbetriebnahme), 110. RSK-Sitzung am 18.2.1976 (Bundesanzeiger Nr. 84 vom 5.5.1976)
- /49/ Empfehlungen der RSK zur nuklearen Inbetriebnahme und zum Betrieb des Kernkraftwerkes Unterweser, 114. RSK-Sitzung am 22./23.06.1976 (Bundesanzeiger Nr. 2 vom 5.1.1977)

- /50/ Empfehlungen der RSK zu den Kernkraftwerken ISAR und Philippsburg 2,
72. RSK-Sitzung am 15.3.1972 (Bundesanzeiger Nr. 126 vom 11.7.1972)
- /51/ Strahlenschutzverordnung vom 20. Juli 2001, BGBl, Jg. 2001 Teil I Nr. 38
S. 1714
- /52/ Gutachten über die Sicherheit des Kernkraftwerks Unterweser,
TÜV Norddeutschland e.V., Hamburg, März 1983
- /53/ Kuhlmann, A.:
Einführung in die Probleme der Kernreaktorsicherheit,
VDI-Verlag Düsseldorf, 1967
- /54/ Smidt, D.:
Reaktortechnik, C. Braun Karlsruhe, 1971
- /55/ Smidt, D.:
Reaktorsicherheitstechnik, Springer-Verlag, 1979
- /56/ Autorengemeinschaft, Kernkraftwerke, Verlag TÜV Rheinland , Köln 1986
- /57/ Basic Safety Principles für Nuclear Power Plants,
Safety Series No. 75, INSAG-3, IAEA, Vienna 1988
- /58/ Defence-in-Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, Vienna 1996
- /59/ Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Entwurf vom 6. März 1968 und
Erläuterungen, interner Bericht, IRS-I 31 (1968)
- /60/ Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (Fassung vom 18.5.1969)
IRS-R-2 (1969)
- /61/ Probabilistic Safety Assessment, INSAG-6, IAEA, Vienna 1992
- /62/ Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear
Power Plants (Level 1), Safety Series No. 50-P-4, IAEA, Vienna 1992

- /63/ Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2), Safety Series No. 50-P-8, IAEA, Vienna 1995

- /64/ Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 3), Safety Series No. 50-P-12, IAEA; Vienna 1996

- /65/ Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes, Vortrag der GRS zur 32. Sitzung des FA Reaktorsicherheit, 24./25.3.1999

- /66/ Implementing severe accident management in nuclear power plants, Paris, OECD, 1996

- /67/ SAMIME, Severe accident management implementation and expertise, AMM-SAMIME (00)-P009, December 2000

- /68/ Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants, A Safety Guide, No. 50-SG-012, IAEA, Vienna, 1994

- /69/ Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Draft Safety Guide, DS 307, IAEA, Vienna, 2001

- /70/ Risk-Informing the Special Treatment Requirements of the NRC Regulations, Presentations at PSAM-6 San Juan, Puerto Rico, June 27, 2002

- /71/ Evaluation of the Safety of operating Nuclear Power Plants built to earlier Standards, a common basis for judgement, Safety Reports, Series No, 12, IAEA, Vienna 1998

- /72/ A Common Basis for Judging the Safety of Nuclear Power Plants built to earlier Standards, INSAG-8, IAEA, Vienna 1995

- /73/ Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-KT-16/97

- /74/ Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Einzelfehlerkonzept-Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums, Bek. des BMI vom 10.05.1984

- /75/ Untersuchungen der Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken bei ausle-
gungsüberschreitenden Ereignisabläufen, Abschlussbericht zum BMU-
Vorhaben SR 2223, GRS-A-2588, Köln 1998
- /76/ Untersuchungen der Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken bei ausle-
gungsüberschreitenden Ereignissen, Abschlussbericht zum BMU-Vorhaben
SR 2307, GRS-A-2761, Köln 1999
- /77/ Pilot Project on Harmonisation of Requirements regarding Reactor Safety
in WENRA-Countries, WENRA-Working Group on Harmonisation,
February 2001
- /78/ Libmann, J.: Elements of Nuclear Safety, IPSN 1996
- /79/ Safety Assessment Principles for Nuclear Plants, Health and Safety
Executive (HSE), March 2001 (<http://www.hse.gov.uk/usd/saps.htm/>)
- /80/ Note d'Information sur la protection des installations nucléaires contre les
chutes d'avions, ANS, Paris, Septembre 2001
- /81/ The Swedish Nuclear Power Inspectorate's Regulations concerning Safety
in certain Nuclear Facilities, SKIFS 1998: 1, Stockholm August 1998
- /82/ Wolter, W.: Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes, Handlungs-
bedarf aus behördlicher Sicht, Bundesamt für Strahlenschutz, 2. KT/KTA-
Winterseminar, 20./21.01.1994
- /83/ Status of the integration plan for closure of severe accident issues and the
status of severe accident research, NRC: SEC4-97-132
- /84/ Schreiben des Bundesministers des Innern an das Niedersächsische
Sozialministerium vom 12.02.1982
- /85/ 2. Ausgabe der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren vom 24.01.1979
- /86/ FISA 2001, EU research in reactor safety, European Communities, 2002

- /87/ Beantwortung von Fragen an den 2. Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland im Rahmen der Nuklearen Sicherheitskonvention, Januar bis März 2002
- /88/ Vorschlag für Anforderungen an die Erstellung probabilistischer Sicherheitsanalysen der Stufe 2, GRS-A-3053, Köln, Januar 2001
- /KWO/
- Gutachten zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) des Kernkraftwerks Obrigheim, TÜV Baden-Württemberg, 10/1997
 - Bericht zum Sicherheitsstatus KWO, Siemens AG,
 - Genehmigungen und Änderungsgenehmigungen:
 - Genehmigungen für Errichtung und Betrieb vom 9.8.79, 22.4.83, 1.10.84, 4.8.85
 - Änderungsgenehmigung vom 22.9.92
 - Änderungsgenehmigung vom 20.8.97
 - Änderungsgenehmigung vom 26.10.98
- /KWB-B/
- Betriebsgutachten TÜV Bayern, 10/1975
 - Genehmigungen und Änderungsgenehmigungen:
 - Auflagen in der 1. Teilgenehmigung vom 6.4.72
 - Auflagen in der 6. Teilgenehmigung vom 26.6.77
 - Genehmigung zur Umrüstung und zum Betrieb der Druckhalterabblasestation vom 22.1.91
- /KWG/
- Sicherheitsgutachten Teil 1, TÜV Hannover, 09/1974
 - Sicherheitsgutachten Teil 6.1, TÜV Hannover, 02/1982
 - Betriebsgutachten, TÜV-Hannover, 05/1984
 - Sicherheitsgutachten zur gefilterten Druckentlastung RSB, TÜV Hannover, 11/1991
 - Sicherheitsgutachten Teil 5, TÜV Hannover, 10/1981
 - Genehmigungen und Änderungsgenehmigungen:
 - Dauerbetriebsgenehmigung vom 13.12.85
 - Änderungsgenehmigung vom 16.5.97

- /GKN-2/
- 4. Gutachten, TÜV Stuttgart, 06/1982
 - 6. Gutachten, TÜV Stuttgart, 05/1985, Band 4
 - Betriebsgutachten, TÜV Stuttgart, 11/1988
 - Gutachten zum Einbau katalytischer Rekombinatoren, TÜV Stuttgart, 03/1999
 - Genehmigungen und Änderungsgenehmigungen:
 - 1. Teilerrichtungsgenehmigung, 9.11.82
 - 3. Teilgenehmigung für Errichtung und zum Betrieb des Gemeinschaftskraftwerks Neckar (GKN-2) vom 5.1.88
 - Genehmigung für den Betrieb des Gemeinschaftskraftwerks Neckar, Block II (4. Teilgenehmigung) vom 28.12.1988
 - 1. Änderungsgenehmigung vom 23.1.90
 - 6. Änderungsgenehmigung vom 14.7.92
 - 16. Änderungsgenehmigung vom 8.7.99
 - Änderungsgenehmigung, 20.7.99
 - Änderungsgenehmigung zur Errichtung zur Probenahme am RSB, 16.10.2000
- /KKP-1/
- Periodische Sicherheitsüberprüfung, Sicherheitsstatusanalyse, Kernkraftwerk Philippsburg GmbH, 08/1995
 - Genehmigungen und Änderungsgenehmigungen:
 - Nachtrag zur 6. Teilgenehmigung vom 7.2.74
 - 7. Teilgenehmigung vom 10.6.75
 - Änderungsgenehmigung vom 15.7.88
 - Änderungsgenehmigung vom 15.5.90
 - Änderungsanzeige Nr. 41/90
 - Änderungsgenehmigung vom 28.5.99
- /KRB-II/
- Errichtungsgutachten, TÜV Bayern, 02/1975
 - Betriebsgutachten, TÜV Bayern, 08/1983
 - Gutachterliche Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung, Unternehmensgruppe TÜV Süddeutschland, 03/1998
 - Genehmigungen und Änderungsgenehmigungen:
 - 2. Änderungsgenehmigung vom 8.1.90
 - Änderungsgenehmigung vom 12.3.92
 - Änderungsgenehmigung vom 30.8.93

Anlage 1: Zusammenstellung grundlegender Anforderungen der Sicherheitsebenen 3 und 4 nach Regelwerk

	Sicherheitsebene 3	Sicherheitsebene 4		
		a	b	c
Sicherheitsziele				
technische	Beherrschung von Störfällen	Beherrschung von ATWS und Notstandsfällen	Vermeidung von Kernschäden, die zum Verlust der Kühlbarkeit führen	Minderung der Auswirkungen bei Kernschäden
radiologische	Einhaltung Planungsrichtwerte § 49(1) StrlSchV in der Umgebung	kein quantitatives radiologisches Sicherheitsziel für Umgebung		
Schutzziele mit Schutzzielkriterien				
Reaktivitätskontrolle	- inhärente Begrenzung von Leistungsexkursionen - negative Rückwirkung bei Zuständen mit Minderung der Neutronenmoderation - schnelle Abschaltbarkeit in einem unterkritischen Zustand	inhärente Begrenzung von Leistungsanstiegen		
Brennelementkühlung	- Ausschluss von Änderungen der Kerngeometrie, die die Kühlbarkeit gefährden - Gewährleistung der langzeitigen Wärmeabfuhr	Erhaltung einer kühlbaren Kerngeometrie		
Barrierenintegrität	- max. 10% Hüllrohrschäden - Bruchausschluss für die DFU des RKS und Komponenten mit hohem Energieinhalt innerhalb RSB - Gewährleistung der Integrität des Sicherheitsbehälters - Erhaltung der Dichtheit des RSB			Vermeidung des Versagens des Sicherheitsbehälters

Anlage 1: Zusammenstellung grundlegender Anforderungen der Sicherheitsebenen 3 u. 4 nach Regelwerk (Fortsetzung)

	Sicherheitsebene 3	Sicherheitsebene 4		
		4a	4b	4c
Einzubeziehende Ereignisse bzw. Zustände	• Transienten • Kühlmittelverluste (0,1F bei spezieller Qualität, ansonsten 2F) • EVI und naturbedingte EVA	• ATWS • zivilisationsbedingte EVA (Notstandsfälle)	• Zustände infolge Nichtverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen	• Zustände infolge Nichtverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen und AM • Kernschmelzustände
Voraussetzungen zur Ausbildung von Sicherheitsfunktionen	• Diversität bei der Anregung von Sicherheitsfunktionen • unabhängige Ausbildung • störfallfeste Auslegung • Automatisierung (30 min-Kriterium) • Berücksichtigung der Hilfs- und Versorgungsfunktionen • inhärente Sicherheitseigenschaften	• Nutzung der Auslegungsreserven und systemtechnischen Möglichkeiten von betrieblicher und störfallbedingter Auslegung • Schutz gegen Belastungen aus den betreffenden Zuständen • Erhalten eines sicheren Zustandes für mindestens 10h		
Zuverlässigkeitsanforderungen	• keine Zuverlässigkeitseinbußen durch GVA-Ereignisse • Redundante Ausführung, einzelfehlerfest auch im Reparaturfall • fehlertoleranter Aufbau • bei Verwendung für betriebliche Aufgaben Vorrangigkeit der Sicherheitsfunktion • wiederkehrende Prüfbarkeit	• keine redundante Ausführung • Rückwirkungsfreiheit gegenüber vorgelagerter Ebenen		
Nachweis-anforderungen	• deterministische Methodik, ergänzt um probabilistische Analysen • konservative Anfangs- und Randbedingungen • „best-estimate“ Analysen bei ausreichender Erfahrung • Auswertung der Betriebserfahrung	• realistische Betrachtung, Verhältnismäßigkeit • nachvollziehbare Plausibilitätsbetrachtung, repräsentative Analysen • Nachweis spezieller Auslegungsanforderungen	• kein Rückgriff auf KTA • ing.-technische Prinzipien	

Anlage 2: Überblick über Nachweisanforderungen u. Wirksamkeitsbedingungen Sicherheitsebene 3 im kerntechnischen Regelwerk und neueren Entwicklungen

	Nachweisanforderungen			Anforderungen an die Wirksamkeit
	deterministische Analysen		probabilistische Analysen	
	Methodik	Anfangs- und Randbedingungen		
Sicherheitskriterien /7/	Beurteilung der Sicherheit aufgrund deterministischer Methoden	- Auslegungs-, Fertigungs- und Betriebsgrundsätze sind zu beachten - Auslegungsanforderungen an Sicherheitseinrichtungen (Redundanz, Diversität usw.) - folgschwerste Einwirkungen von außen sollen angenommen werden - Kombination mehrerer EVA, Kombination von EVA mit Störfällen auf der Grundlagen von Wahrscheinlichkeitsbewertungen	- in Ergänzung zur deterministischen Methodik kann die Zuverlässigkeit sicherheitstechnisch wichtiger Systeme mit Hilfe probabilistischer Methoden bestimmt werden - probabilistische Analysen zur Ermittlung der Ausgewogenheit anwenden	- Reaktor muss, auch bei Ausfall des wirksamsten Steuerelements, ausreichend schnell unterkritisch werden und gehalten werden - Wirksamkeit der Notkühlung bzgl. BE Integrität, Kerneinbauten, Sicherheits-einschluss nachzuweisen - Belastungsgrenzwerte für DFU dürfen nicht überschritten werden - keine unzul. Strahlenexposition - weitere Anforderungen an Hilfs- und Versorgungssysteme
Störfall-LL /18/	Methodik umfasst Auswertung der Betriebserfahrung, ing.-technische Erfahrungen, realistische Annahmen und Modelle	das erste Anregekriterium für Reaktorschutzaktionen ist wirksam		§ 49(1) StrlSchV einhalten
Störfallberechnungsgrundlagen /18/	- methodische Vorgaben zur Analyse radiologisch repräsentativer Störfälle - soweit möglich, realistische Annahmen und Modelle anwenden	- stark streuende Parameter konservativ abschätzen - gesicherte Verteilungsfunktionen anwenden - weitere konkrete Vorgaben zur Analyse radiologisch repräsentativer Störfälle		§ 49(1) StrlSchV einhalten
PSÜ-LF /19/	- Analysen können mit best-estimate Methoden und unter Verwendung von Betriebserfahrungen durchgeführt werden - Maßstab für Sicherheitsbewertung ist das Schutzzielkonzept		ergänzende probabilistische Sicherheitsanalysen (Level 1+)	

Anlage 2: Überblick über Nachweisanforderungen u. Wirksamkeitsbedingungen Sicherheitsebene 3 im kerntechnischen Regelwerk und neueren Entwicklungen (Fortsetzung)

	Nachweisanforderungen			Anforderungen an die Wirksamkeit
	deterministische Analysen		probabilistische Analysen	
	Methodik	Anfangs- u. Randbedingungen		
KTA /4/	• Verwendung verifizierter Methoden für Komponenten- und Systemauslegung • Anforderungen an Verifizierung • Analyse Ereignisabläufe umfasst - rechnerische Verfahren - experimentelle Methoden - Plausibilitätsbetrachtungen	• Schutzaktionen sind unter Berücksichtigung der Ansprechverzögerung zu analysieren • konservative Annahmen für Komponenten- und Systemauslegung • Versagensannahmen sind Komponenten- und system-spezifisch festgelegt	• Zuverlässigkeitsanalysen für NWA	• spezifizierte Anforderungen für die Auslegung von Komponenten und Systemen
RSK-LL /8/, /17/	• methodische Vorgaben zur Durchführung von Notkühlanalysen • methodische Vorgaben zur Nachweisführung bei der Qualifizierung der Software für Sicherheitsleittechnik	• Ausfall erstes Anregekriterium für Schnellabschaltung bei Transienten • Ausfall Notstrom in Störfallanalyse • Festlegung für die zu analysierenden Leckquerschnitte • Überlagerung Erdbeben mit KMV nicht erforderlich, wenn genügend zeitlicher Abstand zwischen bei den Ereignissen		• Notkühlkriterien • Zündgrenze Wasserstoff (4%) • max. Reaktivitätsgewinn muss so schnell ausgeglichen werden, dass unterkritischer Zustand erreicht und gehalten werden kann (kurzes Wiederkritischwerden zulässig) • Anforderungen an DFU und Sicherheitsbehälter • § 49(1) StrISchV einhalten
GRS /6/	• ganzheitliche Methodik (Deterministik/Probabilistik) • best-estimate gekoppelt mit Unsicherheitsbetrachtung • Betriebserfahrung, Trendanalyse	• konkret auf die jeweiligen Ereignisse bezogene realistische Anfangs- und Randbedingungen	• probabilistische Analyse zur Beurteilung des Sicherheitsniveaus sowie zur Bewertung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Sicherheitsverbesserungen • Verwendung von Orientierungswerten	• Angabe von technischen Schutzzielkriterien • das radiologische Sicherheitsziel ist bestimmt durch § 49(1)

Anlage 3: Überblick über system- und verfahrenstechnische Anforderungen Sicherheitsebene 3 im kerntechnischen Regelwerk und in neueren Entwicklungen

	Si-kri /7/	Störfall- LL /18/	Störfall- Berechnungs- grundlagen /18/	KTA /4/	RSK-LL /8/, /17/	GRS /6/
Voraussetzungen zur Ausbildung von Sicherheitsfunktionen						
• Sicherheitsfunktionen sollen grundsätzlich durch mindestens zwei unterschiedliche physikalische Kriterien angeregt werden bzw. entsprechend zuverlässige Ausführung	x			x	x	x
• Handmaßnahmen grundsätzlich 30' nach Störfalleintritt durchführbar, bzw. kürzer, wenn Erkennbarkeit und Durchführbarkeit gegeben			x	x	x	x
• inhärente Sicherheit des Reaktorkerns	x			x	x	x
• Hilfs- und Versorgungsfunktionen dürfen keinen bestimmenden Einfluss auf die Nichtverfügbarkeit und Ausfallwahrscheinlichkeit von Sicherheitsfunktionen haben				x	x	
• Verwendung von Sicherheitsfunktionen für betriebliche Aufgaben, wenn Rückwirkungsfreiheit und Vorrangigkeit gegeben				x	x	
• Versorgungssicherheit für Sicherheitsleittechnik ≥ 2 h				x ($\geq 30'$)	x	
• Maßnahmen zum Ausschluss von Störfällen bzw. von Einwirkungen, die zu Störfällen führen können		x (konkrete Angabe v. Vorsorgemaßn. (VO))				
• Sicherheitsfunktionen sollen unabhängig voneinander ausgebildet sein	x				x	x

Anlage 3: Überblick über system- und verfahrenstechnische Anforderungen Sicherheitsebene 3 im kerntechnischen Regelwerk und in neueren Entwicklungen (Fortsetzung)

	Si-kri /7/	Störfall- LL /18/	Störfall- Berechnungs- grundlagen /18/	KTA /4/	RSK-LL /8/, /17/	GRS /6/
Zuverlässigkeitsanforderungen						
• Sicherheitsfunktionen müssen bei übergreifenden Einwirkungen von außen und innen verfügbar bleiben	x			x	x	
• Sicherheitsfunktionen müssen zusätzlich zum Zufallsausfall und systematischen Ausfall auch Folgeausfall beherrschen	x			x	x	
• Sicherheitsfunktionen müssen für Störfallbelastungen ausgelegt sein	x			x	x	x
• Fehler toleranter Aufbau von Sicherheitsfunktionen				x	x	
• Sicherheitsfunktionen müssen wiederkehrend prüfbar sein	x			x	x	
Anforderungen an die Ausbildung der Barrieren						
• die druckführende Umschließung soll basissicher ausgeführt sein				x	x	x
• die Barrieren sollen weitgehend unabhängig wirksam sein				x	x	x
• Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter müssen absperrbar sein, die Qualität der Durchführung muss der des Sicherheitsbehälters entsprechen	x			x	x	x
• Unterstützungen, Aufhängungen dürfen Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Barrieren nicht beeinträchtigen				x	x	x

Anlage 4: Überblick über Anforderungen an Maßnahmen u. Nachweise Sicherheitsebene 4 im kerntechnischen Regelwerk

	4 a			4 b/c
	ATWS	Flugzeugabsturz	Druckwelle	
Sicherheitskriterien /7/, /20/		• Schutzziele müssen eingehalten werden, kein radiologisches Sicherheitsziel • Begutachungskriterien: – Wahrscheinlichkeit – Verhältnismäßigkeit – mehrere Systeme dürfen nicht gleichzeitig zerstört werden, kein Einzelfehler		• Anforderungen an Einrichtungen und Maßnahmen bei unvorhersehbaren Ereignissen zur – Messung und Registrierung von Verlaufsparemtern – Strahlenschutzüberwachung – Umgebungsüberwachung
RSK-LL /8/, /17/	• keine konservativen Analyse- randbedingungen • Spannungsbegrenzung • Anforderungen an Borierung und Wärmeabfuhr	• Anforderungen an Notstandssystem – 10 h - Autarkie – Schutz gegen EVA – Funktionstrennung v. Systemen der Ebenen 1-3 • bei Notwendigkeit von Schutzmaßnahmen < 30' ist automatische Auslösung vorzusehen		• Anforderungen an Leittechnik resultieren auch aus AM- Belastungen: – Belastungsannahmen – Eingriffsmöglichkeiten – Durchführbarkeit von Messungen
RSK- Empfehlungen /10/, /11/, /12/, /14/, /15/, /16/		• EVA sind standortbezogen zu bewerten • bei Abweichungen vom Regelwerk probabilistische Bewertung		• Angabe relevanter Zustände und AM-Maßnahmen • Nachweise zur Einhaltung von Schutzzielen – ing.-technische Prinzipien – kein Rückgriff auf KTA – realistische Betrachtung – Kriterien: Wirksamkeit, Durchführbarkeit, Rückwirkungsfreiheit • WKP für Rekombinatoren
PSÜ-LF /19/	• Nachweis spezieller Auslegungsanforderungen • bei Abweichung vom Regelwerk probabilistische Bewertung			• Anforderungen an anlagenbezogene AM-Maßnahmen für die relevanten Anlagenzustände • Wirksamkeit der erforderlichen Maßnahmen und Einrichtungen ist nachzuweisen
KTA /4/		• 10 h - Autarkie • kein Einzelfehler • kein Instandhaltungsfall		• Anforderungen an Einrichtungen und Maßnahmen zur Registrierung und Messung • Spezifizierung v. Messwerten f. Weitbereichsanzeige
Rahmenvorgabe Kernnachladung /33/	• inhärente Kerneigenschaften • Spannungsbegrenzung • Anforderungen an Borierung und Wärmeabfuhr			
GRS /6/	• Schutzziele müssen eingehalten werden, kein radiologisches Sicherheitsziel • Einrichtungen müssen geschützt sein gegen Belastungen aus den betreffenden Zuständen • ausreichende Informationen müssen zur Verfügung stehen, ausreichende Zeiten für Handmaßnahmen • Plausibilitätsbetrachtungen unter Verwendung von Ergebnissen anlagendynamischer Simulationen			
		• 10 h - Autarkie		

Anlage 5a: Übersicht über die Ausbildung von Maßnahmen zur Beherrschung von Zuständen der Sicherheitsebene 4a in repräsentativen Kernkraftwerken

	KWO	KWB-B	KWG	GKN-2	KKP1	KRB-II
ATWS	• Leckageergänzungssystem – 2 Stränge Notstrom 2 gesichert • Volumenregelsystem – einsträngig – HD-Förderpumpen 3fach	• Volumenregelsystem – einsträngig – HD-Förderpumpen 3fach	• Zusatzboriersystem – 4 Stränge Notstrom 2 gesichert – bei ATWS 4 x 25%-System	• Zusatzboriersystem – 4 Stränge Notstrom 2 gesichert – bei ATWS 4 x 25%-System	• Vergiftungssystem – 2 Stränge Notstrom gesichert	• Vergiftungssystem – 2 Stränge Notstrom gesichert
Flugzeugabsturz, Druckwelle aus chemischen Reaktionen	• Notstandssystem – 2-strängiger Aufbau der Notnachkühlkette – 2-strängiger Aufbau der Notspeisung	• Stützung durch Volumenregelsystem von KWB-A – Rohrleitung einsträngig – HD-Förderpumpen 3fach	• Notnachkühlkette – 2 Stränge Notstrom 2 gesichert • Notspeisesystem – 4 Stränge Notstrom 2 gesichert	• Notnachkühlkette – 2 Stränge Notstrom 2 gesichert • Notspeisesystem – 4 Stränge Notstrom 2 gesichert	• USUS – 2-strängiger Aufbau des Nachkühlsystems	• Notstandssichere Auslegung von 2 der 3 Redundanzen des Nachkühlsystems

Anlage 5b: Übersicht über AM-Maßnahmen der Sicherheitsebenen 4b/4c in repräsentativen Kernkraftwerken

KWO	KWB-B	KWG	GKN-2	KKP1	KRB-II
• sekundärseitige Druckentlastung¹ • sekundärseitige Bespeisung¹ • primärseitige Druckentlastung¹ • primärseitige Bespeisung¹ • gefilterte Druckentlastung des RSB² • Probenahmesystem aus RSB (teilw. realisiert)¹ • katalytische H2-Rekombinatoren (in Planung)⁴ • Wartenzuluftfilterung¹	• sekundärseitige Druckentlastung (in Planung)² • sekundärseitige Bespeisung (teilweise realisiert)² • primärseitige Druckentlastung¹ • primärseitige Bespeisung² • gefilterte Druckentlastung des RSB (in Planung)² • keine Planung³ • katalytische H2-Rekombinatoren (in Planung)⁴ • Wartenzuluftfilterung²	• sekundärseitige Druckentlastung² • sekundärseitige Bespeisung² • primärseitige Druckentlastung¹ • primärseitige Bespeisung² • gefilterte Druckentlastung des RSB¹ • Probenahmesystem aus RSB (in Planung)⁴ • katalytische H2-Rekombinatoren⁴ • Wartenzuluftfilterung²	• sekundärseitige Druckentlastung² • sekundärseitige Bespeisung² • primärseitige Druckentlastung¹ • primärseitige Bespeisung¹ • gefilterte Druckentlastung des RSB¹ • Probenahmesystem aus RSB (in Planung)¹ • katalytische H2-Rekombinatoren¹ • Wartenzuluftfilterung¹	• zusätzliche Ein- und Nachspeisemöglichkeiten in RDB¹ • diversitäres Reaktordruckbegrenzungs-System² • gefilterte Druckentlastung des RSB¹ • Probenahmesystem aus RSB (teilw. realisiert)¹ • Inertisierung des RSB und der Kond.-Kammer¹ • Wartenzuluftfilterung¹	• zusätzliche Ein- und Nachspeisemöglichkeiten in RDB² • diversitäres Reaktordruckbegrenzungs-System¹ • gefilterte Druckentlastung des RSB¹ • Probenahmesystem aus RSB (in Planung)³ • Inertisierung der Kond.-Kammer¹ • Wartenzuluftfilterung¹

¹ Informationen aus Genehmigungsdokumentation /KWO, KWB-B, KWG, GKN-2, KKP-1, KRB-II/

² Informationen aus /5/

³ telefonische Betreiberinformation

⁴ Informationen aus /35/

Anlage 5c: On-site Accident Management Measures for PWR, status of implementation¹³ /87/

Measure	KWO	KKS	KWB A	GKN 1	KWB B	KKU	KKG	KWG	KKP 2	KBR	KKI 2	KKE	GKN 2
Emergency Management Manual	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
secondary side bleed	●	●	◐	●	○ 2003	●	●	●	●	●	●	✓	✓
secondary side feed	●	●	◐	●	○ 2003	●	●	●	●	●	●	●	●
primary side bleed	●	●	●	●	●	●	●	●	●	◐	●	●	●
primary side feed	●	●	●	●	●	●	●	●	✓	●	●	✓	✓
assured containment isolation	●	●	●	●	●	●	●	✓	●	●	●	✓	✓
filtered containment venting	●	●	◐	●	○ 2003	●	●	●	●	◐	●	●	●
catalytic Hydrogen recombiners	○	○	◐ 2002	●	○ 2003	●	●	●	●	○	●	●	●
supply-air filtering for control room	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	✓	●
emergency power supply from neighb. plant	□	□	●	●	●	□	□	□	●	□	□	□	●
sufficient capacity of batteries	●	✓	●	●	●	✓	●	✓	●	●	●	●	●
prompt restoration of off-site power supply	✓	●	●	●	●	●	●	●	●	◐	●	●	✓
additional off-site power supply (cable)	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
sampling system in containment	◐			●		◐	◐	●	●		●	●	◐ 2003

Status March 2002

✓ within original design ● implemented by backfitting ◐ licensed or partially implemented ○ applied for □ not applicable
 dates: year of planned fully implementation

¹³ Erstellt im Zusammenhang mit der Beantwortung von Fragen zum Bericht der Bundesregierung im Rahmen der Sicherheitskonvention /40/

Anlage 5d: On-site Accident Management Measures for BWR, status of implementation¹⁴ /87/

Measure	KKB	KKI 1	KKP1	KKK	KRB B	KRB C
Emergency Management Manual	●	●	●	●	●	●
independent injection system	●	●	●	●	□	□
additional injection and refilling of RPV	●	●	●	●	●	●
assured containment isolation	●	●	●	●	✓	✓
pressure relief of the reactor pressure vessel	●	●	●	●	●	●
filtered containment venting	●	●	●	●	●	●
Inertisation of the containment atmosphere	●	●	●	●	● ¹	● ¹
supply-air filtering for control room	●	●	●	●	●	●
emergency power supply from neighb. plant	□	□	●	□	●	●
sufficient capacity of batteries	●	✓	●	●	✓	✓
prompt restoration of off-site power supply	●	●	●	●	●	●
additional off-site power supply (cable)	●	●	●	●	●	●
sampling system in containment	○	○	◐	○	○	○

Status January 2002

✓ within original design ● implemented by backfitting ◐ licensed or partially implemented ○ applied for □ not applicable

¹ wetwell inerted, drywell equipped with catalytic recombiners

¹⁴ Erstellt im Zusammenhang mit der Beantwortung von Fragen zum Bericht der Bundesregierung im Rahmen der Sicherheitskonvention /40/

Anlage 6a: Übersicht über Maßnahmen zur Beherrschung von ATWS, Flugzeugabsturz und Druckwelle aus chemischen Reaktionen im Ausland

	USA	Frankreich	England	Schweden
ATWS	• Maßnahmen zur Beherrschung von ATWS sind gefordert • Sicherheitsanforderungen gegenüber Auslegung gegen Störfälle (Sicherheitsebene 3) reduziert • Zusätzliche Borierung (DWR) • Vergiftungssystem (SWR)	• Zusätzliche Borierung	• passives Zusatzboriersystem bei Sizewell-B	• Zusätzliche Borierung
Flugzeugabsturz	• Berücksichtigung, wenn Freisetzen > $10^{-7}/a$ /39/ • Einwirkungen kleiner Flugzeuge abgedeckt durch Auslegung gegen Tornado • TMI wegen Flughafennähe ausgelegt gegen Boing 707 - 320 /38/ • Seabrook wegen Nähe zum Militärflughafen ausgelegt gegen Starfighter F111B (begrenzt auf Reaktorgebäude /38/)	• Berücksichtigung, wenn Freisetzungen > $10^{-6}/a$ /39/ • bauliche Maßnahmen gegen Einwirkungen aus Absturz Cessna 210 oder Lear Jet 23 • Flugzeugtypbezogene Lastannahmen	• Berücksichtigung, wenn Freisetzungen > $10^{-7}/a$ /39/ • Nachrechnung aus Einwirkungen aus Cessna 210 Absturz hat Lastabtragbarkeit nachgewiesen • Abstürze größer Flugzeuge sind probabilistisch ausgeschlossen	• Berücksichtigung, wenn Freisetzungen > $10^{-7}/a$ /39/ • keine speziellen Anforderungen
Druckwelle aus chemischen Reaktionen	• Berücksichtigung, wenn Freisetzungen > $10^{-7}/a$ A-3 • Lastannahmen standortabhängig /37/	• Berücksichtigung, wenn Freisetzungen > $10^{-7}/a$ • bauliche Maßnahmen gegen Einwirkungen aus Druckwelle • definierte Lastannahmen /38/	• Berücksichtigung, wenn Freisetzungen > $10^{-7}/a$ /39/ • Nachrechnungen aus standortbezogenen Einw. hat Lastabtragbark. nachgewiesen	• Berücksichtigung, wenn Freisetzungen > $10^{-7}/a$ • keine speziellen Anforderungen

Anlage 6b: Übersicht über AM-Maßnahmen im Ausland

USA	Frankreich	England	Schweden
• keine behördliche Anforderungen	• behördliche Anforderungen in Entwicklung	• behördliche Anforderungen bei der Auslegung Sizewell-B umgesetzt	• behördliche Anforderungen im Regelwerk verankert
• sekundärseitige Druckentlastung (DWR) • sekundärseitige Bespeisung (DWR) • zusätzliche Ein- und Nachspeisemöglichkeiten in RDB (SWR) • primärseitige Druckentlastung • primärseitige Bespeisung • Containmentsprühen • ungefilterte Druckentlastung des RSB • thermische H2-Rekombinatoren	• sekundärseitige Druckentlastung (DWR) • sekundärseitige Bespeisung (DWR) • entfällt (keine SWR) • primärseitige Druckentlastung • primärseitige Bespeisung • Containmentsprühen • gefilterte Druckentlastung des RSB • thermische H2-Rekombinatoren	• sekundärseitige Druckentlastung (DWR) • sekundärseitige Bespeisung (DWR) • entfällt (keine SWR) • primärseitige Druckentlastung • primärseitige Bespeisung • Containmentsprühen • -- • thermische H2-Rekombinatoren	• sekundärseitige Druckentlastung (DWR) • sekundärseitige Bespeisung (DWR) • zusätzliche Ein- und Nachspeisemöglichkeiten in RDB (SWR) • primärseitige Druckentlastung • primärseitige Bespeisung • Containmentsprühen • gefilterte Druckentlastung des RSB • thermische H2-Rekombinatoren

Anlage 7: Angaben zu Genehmigungen für Maßnahmen der 4. Sicherheitsebene

KWO

- Sicherheitsebene 4a
 - „Umrüstung der Druckhalterarmaturenstation zur Druckbegrenzung bei auslegungsüberschreitenden Betriebstransienten und Druckentlastung bei Notfällen“,
 - Genehmigung für die Vornahme von Veränderungen vom 22.9.1992 mit Festlegungen für Errichtung und Betrieb bei auslegungsüberschreitenden Betriebstransienten
 - „Errichtung und Betrieb Notstandssystem“
 - 1. Teilgenehmigung für die Errichtung des Notstandssystems vom 9.8.1979
 - 2. Teilgenehmigung für die Errichtung des Notstandssystems vom 22.4.1983
 - 1. Teilgenehmigung für den Betrieb des Notstandssystems vom 1.10.1984
 - 2. Teilgenehmigung für den Betrieb des Notstandssystems vom 14.8.1985
 - „Bewertung der Lastabtragbarkeit des Notstandsgebäudes bei den übergreifenden Einwirkungen „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“ (Lastannahmen: Standsicherheit 55 MN; Penetrationssicherheit 110 MN; Spitzenbelastungen aus „Druckwelle aus chemischen Reaktionen“: 0,45 bar)“
 - Genehmigung für die Vornahme von Veränderungen vom 26.10.1998 mit Festlegungen zur Wandverstärkung im Notstandsgebäude
- Sicherheitsebene 4b
 - „Installation eines zusätzlichen Rückspeisesystems für den Notfall“
 - Genehmigung für die Vornahme von Veränderungen vom 20.8.1997 mit Festlegungen zur Errichtung und zum Betrieb
- Sicherheitsebene 4c
 - „Umrüstung der Druckhalter-Armaturenstation zur Druckbegrenzung bei auslegungsüberschreitenden Betriebstransienten und Druckentlastung bei Notfällen“
 - Genehmigung für die Vornahme von Veränderungen vom 22.9.1992 mit Festlegungen zur Errichtung und zum Betrieb bei Notfällen
 - „Einbau einer Einrichtung zur Probenahme aus RSB nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen“
 - Genehmigung für die Vornahme von Veränderungen vom 9.9.1999 mit Festlegungen zur Errichtung des Probennahmesystems
 - Grund: Anregung der RSK

KWB-B

- Sicherheitsebene 4a
 - „Umrüstung und Betrieb der Druckhalterabblasestation“
 - Genehmigung zur Umrüstung und zum Betrieb der Druckhalterabblasestation vom 22.1.91
 - „Festlegungen zum Abfahren der Anlage bei Ausfall des Notstandssystems in Block A“
 - Auflagen in der 6. Teilgenehmigung zum Betrieb vom 26.6.77
 - „Festlegungen zum Schutz der Anlage gegen die übergreifenden Einwirkungen „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen““
 - Auflagen in der 1. Teilgenehmigung zur Errichtung vom 6.4.72
- Sicherheitsebene 4b
 - „Umrüstung und Betrieb der Druckhalterabblasestation“ (zur Druckentlastung des Primärsystems von Hand bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen)
 - Genehmigung zur Umrüstung und zum Betrieb der Druckhalterabblasestation vom 22.1.91, hier begrenzt auf die Errichtung (die Notfallmaßnahme „Druckentlastung des Primärkreises“ wurde nur für die Errichtung genehmigt!)

KWG

- Sicherheitsebene 4a
 - „Nachweis über Vorkehrungen zur Beherrschung der übergreifenden Einwirkungen „Flugzeugabsturz“ und „Druckwelle aus chemischen Reaktionen““
 - Dauerbetriebsgenehmigung vom 13.12.85
- Sicherheitsebene 4c
 - „Primärseitige Druckentlastung“
 - Atomrechtliche Ergänzungs- und Änderungsgenehmigung, Bescheid 1/1997 vom 16.5.1997 mit Festlegungen zur Errichtung der Notfallmaßnahme sowie zum Betrieb der Anlage
 - Grund: RSK-Empfehlung

GKN-2

- Sicherheitsebene 4a:
 - „Auslegung gegen Absturz schneller Militärmaschinen trotz geringer Eintrittswahrscheinlichkeit (Ereignis Flugzeugabsturz 10^{-10} pro Quadratmeter im Jahr)“
 - 1. Teilerrichtungsgenehmigung, 9.11.82, S. 221
 - „Auslegung gegen Explosionsgefahren gemäß RSK-LL“
 - 1. Teilerrichtungsgenehmigung vom 9.11.82, S. 220
- Sicherheitsebene 4b
 - „Schaffung von elektrischen Verbindungen für die Betätigung der Einrichtungen zur sekundärseitigen Druckentlastung und Bespeisung von der Warte aus“
 - 6. Änderungsgenehmigung vom 20.7.1992 mit Festlegungen zur Errichtung und zum Betrieb
 - Grund: RSK-Empfehlung
 - „Erhöhung der Batteriekapazität“
 - 3. Teilgenehmigung für Errichtung und zum Betrieb des Gemeinschaftskraftwerks Neckar (GKN-2) vom 5.1.88
- Sicherheitsebene 4c
 - „Ergänzung der gefilterten Druckentlastung RSB“
 - Auflage in 3. Teilgenehmigung für Errichtung und zum Betrieb des Gemeinschaftskraftwerks Neckar (GKN-2) zur Abgabemessung (bei Druckentlastung) vom 5.1.88
 - „Ergänzung der bestehenden Filtereinrichtungen des RSB um Rückhalteinrichtung für Radiojod“
 - 1. Änderungsgenehmigung vom 23.1.90 und Festlegungen zur Errichtung und zum Betrieb
 - Grund: Auflage aus 4. Teilgenehmigung vom 28.12.88
 - „Errichtung von Anlagenteilen für die primärseitige Druckentlastung“
 - 6. Änderungsgenehmigung vom 14.7.92 und Festlegungen zur Errichtung und zum Betrieb
 - Grund: RSK-Empfehlung
 - „Einbau Katalytischer Rekombinatoren zum H₂-Abbau nach auslegungsüberschreitenden Störfällen“
 - Änderungsgenehmigung vom 20.7.99 und Festlegungen zur Errichtung und zum Betrieb
 - Grund: RSK-Empfehlung
 - „Errichtung der Probennahme am RSB nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen“
 - Änderungsgenehmigung vom 16.10.2000
 - Grund: RSK-Empfehlung

KKP-1

- Sicherheitsebene 4a
 - „Unabhängiger Sabotage- und Störfallschutz (USUS)“
 - 7. Teilgenehmigung für die Errichtung des Kernkraftwerks Philippsburg vom 10.06.1975
 - Grund: Forderung der Behörde von 1972, dokumentiert in /KKP-1, PSÜ/
- Sicherheitsebene 4b
 - „zusätzliche Ein- und Nachspeisemöglichkeit in RDB“
 - Änderungsanzeige Nr. 41/90
- Sicherheitsebene 4c
 - „Errichtung und Betrieb der Anlagenteile für die diversitäre Druckbegrenzung des RDB“
 - Genehmigung für die Vornahme von Veränderungen im Kernkraftwerk Philippsburg Block 1 vom 15.5.1990 mit Festlegungen zu Errichtung und zum Betrieb
 - „Errichtung der Anlagenteile für die Druckentlastung des RSB mit Filterung des Entlastungsmassenstromes“
 - Genehmigung für die Vornahme von Veränderungen im Kernkraftwerk Philippsburg Block 1 vom 15.7.1988 mit Festlegungen zur Errichtung und zum weiteren Genehmigungsverfahren
 - Grund: RSK-Empfehlung
 - „Errichtung und Betrieb der Anlagenteile für die Inertisierung der RSB“
 - Genehmigung für die Vornahme von Veränderungen im Kernkraftwerk Philippsburg Block 1 vom 15.7.1988
 - Grund: RSK-Empfehlung
 - „Errichtung von Lüftungstechnischen Einrichtungen zur Sicherstellung eines längerfristigen Aufenthalts des Bedienungspersonals in der Hauptwarte“
 - Genehmigung für die Vornahme von Veränderungen im Kernkraftwerk Philippsburg Block 1 vom 15.7.1988 mit Festlegungen zur Errichtung und zum weiteren Genehmigungsverfahren
 - „Einbau einer Einrichtung zur Probenahme aus RSB nach auslegungsüberschreitenden Ereignissen“
 - Genehmigung für die Vornahme von Veränderungen im Kernkraftwerk Philippsburg Block 1 vom 28.5.1999 mit Festlegungen zur Errichtung
 - Grund: Anregung RSK

KRB-II

- Sicherheitsebene 4b
 - „Nachrüstung eines diversitären Reaktordruckbegrenzungs-systems im Kernkraftwerk Gundremmingen II“
 - 4. Änderungsgenehmigung vom 12.3.1992 mit Festlegungen zur Errichtung und zum Betrieb
 - Grund: RSK-Empfehlung
- Sicherheitsebene 4c
 - „Errichtung eines Systems zur gefilterten Druckentlastung des RSB nach hypothetischen Ereignissen“
 - 2. Änderungsgenehmigung vom 8.1.1990 mit Festlegungen zur Errichtung und zum weiteren Genehmigungsverfahren
 - Grund: RSK-Empfehlungen
 - „Errichtung und Betrieb eines Systems zur Inertisierung der Kondensationskammer mit Stickstoffgas“
 - 2. Änderungsgenehmigung vom 8.1.1990 mit Festlegungen zur Errichtung und zum weiteren Genehmigungsverfahren
 - Grund: RSK-Empfehlungen
 - „Änderung der Lüftungsanlage, um eine Filterung der Wartenzuluft und einen Überdruck in den Wartenbereichen sicherzustellen“
 - 2. Änderungsgenehmigung vom 8.1.1990 mit Festlegungen zur Errichtung und zum weiteren Genehmigungsverfahren
 - Grund: RSK-Empfehlungen

Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums

Teil 2:

Rechtswissenschaftliche
Begutachtung der nach Stand
von Wissenschaft und Tech-
nik erforderlichen Vorsorge
gegen Schäden

Erstellt durch
Prof. Dr. Gerhard Roller

Inhaltsverzeichnis

I.	Einleitung	1
A.	Problemlage	1
B.	Gutachtensauftrag und Aufgabenstellung	2
II.	Grundlagen der atomrechtlichen Risikovorsorge	3
A.	Die erforderliche Schadensvorsorge nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG	4
1.	Die Auslegung der Norm bis zum Wyhl-Urteil des Bundesverwaltungsgerichts	4
2.	Die Erweiterung des Vorsorgetatbestandes durch eine „gefahrenunabhängige Risikovorsorge“	5
3.	Die Erweiterung des Vorsorgetatbestandes durch das Bundesverwaltungsgericht im Wyhl-Urteil	7
4.	Die Rechtsprechung des 11. Senats	10
B.	Stand von Wissenschaft und Technik	12
1.	Festlegung des Standes von Wissenschaft und Technik	13
2.	Folgerungen für die Ausgangsfrage	15
C.	Schadensvorsorge und „auslegungsüberschreitende Ereignisse“: Bestandsaufnahme und Kritik	16
1.	Auffassungen der Praxis seit dem Wyhl-Urteil	16
2.	Meinungen in der Literatur	19
3.	Aussagen der Rechtsprechung zur Einordnung von Maßnahmen des „anlageninternen Notfallschutzes“	20
a)	Entscheidungen der Obergerverwaltungsgerichte	20
b)	Die Obrigheim-Entscheidung des 11. Senats des Bundesverwaltungsgerichts	22
c)	Aussagen des Bundesverfassungsgerichts	25
D.	Restrisikominimierung außerhalb des gesetzlichen Tatbestandes	26
1.	Restrisikominimierung als Ausübung des Versagungsermessens?	26
a)	Verfassungsrechtliche Begründung des Versagungsermessens	27
b)	Verstoß gegen die Logik	28
c)	Unvereinbarkeit mit dem verfassungsrechtlich gebotenen dynamischen Schutzkonzept des Atomgesetzes	29
d)	Verstoß gegen Rechtssicherheit	30

2.	Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse als freiwillige Vorsorgemaßnahmen?	31
E.	Zur Grenze erforderlicher Vorsorgemaßnahmen	34
F.	Bedeutung des § 7 Abs. 2a AtG a.F.	36
III.	Die Umsetzung der atomrechtlichen Vorsorgeanforderungen in der Praxis	39
A.	Die Entwicklung des mehrstufigen Sicherheitskonzepts	39
1.	Deterministisches Konzept	39
2.	Probabilistik	40
3.	Das 4-stufige Sicherheitskonzept	42
a)	Frühe Elemente des Regelwerks zur Vorsorge gegen „auslegungsüberschreitende Ereignisse“	43
b)	Maßnahmen der Ebene 4 a bis c	44
B.	Berücksichtigung der Ebene 4 in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren	45
C.	Rechtliche Bewertung des Mehrstufenkonzepts	47
1.	Rechtliche Bedeutung der Ebenen 1 - 3	47
2.	Abschließende Definition der Störfallvorsorge durch die Strahlenschutzverordnung?	48
3.	Rechtliche Bedeutung der 4. Sicherheitsebene	49
IV.	Die Umsetzung von Maßnahmen der 4. Sicherheitsebene durch nachträgliche Auflagen	55
A.	Die Zulässigkeit nachträglicher Auflagen zur Umsetzung von Maßnahmen der Sicherheitsebene 4	55
B.	Verhältnismäßigkeit	58
V.	Zusammenfassung	59
	Anhang	63
	Literaturverzeichnis	64

I. Einleitung

A. Problemlage

Seit langem ist umstritten, wo die Vorsorge gegen sogenannte „auslegungsüberschreitende Ereignisse“ im Rahmen der atomrechtlichen Vorschriften zu verorten ist. Hinter diesem Begriff verbergen sich Ereignisse, die eintreten können, deren Eintritt jedoch als relativ unwahrscheinlich angesehen wird. Hierzu gehören etwa Flugzeugabstürze oder andere äußere Einwirkungen, sowie Ereignisabläufe, die zu einer Kernschmelze führen können. Gegen die Folgen derartiger Ereignisse, so heißt es häufig, müsse eine Kernanlage nicht „ausgelegt“ sein. Dies soll bedeuten, dass die Beherrschung des Ereignisses keine Genehmigungsvoraussetzung ist. Tatsächlich werden aber in der Praxis auch Vorsorgemaßnahmen gegen solche Ereignisse getroffen; allerdings liegen diese außerhalb des Spektrums der sogenannten „Auslegungsstörfälle“. Bei den Auslegungsstörfällen handelt es sich um ausgewählte Störfälle, die die Anlage nach dem kerntechnischen Regelwerk auf jeden Fall sicher beherrschen muss. Für einen Teil dieser Störfälle muss zudem nachgewiesen sein, dass bestimmte Grenzwerte, die sog. „Störfallplanungsdosis“, eingehalten werden. Meinungsverschiedenheiten gibt es nun darüber, ob die Vorsorgemaßnahmen gegen die sog. „auslegungsüberschreitenden“ Ereignisse – vereinfacht ausgedrückt – vom Gesetz gefordert werden oder ob die Behörde dies lediglich im Rahmen eines ihr vom Gesetz eingeräumten Ermessens verlangen kann oder ob schließlich keinerlei rechtliche Verpflichtung zur Ergreifung dieser Maßnahmen besteht, sondern die Betreiber lediglich auf freiwilliger Basis solche ergreifen können.

Um diese Fragen zu beantworten, bedarf es zum einen einer genaueren Analyse der entsprechenden gesetzlichen Regelungen. Dies ist vor allem § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG. Darüber hinaus ist zu klären, wie sich das praktische Schutzkonzept zu den rechtlichen Grundlagen verhält. In der Praxis hat sich ein mehrstufiges Sicherheitskonzept entwickelt, welches auf seiner 4. Ebene auch die Berücksichtigung solcher Ereignisse verlangt. In der Praxis besteht jedoch Unklarheit darüber, ob die Maßnahmen der Ebene 4 der Reaktorauslegung oder der „Risikominderung“ zuzuordnen sind, was teilweise angenommen wird. Ob diese terminologische Abschtichung auch zu einer rechtlichen Ausgliederung der gesamten 4. Ebene aus dem atomrechtlichen Schadensvorsorgetatbestand führen kann, ist dabei die zentrale Frage des vorliegenden Gutachtens.

B. Gutachtensauftrag und Aufgabenstellung

Vor dem Hintergrund der soeben geschilderten Problemlage ist es Aufgabe des vorliegenden Gutachtens, zur Vorbereitung einer bundesaufsichtlichen Stellungnahme und als Teil einer umfassenderen rechtswissenschaftlich/technisch-naturwissenschaftlichen Bearbeitung die Vorsorgemaßnahmen nach § 7 Abs. 2 S. 1 Nr. 3 AtG von sogenannten Maßnahmen zur Reduzierung des „Restrisikos“ in rechtlicher Hinsicht zu unterscheiden. Grundlage der rechtlichen Bearbeitung sind die Ergebnisse des technischen Teils, der von der GRS bearbeitet wurde.

Zunächst werden unter II. die rechtlichen Grundlagen der atomrechtlichen Risikovor-sorge dargestellt. Hierzu ist insbesondere auf die umfangreiche atomrechtliche Judikatur und Literatur zur Auslegung des Tatbestandes der atomrechtlichen Schadensvorsorge gem. § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG einzugehen und die Normstruktur sowie die Reichweite dieser Vorsorgenorm im Hinblick auf sog. „auslegungsüberschreitende Ereignisse“ zu analysieren. Ausgangspunkt hierfür sind die grundlegenden Ausführungen des Bundesverwaltungsgerichts in der Wyhl-Entscheidung zur Normstruktur des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG sowie die in der Folgezeit hierzu ergangene Judikatur. Der Schwerpunkt der Erörterung liegt dabei auf der Frage, ob es aus rechtlicher Sicht neben der gebotenen Schadensvorsorge überhaupt einen eigenständigen Bereich darüber hinausgehender „Restrisikominimierung“ geben kann.

Auf der Grundlage der unter II. gewonnenen Ergebnisse wird sodann im III. Abschnitt die praktische Umsetzung der gesetzlichen Regelung durch das mehrstufige 4-Ebenen-Sicherheitskonzept untersucht. Dabei werden, aufbauend auf der technischen Untersuchung durch die GRS, die Kategorien der auslegungsüberschreitenden Maßnahmen einer rechtlichen Bewertung zugeführt.

Die inhaltlichen Arbeiten wurden im wesentlichen im Dezember 2001 abgeschlossen. Literatur und Rechtsprechung wurden bis zu diesem Zeitpunkt, vereinzelt auch darüber hinaus, berücksichtigt. Die durch das Gesetz zur Beendigung der Kernenergie eingetretene Rechtslage wurde berücksichtigt.

II. Grundlagen der atomrechtlichen Risikovorsorge

Die rechtliche Verankerung der atomrechtlichen Risikovorsorge findet sich in der für das Atomrecht grundlegenden Norm des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG. Die Genehmigung für eine kerntechnische Anlage kann danach nur dann erteilt werden, wenn die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen ist.

Die Auslegung dieser Norm beschäftigt die Rechtswissenschaft und die Gerichte seit langem. In dem vorliegenden Gutachten bedürfen allerdings die zahlreichen Facetten dieser Diskussion nur insoweit der Kommentierung und Vertiefung, wie sie ihrerseits in einem Zusammenhang mit der Fragestellung stehen, nämlich inwieweit sogenannte „auslegungsüberschreitende Ereignisse“ im Rahmen der tatbestandlichen Schadensvorsorge zu berücksichtigen sind. Es geht somit um die behördliche, namentlich die bundesaufsichtliche Perspektive. Fragen nach der Reichweite des Drittschutzes sind deshalb nicht von vorrangigem Interesse; sie werden allerdings, wo immer dies geboten erschien, in die Erörterung mit einbezogen.

Zunächst soll die Normstruktur im Hinblick auf das Schutzziel, die „erforderliche Vorsorge gegen Schäden“, näher untersucht werden, sodann der Beurteilungsmaßstab des „Standes von Wissenschaft und Technik“ einer eingehenderen Betrachtung unterzogen werden.

A. Die erforderliche Schadensvorsorge nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG

1. Die Auslegung der Norm bis zum Wyhl-Urteil des Bundesverwaltungsgerichts

Rechtsprechung, Literatur und Genehmigungspraxis gingen bis zur grundlegenden Entscheidung des Bundesverwaltungsgerichts zum Kernkraftwerk Wyhl überwiegend davon aus, dass es sich bei dem atomrechtlichen Vorsorgetatbestand um einen Tatbestand klassischer Gefahrenabwehr handele.¹ Unter Anlehnung an den – in seinen wesentlichen Grundzügen seit der Rechtsprechung des Preußischen Oberverwaltungsgerichts² unveränderten – polizeirechtlichen Gefahrenbegriff wurde auch die atomrechtliche Gefahrenabwehr dann als erforderlich angesehen, wenn nach der „Je-desto-Formel“ das Produkt aus Eintrittswahrscheinlichkeit und Schadensausmaß als Gefahr im Rechtssinne zu bewerten war.³ Für die Genehmigungspraxis wurde diese abstrakte Formel freilich erst handhabbar durch untergesetzliche Regelwerke, die eine Übersetzung in die Sprache der Naturwissenschaftler und Techniker bewerkstelligte. Für den sogenannten Normalbetrieb der Anlagen wurde – und wird – dabei als Grenze der erforderlichen Gefahrenabwehr das sog. Dosisgrenzwertkonzept zugrundegelegt, welches in § 47 StrlSchV (§ 45 a.F.) verankert ist.⁴ Für den hier allein interessierenden Bereich der Störfallvorsorge wurde ein deterministisches Konzept der „Auslegungsstörfälle“ in den Störfall-Leitlinien des BMI, den Störfallplanungsdosen des § 49 Abs. 1 (28 Abs. 3 a.F.) StrlSchV und den RSK-Leitlinien sowie schließlich den rein technischen KTA-Regeln verankert. Dieses untergesetzliche Regelwerk bestimmt seitdem in der jeweils aktuellen Fassung den tatsächlich in der Praxis verlangten Sicherheitsstandard der deutschen Kernkraftwerke.⁵

¹ Vgl. ausführlich: *Steinberg/Roller*, Schadensvorsorge, S. 14 ff.; *Hohlefelder*, ET 1983, S. 392; *Haedrich*, Atomgesetz, § 7 Rn. 84; *Schattke*, in: *Recht und Technik*, S. 110 f.; *Bochmann*, 7. AtRS 1983, S. 22; *Ossenbühl*, NVwZ 1986, S. 162 u. 168; *Wagner*, DÖV 1980, S. 274; *Hohlefelder*, ET 1983 S. 394; *Ronellenfitsch*, S. 235 ff.; *Hansen-Dix*, S. 157 ff., 172 ff. Aus der Rechtsprechung: VG Würzburg Urt. v. 25.3.1977 "Grafenrheinfeld", NJW 1977, 1649, 1650; VG Freiburg, „Wyhl“, NJW 1977, 1645, 1646; VGH BW, DVBl. 1982, 967 (Leitsatz 21); vgl. auch *Fischerhof*, § 7 Rn. 17.

² ProVGE 77, 333 (338); ProVGE 87, 301 (310).

³ Hierzu: *Steinberg/Roller*, Schadensvorsorge, S. 53 ff.

⁴ Kritisch bereits: *Sommer*, DÖV 1983, S. 754 ff.

⁵ *Renneberg*, in: *Steinberg* (Hrsg.), *Reform*, S. 137 f.

Als Gefahrenabwehrmaßnahmen, die vom Tatbestand der Norm umfasst sind, sah die ältere Verwaltungspraxis dabei lediglich die sogenannten Auslegungsstörfälle an. Maßnahmen, die darüber hinaus einer weiteren Minimierung des Risikos dienten, sollten lediglich im Rahmen des behördlichen Versagungsermessens Berücksichtigung finden. Hierzu gehören insbesondere Maßnahmen der Risikominimierung gegen nicht auslegungsbedürftige „Unfälle“⁶, wie etwa die Auslegung gegen Flugzeugabstürze.⁷ Da diesen Ereignissen die Qualität einer „Gefahr“ aufgrund der extrem niedrigen Eintrittswahrscheinlichkeit abgesprochen wurde, sah die ältere Verwaltungspraxis insoweit nicht die Genehmigungsvoraussetzung des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG als betroffen an.⁸ Allerdings war die Praxis wohl auch damals schon nicht ganz einheitlich⁹ und insbesondere die Bundesaufsicht ging offenbar bereits vor dem Wyhl-Urteil davon aus, dass auch insoweit Vorsorgemaßnahmen der Schadensvorsorge zuzurechnen seien.¹⁰

Die hier dargestellte ältere Auffassung ist keineswegs nur noch von historischem Interesse, wie man zunächst vermuten könnte. Vielmehr kommt ihr gerade im Hinblick auf die Frage, wie auslegungsüberschreitende Ereignisse in die Dogmatik des Schadensvorsorgetatbestandes einzuordnen sind, immer noch Bedeutung in der Praxis zu.

2. Die Erweiterung des Vorsorgetatbestandes durch eine „gefahrenunabhängige Risikovorsorge“

Für die weitere Entwicklung hatte die Auffassung entscheidende Bedeutung, wonach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG über die Gefahrenabwehr im klassischen Sinne hinaus eine „gefahrenunabhängige Risikovorsorge“ enthalte. Maßgeblich wurde diese Auffassung von *Breuer* und *Bender* begründet. Trotz bestehender Unterschiede im Detail¹¹ haben

⁶ Zum Unfallbegriff der StrlSchV: *Steinberg/Roller*, Schadensvorsorge, S. 74 ff.

⁷ Hierzu aus der hessischen Genehmigungspraxis etwa: VGH Kassel, Urt. v. 1.11.1989, 8 A 2902/88, Amtl. Umdr. S. 21 – Alkem.

⁸ Vgl. den Beschluss des Länderausschusses Atomenergie vom 15.3.1983, dazu *Hohlefelder*, ET 1983, S. 394. – Aus der Rechtsprechung VGH BW, Urt. v. 30.3.1982, AU S. 111 ff. (Wyhl), bereits früher *Hanning/Schmieder*, DB 1977, Beil. Nr. 14/77, S. 6 ff. – Vgl. auch *Ossenbühl*, NVwZ 1986, S. 168, wonach der Gedanke einer gefahrenunabhängigen Risikovorsorge nicht recht habe Fuß fassen können.

⁹ So wird von *Feldmann*, ET 1983, S. 385, von einer unterschiedlichen Praxis berichtet.

¹⁰ Hierzu unten C 1.

¹¹ Hierzu ausführlich: *Steinberg/Roller*, S. 19 ff.

die Aufsätze von Breuer und Bender den Blick dafür geschärft, dass die Reichweite der atomrechtlichen Schadensvorsorge sich nicht mit den Kategorien des klassischen Polizeirechts beschreiben lässt.¹²

Breuer unterscheidet zwei Varianten der Risikovorsorge:¹³ Die erste, hier nicht interessierende Variante betrifft Fälle, in denen kein drohender Schaden, sondern nur der Verdacht der Schädlichkeit oder die bloße Lästigkeit bestimmter Umwelteinwirkungen dargetan sei; dies sei „Risikovorsorge unterhalb der Schädlichkeitsschwelle“. Die zweite Variante greife ein, wo ein Schadenseintritt nach den Maßstäben praktischer Vernunft nicht zu erwarten und deshalb der erforderliche Wahrscheinlichkeitsgrad für die Annahme einer Gefahr nicht erreicht sei, zusätzliche Schutzvorkehrungen jedoch technisch und wirtschaftlich realisierbar seien. Diese „Risikovorsorge unterhalb der Schwelle praktischer Vorstellbarkeit eines theoretisch möglichen Schadenseintritts“ stehe jedoch – anders als die kategorisch gebotene Gefahrenabwehr – unter dem Vorbehalt der technischen Realisierbarkeit sowie der Verhältnismäßigkeit von Aufwand und Nutzen.¹⁴

Demgegenüber differenziert *Bender* zwischen Risiken „mit erkannter Gefahrenqualität“ und Risiken „ohne erkannte Gefahrenqualität“.¹⁵ Während die ersteren solche Risiken darstellten, für die nach derzeitigem Wissen die positive Feststellung gemacht werden könnte, dass bestimmte Ereignisse zu einer bestimmten Schadensfolge führten, sei die Wahrscheinlichkeit ihres Eintritts auch noch so klein, seien letztere dadurch charakterisiert, dass trotz Ausschöpfung der zur Verfügung stehenden Erkenntnismöglichkeiten nicht bekannt ist, ob ein bestimmter Störfallablauf mit Schadensfolge überhaupt *möglich* ist, dies aber auch nicht ausgeschlossen werden kann. Nur in diesem letzteren Fall sei es zulässig ein „Restrisiko“ hinzunehmen und die Anwendung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit legitim.¹⁶ Bender ordnet Ereignisse mit einem erheblichen Schadensausmaß aber einer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit – da dies erkannte Risiken sind – konsequenterweise der Gefahrenabwehr zu.

¹² Allerdings gibt es immer wieder Versuche, durch eine Ausweitung des Gefahrenbegriffs die Kategorie der Risikovorsorge überflüssig zu machen. Dazu jüngst: *Stötzel*, Schutzkonzepte, S. 99 ff. Vgl. auch *Rosin*, in: Bubenbender/Heintschel v. Heinegg/Rosin, Energierecht, 1999, S. 470 ff.

¹³ *Breuer*, DVBl. 1978, S. 836 f.

¹⁴ So auch *Marburger*, 7. AtRS 1983, S. 63

¹⁵ *Bender*, NJW 1979, S. 1426 ff.; ders. DÖV 1980, S. 634 ff.

¹⁶ *Bender*, DÖV 1980, S. 636

Im Anschluss daran hat das Bundesverfassungsgericht in der Kalkar-Entscheidung den Maßstab der „bestmöglichen Gefahrenabwehr und Risikovorsorge“ aufgestellt, der aus verfassungsrechtlicher Sicht der Genehmigungsnorm unterlegt wurde.¹⁷ Die Grenze der Vorsorge wird nach dieser Entscheidung einerseits durch den Maßstab praktischer Vernunft und andererseits durch die Grenze des menschlichen Erkenntnisvermögens bestimmt.¹⁸

3. Die Erweiterung des Vorsorgetatbestandes durch das Bundesverwaltungsgericht im Wyhl-Urteil

Während der VGH Bad.-Württ. in seinem umfassend begründeten Urteil zum Kernkraftwerk Wyhl die Schadensvorsorge mit Gefahrenabwehr im polizeirechtlichen Sinn gleichsetzte¹⁹ hat das BVerwG in seiner Revisionsentscheidung die Anwendung des polizeirechtlichen Gefahrenbegriffs ausdrücklich abgelehnt. Die vielfach zitierten Kernsätze der Entscheidung in diesem Zusammenhang lauten:

„... diese Vorschrift ist nicht anhand eines vorgeformten polizeirechtlichen Gefahrenbegriffs, sondern mit Blick auf den in § 1 Nr. 2 AtG genannten Schutzzweck des Gesetzes auszulegen. Vorsorge i.S. der in Rede stehenden Vorschrift bedeutet daher nicht, dass Schutzmaßnahmen erst dort zu beginnen brauchen, wo 'aus gewissen gegenwärtigen Zuständen nach dem Gesetz der Kausalität gewisse andere Schaden bringende Zustände und Ereignisse erwachsen werden' (...). Vielmehr müssen auch solche Schadensmöglichkeiten in Betracht gezogen werden, die sich nur deshalb nicht ausschließen lassen, weil nach dem derzeitigen Wissensstand bestimmte Ursachenzusammenhänge weder bejaht noch verneint werden können und daher insoweit noch keine Gefahr, sondern nur ein Gefahrenverdacht oder ein „Besorgnispotential“ besteht. Vorsorge bedeutet des weiteren, dass 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,

¹⁷ BVerfGE 49, 89 (138 f.).

¹⁸ Zur Widersprüchlichkeit dieser beiden Maßstäbe: *Roßnagel*, NVwZ 1984, S. 141. Vgl. auch *Sommer*, DÖV 1981, S. 654 ff.

¹⁹ VGH BW, DVBl. 1982, 967 (Leitsatz 21).

um Risiken aufgrund noch bestehender Unsicherheiten oder Wissenslücken hinreichend zuverlässig auszuschließen.“²⁰

Der Wyhl-Entscheidung des Bundesverwaltungsgerichts wird zu Recht eine weit über das Atomrecht hinausgehende Bedeutung zugemessen.²¹ Im vorliegenden Zusammenhang ist relevant, dass die Wyhl-Entscheidung den Tatbestand der Schadensvorsorge erheblich über den Bereich klassischer Gefahrenabwehr erweitert und damit auch der zuvor verbreiteten Staatspraxis, die den Tatbestand mit polizeilicher Gefahrenabwehr im klassischen Sinne gleichgesetzt hatte,²² eine Absage erteilt hat. Mit der Erweiterung der gesetzlichen Tatbestandes ist aber zwangsläufig auch die Frage aufgeworfen, ob es im Rahmen des Versagungsermessens überhaupt noch eine sicherheitsgerichtete Restrisikominimierung geben kann. Wenn das, was zuvor im Rahmen des Versagungsermessens Berücksichtigung fand, nunmehr bereits im Rahmen der tatbestandlich gebotenen Schadensvorsorge zu beachten ist, bleibt für das Versagungsermessens jedenfalls kein sicherheitsrelevanter Aspekt mehr übrig.²³ Hieraus folgt, dass auch die sogenannten „auslegungsüberschreitenden“ Ereignisse vom Tatbestand der Norm erfasst werden. Die gegenteilige Verwaltungspraxis ist mit dem Wyhl-Urteil deshalb nicht vereinbar.²⁴

Vieles spricht im übrigen dafür, die oben zitierten Aussagen im Sinne eines einheitlichen Vorsorgetatbestandes zu interpretieren, der nicht zwischen Maßnahmen der Gefahrenabwehr und Risikovorsorge differenziert.²⁵ Jedenfalls könnte das Bundesverwaltungsgericht so verstanden werden, wenn es ausdrücklich betont, „Gefahren und Risiken müssen, wenn die erforderlich Vorsorge i.S. von § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG getroffen

²⁰ BVerwGE 72, 300, (315) - Wyhl.

²¹ Vgl. zuletzt: *Cloosters*, Sicherheitsstandards, S. 45 m.w.N.

²² Hierzu oben II A 1. A.A.: *Raetzke*, Veränderungsgenehmigung, S. 82 ff. der lediglich eine terminologische Neufassung in der Wyhl-Entscheidung sieht.

²³ Dazu ausführlich unten II D. 1.

²⁴ *Steinberg/Roller*, Schadensvorsorge, S. 32.

²⁵ Für einen einheitlichen Tatbestand: *Steinberg/Roller*, Schadensvorsorge, S. 28 ff.; *H.-P. Schneider*, Verantwortung des Staates, S. 130; ders.: 9. AtRS, S. 241; *Rengeling*, Probabilistik, S. 88; *Ronellenfitsch*, DVBl. 1989, S. 859, der allerdings nur Gefahrenabwehr als vom Tatbestand erfasst ansieht. So jüngst auch *Stötzel*, Schutzkonzepte, S. 99-128. mit einem erweiterten, den gesamten Bereich der Risikovorsorge umfassenden Gefahrenbegriff; ähnlich bereits *Darnstädt*, S. 175 u. 195 der allerdings ausdrücklich den Begriff "Gefahrenabwehr" in diesem Zusammenhang ablehnt, jedoch gleichwohl von einer einheitlichen Tatbestandsstruktur ausgeht, insoweit aber von "Gefahrenvorsorge" spricht. Für die hier vertretene Auffassung jüngst auch *Heitsch*, 11. AtRS 2001, S. 170.

sein soll, praktisch ausgeschlossen sein;...“.²⁶ Nach anderer – wohl überwiegender – Meinung soll es jedoch im Rahmen des Tatbestandes bei einer Differenzierung zwischen Gefahrenabwehr und Risikovorsorge bleiben.²⁷ Diese Differenzierung wirkt sich jedoch praktisch nicht unmittelbar aus. Zwar lautet eine gängige Formel, dass Gefahrenabwehr „kategorisch geboten“ sei, während die Risikovorsorge unter Verhältnismäßigkeitserwägungen stehe. Dies ist freilich nur eine scheinbare Differenzierung,²⁸ denn auch im Bereich der Gefahrenabwehr gilt der verfassungsrechtliche Grundsatz der Verhältnismäßigkeit; allerdings sind dort Vorsorgemaßnahmen aufgrund des Gefahrenpotentials der Anlagen stets verhältnismäßig, ohne dass weitere Kosten-Nutzen-Betrachtungen angestellt werden dürften.²⁹

Auch gegen bloße Besorgnispotentiale sind Vorsorgemaßnahmen also erforderlich. Die Frage, welche Maßnahmen dies im Einzelfall sind, ist eine Frage der Rechtsfolge, die sich aus der Anwendbarkeit der Norm ergibt und deren Festlegung der Exekutive überantwortet ist. Durch die Anerkennung eines der Behörde eingeräumten Beurteilungsspielraums bei der Ermittlung und Bewertung der Risiken und der erforderlichen Vorsorgemaßnahmen hat das Wyhl-Urteil eine herausragende Bedeutung – auch für andere Rechtsgebiete³⁰ – gewonnen.³¹

²⁶ BVerwGE 72, 300 (316).

²⁷ *Breuer*, NVwZ 1990, S. 213-214; *Ossenbühl* DVBl. 1990, S. 601; *Sellner*, NVwZ 1986, S. 617; *Greipl*, DVBl. 1992, S. 599; *Schoch*, DVBl. 1990, S. 551 unter Bezugnahme auf VGH Kassel, NVwZ 1989, 1183 (1185). Die Rechtsprechung der Oberverwaltungsgerichte hat die Folgen des Wyhl-Urteils im Hinblick auf die Normstruktur des § 7 Abs. 2 Nr. 3 lange Zeit kaum zur Kenntnis genommen, kritisch hierzu: *Steinberg/Roller*, Schadensvorsorge, S. 32, Fn. 99. Eine Ausnahme bildet insoweit die Entscheidung des VGH Mannheim vom 7.3.1995, dazu unten II C 3. a). Zur Rechtslage nach dem letzten Obrigheim-Urteil des BVerwG vgl. unten II C 3. b).

²⁸ Zutreffend: *Raetzke*, Veränderungsgenehmigung, S. 190.

²⁹ Dies gilt allerdings nicht uneingeschränkt für Maßnahmen der Ebenen 1-3, soweit dort aufgrund probabilistischer Erwägungen Vorsorgemaßnahmen über die bestehenden deterministischen Festlegungen hinaus gefordert werden, vgl. oben GRS-Gutachten, Kapitel 2.2.

³⁰ So insbesondere für das Gentechnikrecht, vgl. etwa BVerwG, Ur. v. 15.4.1999, 7 B 278.98, ZUR 1999, S. 279 (insoweit nur Leitsatz).

³¹ Vgl. auch *Ossenbühl*, Bestandsschutz, S. 35-41.

4. Die Rechtsprechung des 11. Senats

Die Rechtsprechung hat in der Folgezeit die Kernauffassungen der Wyhl-Entscheidung mehrfach bekräftigt.³² Auch der nunmehr zuständige 11. Senat hat an diese Rechtsprechung angeknüpft. So übernimmt der 11. Senat in der letzten Entscheidung zum Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich vom 14.1.1998 wörtlich die oben zitierte Passage aus dem Wyhl-Urteil.³³

Gewisse Zweifel daran, ob der 11. Senat im Detail die gleiche Vorstellung von der Normstruktur des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG hat wie der seinerzeit zuständige 7. Senat, könnten sich jedoch deshalb ergeben, weil in Entscheidungen des 11. Senats mehrfach eine abweichende Terminologie verwendet wird, die an das überkommene Verständnis der Normstruktur in der älteren Genehmigungspraxis erinnert.

Der 7. Senat des Bundesverwaltungsgerichts hat es – soweit ersichtlich – stets vermieden, in seinen Entscheidungen den Begriff der „Restrisikominimierung“ oder überhaupt der Risikominimierung im Zusammenhang mit der Normstruktur des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG zu verwenden. Aufschlussreich ist insoweit einmal mehr das Wyhl-Urteil. Nachdem der Senat die umfassende Reichweite des Vorsorgegebotes festgestellt und konsequenterweise einen Drittschutz des der Behörde eingeräumten Ermessens verneint hat, geht er der vom Berufungsgericht aufgeworfenen Frage der Erforderlichkeit eines Berstschatzes nach. Das VG Freiburg hatte einen solchen bejaht³⁴, der VGH Mannheim, nach einer Beweisaufnahme, verneint. Der VGH war dabei zu dem Ergebnis gekommen,³⁵ dass aufgrund des Standes von Wissenschaft und Technik im Zeitpunkt seiner Entscheidung ein katastrophales Versagen des Reaktordruckbehälters praktisch ausgeschlossen werden könne. Allerdings hatte der VGH gleichwohl verbleibende Zweifel, die sich insbesondere auf eine ältere Empfehlung der RSK vom 20.3.1974 stützten, die für ein damals geplantes Kernkraftwerk der BASF in Ludwigshafen einen entsprechenden Berstschatz vorschlug. Das Ziel dieser Empfehlung sollte sein, dem aus dem gewählten stadtnahen Industriestandort sich ergebenden Risiko von möglicherweise vorhandenen Erschwerungen bei der Durchführung von Notfallschutzmaßnahmen zu begegnen. Daraufhin schließt der 7. Senat:

³² Vgl. etwa BVerwG v. 13.7.1989, NVwZ 1989, 1168; BVerwGE 80, 207 (216).

³³ BVerwG, Ur. v. 14.1.1998, 11 C 13.96, S. 33 f. des Amtl. Umdr. = UPR 1998, S. 153 f.

³⁴ VG Freiburg, Ur. v. 14.3.1977, NJW 1977, 1645.

³⁵ Vgl. zum Folgenden die Wiedergabe der VGH-Entscheidung in BVerwGE 72, 300 (322).

„Es handelte sich also um eine in Erwägung gezogene Vorsorge gegen ein Kollektivrisiko jenseits des Bereichs, für den technische Vorsorgemaßnahmen getroffen werden mussten; das Maß der den Klägern gegenüber gebotenen Vorsorge wurde durch derartige Erwägungen nicht berührt.“³⁶

Der 7. Senat sieht folglich auch diese Maßnahmen – die sich in ihrer Zielrichtung mit den heute diskutierten Notfallschutzmaßnahmen durchaus decken – als Teil des Vorsorgegebotes an, allerdings als Teil der nicht-drittschützenden Vorsorge gegen das sog. Bevölkerungsrisiko.³⁷

Demgegenüber benutzt der 11. Senat in der Mülheim-Kärlich-Entscheidung den Begriff der Restrisikominimierung.³⁸ Im Zusammenhang mit dem Erdbebenrisiko heißt es dort:

„Die von den Beigeladenen aufgeworfene Frage, wo im Bereich der Erdbebensicherheit die drittschützende Schadensvorsorge in den Bereich der – nicht drittschützenden – Restrisikominimierung übergeht, stellt sich im vorliegenden Fall nicht. Denn die Genehmigungsbehörde hat hier bei ihrer Abschätzung des am Standort des Kernkraftwerks anzunehmenden Erdbebenrisikos allein die Einhaltung der – drittschützenden – Störfallplanungsdosis sicherstellen wollen und nicht etwa im Interesse des allgemeinen Bevölkerungsschutzes eine Restrisikominimierung angestrebt.“³⁹

Der 11. Senat verwendet den Begriff der Restrisikominimierung allerdings hier nicht im Zusammenhang mit dem behördlichen Ermessen, sondern nur zur Bestimmung der Reichweite des Drittschutzes. Die vom 7. Senat eingeführte – nicht-drittschützenden – Vorsorge gegen Kollektivrisiken wird somit in der Terminologie des 11. Senats zur – nicht drittschützenden – Restrisikominimierung im Interesse eines allgemeinen Bevölkerungsschutzes. Eine sachliche Änderung in der Interpretation der Normstruktur des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG oder eine veränderte Auffassung im Hinblick auf die Frage der Reichweite des Schadensvorsorgetatbestandes bei auslegungsüberschreitenden

³⁶ BVerwGE 72, 300 (322).

³⁷ Kritisch hierzu: *Roller*, Genehmigungsaufhebung, S. 56. *Steinberg/Roller*, Schadensvorsorge, S. 83-88.

³⁸ So auch bereits das Obergheim-Urteil, dazu ausführlich unten III C 3. b). Demgegenüber ist noch im Krümmel-Urteil lediglich die Rede davon, dass die Schadensvorsorge „die Hinnahme eines gewissen, nach den Maßstäben der praktischen Vernunft nicht mehr in Rechnung zu stellenden `Restrisiko` mit“ einschließe, BVerwG, Urt. v. 21.8.1996, DVBl. 1997, S. 52 (53).

³⁹ BVerwG, Urt. v. 14.1.1998, 11 C 13.96, S. 30 f. des Amtl. Umdrucks.

Ereignissen kann aus der veränderten Begrifflichkeit allein jedoch nicht abgeleitet werden.⁴⁰ Dieser Befund wird auch durch eine genauere Analyse der Obrigkeits-Entscheidung bestätigt, in der der Begriff der Restrisikominimierung im Zusammenhang mit Notfallschutzmaßnahmen ebenfalls eine Rolle spielt.⁴¹

B. Stand von Wissenschaft und Technik

Der entscheidende Steuerungsmaßstab für die Frage, welche Vorsorge erforderlich ist, bildet der Stand von Wissenschaft und Technik. Risikoermittlung und Risikobewertung haben sich hieran zu orientieren. Nach allgemeiner Auffassung, handelt es sich bei dem Stand von Wissenschaft und Technik um einen Sicherheitsstandard, der über die bisher im technischen Sicherheitsrecht gebräuchlichen Standards hinausgeht, wenngleich die praktische Relevanz des auch vom Bundesverfassungsgericht vertretenen dreistufigen Konzeptes⁴² (allgemein anerkannte Regeln der Technik, Stand der Technik, Stand von Wissenschaft und Technik) begrenzt sein dürfte.⁴³

Der in § 7 Abs. 2 Nr. 3 gewählte Maßstab bezieht neben den neuen technischen Entwicklungen den Stand der Wissenschaft mit ein. Die Rechtsprechung vertritt zutreffend die Ansicht, dass sich die Vorsorge gegen Schäden nach dem neuesten wissenschaftlichen Stand richten muss⁴⁴ und es mithin nicht ausreicht, die technisch realisierbare Schadensvorsorge zu treffen.⁴⁵

„Es muss diejenige Vorsorge gegen Schäden getroffen werden, die nach den neuesten wissenschaftlichen Erkenntnissen für erforderlich gehalten wird. Lässt sie sich technisch noch nicht verwirklichen, darf die Genehmigung nicht erteilt werden; die erforderliche Vorsorge wird mithin nicht durch das technisch gegenwärtig Machbare begrenzt“.⁴⁶

⁴⁰ Gleichwohl ist die Begriffsverwendung unglücklich.

⁴¹ Dazu unten II C 3. b).

⁴² BVerfGE 49, 89, 135 ff. Vgl. auch *Breuer*, AÖR 101 (1976), S. 68; *Richter*, S. 25 ff.; *Obenhaus/Kuckuck*, DVBl. 1980, S. 156; kritisch zur Dreistufigkeit: *Nicklisch*, BB 1983, S. 263 ff.

⁴³ So zu Recht auch *Stötzel*, Schutzkonzepte, S. 45.

⁴⁴ BVerfGE 49, 89, 136; BVerfGE 53, 30, 59; BVerwG DVBl. 1972, 678, 680 ("Würgassen").

⁴⁵ So aber *Obenhaus/Kuckuck*, DVBl. 1980, S. 156.

⁴⁶ BVerfGE 49, 89, (136.)

1. Festlegung des Standes von Wissenschaft und Technik

Nach herrschender Auffassung ist der Stand von Wissenschaft und Technik von der Genehmigungsbehörde zu ermitteln. Sie muss in wertender Entscheidung den jeweiligen Erkenntnisstand für den einzelnen Genehmigungsfall konkretisieren.⁴⁷ Insoweit räumt die Rechtsprechung der Exekutive einen eigenen Beurteilungsspielraum ein.⁴⁸ Die Exekutive „hat hierbei die Wissenschaft zu Rate zu ziehen“,⁴⁹ nicht jedoch die Beurteilung der Wissenschaft zu überlassen.⁵⁰ Entgegen zunächst vertretener Auffassung⁵¹ sind dabei „alle wissenschaftlich und technisch vertretbaren Erkenntnisse“ zu berücksichtigen.⁵² Bei bestehenden Unsicherheiten ist stets die sicherere Annahme zugrunde zu legen. Dabei muss, so das Bundesverwaltungsgericht, allerdings nicht „jeder 'vereinzelt geäußerten' wissenschaftlichen Meinung entsprochen werden.“⁵³ Die Genehmigungsbehörde muss auch nicht „ermitteln, ob zur h. M. eine – auch noch so fernliegende – Gegenmeinung besteht, die theoretisch nicht widerlegbar ist, aber als Beleg für ein bestehendes 'Gefahrenpotential' praktisch auszuschließen ist.“⁵⁴

Die Meinungen müssen jedenfalls anhand wissenschaftlicher Methoden nachvollziehbar sein.⁵⁵ Insbesondere sind hierbei auch bloß theoretische Schadensmöglichkeiten heranzuziehen,⁵⁶ soweit sie wissenschaftlicher Erkenntnis zugänglich sind. Gerade für die Vorsorge gegen „praktisch ausgeschlossene“ Ereignisse sind in der Regel „gesicherte“ Erkenntnisse nicht vorhanden. Andererseits lassen sich durchaus Aussagen über Eintrittshäufigkeiten treffen. Insoweit gehören auch probabilistische Berechnungen zum Stand der Wissenschaft. Sie sind daher bei der zu treffenden Schadensvorsorge zu berücksichtigen. Ein ausschließlich an deterministischen Kriterien orientiertes Sicherheitskonzept entspricht dem heutigen Stand der Wissenschaft nicht (mehr).⁵⁷

⁴⁷ Vgl. *Haedrich*, AtG § 7 Rn. 75 c m.w.N.

⁴⁸ BVerwGE 72, 300, 316 ff.

⁴⁹ BVerwGE 72, 300, 316; ebenso: B. v. 13.7.1989, NVwZ 1989, 1168 u. 1169

⁵⁰ *Renneberg*, in: Steinberg, Reform des Atomrechts, S. 125.

⁵¹ *Smidt*, 6. AtRS 1979, S. 43; *Wagner*, NJW 1980, S. 665, 667; *Marburger*, WiVerw 1981, S. 258.

⁵² BVerwGE 72, 300, 316.

⁵³ BVerwGE 72, 300 (316); vgl. auch BVerwG, Beschl. v. 17.4.1990, DVBl. 1990, 1167 (1169) hinsichtlich der Festsetzung der Grenzwerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV.

⁵⁴ BVerwG, B. v. 13.7.1989, NVwZ 1989, 1168 (1169).

⁵⁵ *Winter/Schäfer*, NVwZ 1985, S. 706.

⁵⁶ Zutreffend BVerwGE 72, 300 (315); a.A. *Marburger*, ET 1984, S. 211.

⁵⁷ Umfassend: *Stötzel*, Schutzkonzepte, 161 ff.

Hieraus ergeben sich Folgerungen für die Einordnung der Maßnahmen der Sicherheitsebene 4, die aus dem Vorsorgetatbestand nicht länger ausgeblendet werden dürfen.

Im Hinblick auf den Meinungsstreit in der Wissenschaft hat das Bundesverwaltungsgericht ausgeführt, dass die „Bandbreite“ der wissenschaftlichen Meinungen zu berücksichtigen sei.⁵⁸

„...; dabei darf die Genehmigungsbehörde sich nicht auf eine „h.M.“ verlassen, sondern muss alle vertretbaren wissenschaftlichen Erkenntnisse in Erwägung ziehen.“⁵⁹

Damit wird berücksichtigt, dass sich der wissenschaftliche Erkenntnisprozess nicht gradlinig, sondern im Widerstreit unterschiedlicher Auffassungen vollzieht.⁶⁰ Völlig zu Recht hat daher das Bundesverfassungsgericht festgestellt, dass der wissenschaftliche Erkenntnisprozess notwendigerweise immer nur Annäherungswissen sei, „das nicht volle Gewissheit vermittelt, sondern durch jede neue Erfahrung korrigierbar ist und sich insofern immer nur auf dem neuesten Stand unwiderlegten möglichen Irrtums befindet.“⁶¹

Wissenschaftliche Erkenntnisprozesse und die Weiterentwicklung technischer Sicherheitsstandards macht vor Grenzen nicht halt. Es versteht sich daher von selbst, dass internationale Erkenntnisse zu berücksichtigen sind.⁶²

Eine besondere Bedeutung für die Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik kommt dem kerntechnischen Regelwerk zu. Während seine zentrale Bedeutung für die Genehmigungspraxis offenkundig ist, ist die rechtliche Bedeutung der technischen Regelwerke für die Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik nicht eindeutig geklärt. Eine generelle Gleichsetzung von technischem Regelwerk und Stand von Wissenschaft und Technik ist allerdings nicht zulässig, vielmehr kann dies

⁵⁸ Haedrich, AtG, § 7 Rn.76 m.w.N.; Feldmann, ET 1984, S. 290.

⁵⁹ BVerwGE 72, 300, 316; B. v. 13.7.1989, NVwZ 1989, 1168 u. 1169.

⁶⁰ Czajka, DÖV 1982, S. 108; ders., ET 1981, S. 542; Roth-Stielow, EuGrZ 1980, S. 389; Smidt, 6. AtRS 1979, S. 43; Steinberg/Roller, Schadensvorsorge, S. 50.

⁶¹ BVerfGE 49, 89 (142).

⁶² Roller, Genehmigungsaufhebung, S. 61; Stötzel, Schutzkonzepte, S. 76 f. im Hinblick auf das technische Regelwerk.

nur im Einzelfall festgestellt werden.⁶³ Gerade die vorliegende Fragestellung zeigt, dass auch das technische Regelwerk Einzelfragen des Sicherheitsstandes keineswegs einheitlich beantwortet.

2. Folgerungen für die Ausgangsfrage

Zunächst ist festzuhalten, dass nach heute einhelliger wissenschaftlicher Auffassung Maßnahmen zur Reduzierung des Risikos von Kernschmelzunfällen als erforderlich angesehen werden. Auch der Blick über die Grenzen Deutschlands hinaus zeigt, dass im Ausland durchweg gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse Vorsorge zu treffen ist.⁶⁴ Für zukünftige Reaktorgenerationen hat dies der Gesetzgeber 1994 in § 7 Abs. 2a AtG ausdrücklich anerkannt.⁶⁵ In erheblichem Umfang wurden Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen schwerer Unfälle aber auch bei Altanlagen realisiert.⁶⁶ Dies gilt für alle drei Bereiche der Sicherheitsebene 4, insbesondere auch für Flugzeugabstürze und den Bereich des anlageninternen Notfallschutzes, auch wenn damit das Sicherheitsniveau neuerer Anlagen nicht immer vollständig erreicht wird. Dass solche Maßnahmen auch technisch machbar sind, zeigt die Einführung der vierten Sicherheitsebene in das gestaffelte Schutzkonzept. Gerade hierin zeigt sich die Weiterentwicklung des Erkenntnisstandes: Die Erkenntnis, dass die – auch aus rechtlicher Sicht zweifelhafte – Fixierung auf bestimmte Auslegungsstörfälle durch probabilistische Untersuchungen in erheblichem Umfang ergänzt werden muss, hat dazu geführt, auch gegen „praktisch ausgeschlossene“ Ereignisse ein Vorsorgekonzept zu entwickeln. Dies wird heute durch die 4. Sicherheitsebene versucht zu verwirklichen.

Erstaunlich ist allerdings, dass die unzweifelhaft vorhandene Weiterentwicklung des Kenntnisstandes der Reaktorsicherheitsforschung, die auch in das kerntechnische Regelwerk⁶⁷ aufgenommen wurde, praktisch keinerlei Niederschlag in der juristischen

⁶³ Stötzel, Schutzkonzepte, S. 76.

⁶⁴ GRS-Gutachten, oben Kapitel 4.

⁶⁵ Diese Vorschrift ist inzwischen allerdings wieder aufgehoben worden, dazu unten F.

⁶⁶ GRS-Gutachten, Kapitel 3, sowie Anlage 5a und 5b.

⁶⁷ Unter kerntechnischem Regelwerk wird im Folgenden die Gesamtheit der gesetzlichen und untergesetzlichen Regeln, einschließlich der KTA-Regeln und der PSÜ-Leitfäden verstanden, vgl. auch oben, GRS-Gutachten, Kapitel 2.

Bewertung dieser Maßnahmen gefunden hat. Im folgenden Abschnitt wird dieser Befund näher ausgeleuchtet.

**C. *Schadensvorsorge und „auslegungsüberschreitende Ereignisse“:
Bestandsaufnahme und Kritik***

In welchem Umfang auslegungsüberschreitende Ereignisse als Teil der Schadensvorsorge zu betrachten sind, ist seit längerem umstritten. Die bisherigen Überlegungen führen in eine Richtung, die auch die sogenannten auslegungsüberschreitenden Ereignisse im Rahmen der tatbestandlichen Vorsorge berücksichtigt. Bevor dieser Gedanke weiter verfolgt und begründet wird, stellt die nachfolgende Bestandsaufnahme den bisherigen Diskussionsstand in Praxis und Literatur sowie die einschlägige Rechtsprechung dar.

1. *Auffassungen der Praxis seit dem Wyhl-Urteil*

Die Einordnung von Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse war Gegenstand mehrfacher Erörterungen im Länderausschuss Atomkernenergie und seiner Unterausschüsse seit 1986.⁶⁸ So hat der Fachausschuss Recht bereits in seiner Sitzung vom 12. bis 14. Juni 1986 die Normstruktur des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG in Folge des Wyhl-Urteils diskutiert. Das damals für die Atomaufsicht zuständige Bundesinnenministerium vertrat offenbar bereits vor dieser Entscheidung die Auffassung, dass Maßnahmen der Risikominimierung nicht dem Versagensermessen, sondern § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG zuzuordnen sei.⁶⁹ In der Diskussion wurde damals keine Einigkeit darüber erzielt, ob für sicherheitstechnische Maßnahmen im Bereich des Ermessens überhaupt noch Raum bleibe.

Kontrovers diskutiert wird nach wie vor, ob Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Schadensvorsorge oder der „Restrisikominimierung“ zuzuordnen sind. Der Fachausschuss Recht hat in seiner Sitzung am 23./24.3.1995 festgestellt, dass die

⁶⁸ Die folgende Erörterung stützt sich auf die Vorlage des BMU für die Sitzung des Länderausschusses für Atomkernenergie – Fachausschuss Reaktorsicherheit – am 8./9. November 2000, RS I 4 – 13 243.

⁶⁹ So etwa ein Schreiben des BMI an das Niedersächsische Sozialministerium vom 12.2.1982, vgl. oben, GRS-Gutachten Kap. 5.1.

sicherheitstechnischen Verbesserungsmaßnahmen wie etwa der nachträgliche feste Einbau von Schwebstofffiltern zur gezielten Druckentlastung dem Schutz gegen hypothetische Ereignisse dienen

„und die daher nicht den Vorgaben der Störfallauslegung gemäß § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung unterliegen, sondern die zur Minderung des bislang hingenommenen Restrisikos unter Berücksichtigung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit zu realisieren sind. Überwiegend werden die Sicherheitsverbesserungen rechts-systematisch als Risikovorsorge und damit als Schadensvorsorge im Sinne des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG eingeordnet“.

Der Hauptausschuss des Länderausschusses Atomkernenergie hat am 1./2.12.1994 festgestellt, dass

„der Begriff anlageninterner Notfallschutz keine rechtliche Kategorie bildet. Somit bedeutet auch die Bezeichnung einer Maßnahme als solche des anlageninternen Notfallschutzes noch keine verbindliche rechtliche Zuordnung im Hinblick auf § 7 Abs. 2 Nr. 3 (..)“

Der Fachausschuss Recht hat am 23./24.3.1995 ebenfalls beschlossen, dass die rechtliche Einordnung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vom Einzelfall abhängt und sich einer generell-abstrakten Festschreibung entzieht.

Der BMU geht davon aus, dass Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse der tatbestandlichen Schadensvorsorge zuzuordnen sind.⁷⁰

Gegenüber der in den Beratungen des Länderausschusses zum Ausdruck kommenden Auffassung und im Unterschied zu der Auffassung des BMU gehen einige Landesbehörde davon aus, dass Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes nicht der Schadensvorsorge, sondern der Minimierung des Restrisikos zuzuordnen seien.⁷¹ So

⁷⁰ So bereits im Leitfaden zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen, Bekanntmachung vom 18.8.1997. Vgl. auch die Begründung der BReg. zu § 7 Abs. 2a, BT-Dr. 12/6908. Vgl. auch *Rengeling*, DVBl. 1988, S. 262. Dafür auch *Steinkemper*, 9. AtRS 1991, S. 261 f. (als Teil der nicht-drittschützenden Schadensvorsorge). Vgl. auch die Tabelle im Jahrbuch der Atomwirtschaft 1993, S. 275, wo Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse zur Risikovorsorge gerechnet werden.

⁷¹ Nieders. UM, Schreiben v. 20.3.01 an den BMU; Sächs. StUL, Schreiben v. 15.2.01; Bad.-Württ. UM, Schreiben v. 12.2.01.

heißt es in einem Schreiben des Niedersächsischen Umweltministeriums vom 20.3.01, dass anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen „nicht Bestandteil der Vorsorge i.S.d. § 7 Abs. 2 Nr. 3 des Atomgesetzes, sondern Maßnahmen – jenseits der Schadensvorsorge – die der Restrisikominimierung dienen“ seien. Das sächsische Staatsministerium für Umwelt und Landwirtschaft steht ebenfalls auf dem Standpunkt, dass es sich bei anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen nicht um Maßnahmen der erforderlichen Schadensvorsorge handele. „Solche Maßnahmen dienen der rechtlich nicht erforderlichen und von den Betreibern freiwillig erbrachten Minimierung des Restrisikos.“⁷² Diese Auffassung teilt auch das baden-württembergische Ministerium für Umwelt und Verkehr. Die in den Kernkraftwerken des Landes umgesetzten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Sicherheitsebene 4b „dienen ebenfalls der Reduktion des Restrisikos und wurden von den Kernkraftwerksbetreibern ohne rechtliche Verpflichtung realisiert.“⁷³

Auf den ersten Blick scheint auch die Empfehlung der RSK vom 17.12.1986 davon auszugehen, dass auslegungsüberschreitende Ereignisse nicht der tatbestandlichen Schadensvorsorge zuzurechnen seien. In der Empfehlung wird festgestellt,

„...dass jenseits der erforderlichen Schadensvorsorge Maßnahmen zur Eindämmung der Folgen hypothetischer Unfälle dann vorgesehen werden sollten, wenn mit vertretbarem Aufwand eine nennenswerte Minderung des ohnehin geringen Restrisikos erreicht werden kann. Die Anforderungen und Auslegungsmerkmale für diese Maßnahmen im Bereich des anlageninternen Notfallschutzes werden von der RSK für die einzelnen Kernkraftwerke festgelegt. Sie wird sich von der Einhaltung dieser Anforderungen überzeugen.“⁷⁴

Trotz des Hinweises darauf, dass die hier angesprochenen Maßnahmen „jenseits“ der erforderlichen Schadensvorsorge liegen sollen, wird in dieser Empfehlung genau der Inhalt der tatbestandlichen Risikovorsorge wiedergegeben. Dieser besteht, wie dargelegt, darin, das Risiko eines durch die Anlage verursachten großen Schadens „bestmöglich“ aber unter Berücksichtigung von Verhältnismäßigkeitserwägungen zu reduzieren. Hierzu gehört eine Betrachtung von Aufwand und Sicherheitsgewinn.

⁷² Sächs. StUL, Schreiben v. 15.2.01.

⁷³ Bad.-Württ. UM, Schreiben v. 12.2.01.

⁷⁴ RSK-Empfehlung vom 17.12.1986, BAnz. Nr. 52 v. 17.3.1987, abgedruckt in: RSK-Handbuch, Band 2, Nr. 4.6.25.

Wenn zudem die RSK anlagenspezifische Maßnahmen „festlegt“ und sich von deren Einhaltung „überzeugt“ so widerspricht bereits diese Wortwahl der Annahme „freiwilliger“ Nachrüstmaßnahmen in diesem Bereich. Dies gilt ungeachtet des Umstandes, dass die RSK-Maßnahmen nur als „Empfehlungen“ bezeichnet werden; dies erklärt sich ohne weitere daraus, dass die RSK lediglich ein Beratungsgremium des Bundesumweltministeriums ohne eigene Vollzugs- oder Entscheidungskompetenz ist.

2. Meinungen in der Literatur

Zur Einordnung von Maßnahmen des „anlageninternen Notfallschutzes“ – wie etwa die „Druckentlastung“ – finden sich auch Stimmen in der Literatur. Dabei wird die Auffassung vertreten, Maßnahmen, die die Folgen „im Falle eines Falles“ eindämmen, seien nicht vom Vorsorgegebot umfasst, denn Notfallschutzmaßnahmen dienen nicht dem Ausschluss der Kernschmelze, sondern seien Vorkehrungen für den Fall, dass der nach praktischer Vernunft ausgeschlossene hypothetische Fall gleichwohl eintrete. § 7 Abs. 2 AtG verlange jedoch nur den Ausschluss der Kernschmelze nach den Grundsätzen der praktischen Vernunft.⁷⁵

Dem wird entgegengehalten, dass Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutz auch einen präventiven Charakter haben. § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG verlange *umfassende Vorsorge* gegen *Schäden* und damit gerade auch, dass gegen den Eintritt zwar unwahrscheinlicher aber nicht auszuschließender Ereignisketten, die „anhand bloß theoretischer Überlegungen und Berechnungen in Betracht gezogen werden müssen“, Vorsorge getroffen wird. Deshalb gehören Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur tatbestandlichen Schadensvorsorge.⁷⁶

Im Hinblick auf den Schutz vor Unfällen⁷⁷ wird in der Literatur zunehmend die Auffassung vertreten, dass hiergegen Risikovorsorge erforderlich ist und mithin die tatbestandliche Schadensvorsorge betroffen ist.⁷⁸

⁷⁵ Rengeling, DVBl.1988, S. 258 f.

⁷⁶ Eingehend: Steinberg/Roller, S. 76 ff. vgl. auch Stötzel, Schutzkonzepte, S. 208-211, der die Berücksichtigung des Kernschmelzunfalls im Rahmen der Anlagenauslegung verlangt, dazu auch unten III C 3. Vgl. auch H.-P. Schneider, Verantwortung des Staates, S. 134 f.

⁷⁷ Zur Begriffsbestimmung: § 3 Abs. 2 Nr. 35 der Strahlenschutzverordnung, vgl. auch Steinberg/Roller, Schadensvorsorge, S. 74.

⁷⁸ Kloepper, Umweltrecht § 15 Rn. 44; Generell zu den Maßnahmen der Ebene 4: Cloosters, Sicherheitsstandards, S. 47 f.

3. Aussagen der Rechtsprechung zur Einordnung von Maßnahmen des „anlageninternen Notfallschutzes“

Soweit ersichtlich, sind die bisherigen Entscheidungen zur Frage des anlageninternen Notfallschutzes sämtlich aufgrund von Anfechtungs- oder Verpflichtungsklagen Dritter ergangen. Damit rückt naturgemäß die Frage des Drittschutzes in den Vordergrund. Demgegenüber lassen die Entscheidungen die Frage der tatbestandlichen Zuordnung überwiegend offen. Deshalb sind Rückschlüsse insoweit nur mit äußerster Vorsicht statthaft, da insbesondere aus der verwendeten Terminologie nicht ohne weiteres der Schluss auf die dogmatische Verortung der jeweiligen Maßnahme möglich ist.

a) Entscheidungen der Oberverwaltungsgerichte

Das OVG Lüneburg hat in einem Beschluss zum Kernkraftwerk Brokdorf vom 28.10.1986 ausgeführt, dass das Verlangen einer Druckbegrenzungseinrichtung für den Sicherheitsbehälter schon deswegen nicht geeignet sei, eine Klagebefugnis darzutun, weil es sich um eine Maßnahme im Bereich der Restrisikominimierung handele. Drittbetroffene könnten nach Maßgabe des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG (nur) diejenige Vorsorge verlangen, die einen Kernschmelzunfall nach dem Maßstab praktischer Vernunft ausschließe. Sei diese Vorsorge getroffen, so habe es mit dem Drittschutz sein Bewenden, d.h. Drittbetroffene haben im Hinblick auf Maßnahmen, die der Begrenzung der Folgen von Kernschmelzunfällen und damit der Minimierung des Restrisikos dienen, keine einklagbaren Rechte.⁷⁹ Das Gericht verneint hier also den Drittschutz, ohne freilich näher zu begründen, weshalb es diese Schutzmaßnahme in den Bereich der Restrisikominimierung einordnet. Ob die Behörde diese Maßnahme verlangen könnte, war nicht Gegenstand der Entscheidung. Allerdings scheint das OVG davon auszugehen, dass es sich um eine Maßnahme außerhalb der tatbestandlichen Schadensvorsorge handelt.

Die Frage, ob Maßnahmen gegen den sog. Kernaufheizunfall beim THTR 300 zur Schadensvorsorge gehören, war Gegenstand eines Beschlusses des OVG Münster.⁸⁰ Das Gericht hat hierzu ausgeführt, dass § 7 Abs. 2 Nr. 2 AtG die Genehmigungsbehörde nicht zur Schadensvorsorge in allen bei der Errichtung und dem Betrieb einer

⁷⁹ OVG Lüneburg, NVwZ 1987, 75 (76).

⁸⁰ Beschl. v. 27.2.1987, NVwZ 1988, 551 (554).

Kernenergieanlage denkbaren Fällen verpflichte. Die Norm fordere die Vorsorge, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik den Schadenseintritt praktisch ausschließe. Jenseits dieser am Stand von Wissenschaft und Technik zu gewinnenden Erkenntnis liegende, bloß „hypothetische“ Ereignisabläufe seien vom Vorsorgegebot nicht mehr umfasst; sie seien dem „Restrisiko“ zuzuordnen. An diesen Ausführungen sind freilich schon deshalb Zweifel anzumelden, weil nach dem Wyhl-Urteil gerade „Schutzmaßnahmen auch anhand 'bloß theoretischer' Überlegungen und Berechnungen in Betracht“ zu ziehen sind, „um Risiken aufgrund noch bestehender Unsicherheiten oder Wissenslücken hinreichend zuverlässig auszuschließen.“ Aber auch hier steht die Frage des Drittschutzes im Vordergrund; ob die Behörde dieses Restrisiko – gegebenenfalls im Rahmen des Ermessens – weiter vermindern dürfte, ergibt sich aus dieser Entscheidung nicht.

Ausdrücklich dem Bereich der Restrisikominderung und nicht dem Schadensvorsorgegebot rechnet der VGH München den Flugzeugabsturz zu.⁸¹ Der VGH betont jedoch insoweit den Einschätzungsvorbehalt der Exekutive. Da die Kläger keine Gesichtspunkte vorgetragen hätten, die diese Sichtweise in Frage stellten, „[dürfe] der Bekl. demzufolge nach wie vor davon ausgehen [...], dass der Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk nicht als Auslegungsstörfall beherrscht werden muss“. Der VGH erkennt aber an, dass es eine Auslegung gegen Flugzeugabstürze „i.S. der Risikominimierung“ gibt.

Demgegenüber hat sich der VGH Mannheim in seinem ausführlich begründeten zweiten Obrigheim-Urteil vom 7.3.1995 die Auffassung zu eigen gemacht, dass Notfallschutzmaßnahmen Teil der tatbestandlichen Schadensvorsorge sind.⁸² Die Kläger hatten ihre Klage in diesem Verfahren unter anderem darauf gestützt, dass das Notfallhandbuch nicht in die Prüfung der Genehmigung des Betriebsreglements aufgenommen wurde. Das Notfallhandbuch beschreibt den anlageninternen Notfallschutz.

⁸¹ VGH München, Urt. v. 27.11.1990, 22 A 88.40108, NVwZ 1991, S. 903 (904).

⁸² VGH Baden-Württemberg, Urt. v. 7.3.1995, 10 S 2822/92 = DVBl. 1995, 1025 (nur LS.).

In der Entscheidung heißt es insoweit:

„Nach dem im Genehmigungszeitpunkt maßgebenden Stand von Wissenschaft und Technik gelten Notfallmaßnahmen, wie sie im Notfallhandbuch der Beigeladenen beschrieben sind, als ein im Verhältnis zu den Maßnahmen bei Auslegungsfällen weiteres, wirksames Instrument zu einer nicht unerheblichen Reduzierung der Wahrscheinlichkeit des Eintritts von Kernschäden und massiven Freisetzungen radioaktiver Stoffe, die zu Schäden an den in § 1 AtG genannten Rechtsgütern führen können (...).“

Unter Hinweis darauf, dass die Betreiber auf der Grundlage der RSK-Empfehlung vom 23.11.1988 diese Maßnahmen umsetzen und unter Berücksichtigung der Kalkar-Entscheidung des Bundesverfassungsgerichts, die ein „so gering wie möglich“ bei der Eintrittswahrscheinlichkeit verlange, folgert der Senat, dass

„... derartige Notfallmaßnahmen als nach dem Maßstab der `praktischen Vernunft` geboten anzusehen [sind]. Dies gilt jedenfalls dann, wenn sie – wie dies die Praxis zeigt – auch unter dem Gesichtspunkt der Verhältnismäßigkeit keinen Bedenken begegnen, weil sie (...) mit wirtschaftlich vertretbaren Mitteln eingeplant werden können.“⁸³

Diese Entscheidung wurde jedoch durch das sogleich zu besprechende Obergerichtsurteil des Bundesverwaltungsgerichts aufgehoben.

b) Die Obergerichtsurteil-Entscheidung des 11. Senats des Bundesverwaltungsgerichts

Der VGH Mannheim war, wie oben dargelegt, davon ausgegangen, dass auch der anlageninterne Notfallschutz zum drittschützenden Teil der atomrechtlichen Schadensvorsorge gehöre. Dem ist der 11. Senat des Bundesverwaltungsgerichts mit dem Hinweis entgegengetreten, diese Auslegung lasse die Grenzen gerichtlicher Kontrolltätigkeit außer acht und dehne den atomrechtlichen Drittschutz unzulässig aus.⁸⁴ Als drittschützend wird danach allein das Störfallplanungskonzept des § 28 Abs. 3

⁸³ VGH Baden-Württemberg, Urt. v. 7.3.1995, S. 31 des Amtl. Umdrucks.

⁸⁴ BVerwG, Urt. v. 22.1.1997, Amtl. Umdr. S. 19.

StrlSchV a.F. (§ 49 Abs. 1 n.F.) angesehen. Der Drittschutz ist damit beschränkt auf die Beherrschung der sog. Auslegungsstörfälle. Das Notfallhandbuch sei demgegenüber dem „nicht drittschützend geregelten Bereich des Restrisikos“ zuzurechnen.

Es mag hier offenbleiben, ob die Auffassung des Bundesverwaltungsgerichtes richtig ist, insoweit den Drittschutz zu verneinen. Hieran bestehen erhebliche Zweifel, denn das Gericht führt selbst aus, bei den Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes seien unter anderem Schutzziele die „Rückhaltung der Radioaktivität in der Anlage“. Damit dient der anlageninterne Notfallschutz aber – auch – der Vorsorge gegen Schäden, die durch die Anlage verursacht werden können.⁸⁵ Insoweit nimmt er auch am Drittschutz des einheitlichen Vorsorgetatbestandes teil.⁸⁶ Das Bundesverwaltungsgericht hat freilich auch schon früher innerhalb des Vorsorgetatbestandes zwischen einem drittschützenden „Individualrisiko“ und einen nicht drittschützenden „Bevölkerungsrisiko“ differenziert.⁸⁷ Immerhin will aber auch das Bundesverwaltungsgericht Drittschutz jedenfalls dann einräumen, wenn substantiiert „die Verträglichkeit von Notfallschutzmaßnahmen mit dem Sicherheitskonzept der Anlage“ angegriffen wird.⁸⁸

Entscheidend ist aber in vorliegendem Zusammenhang nicht die Frage des Drittschutzes, sondern die Frage, ob die Behörde Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes im Rahmen der tatbestandlichen Schadensvorsorge verlangen kann. Wie bereits dargelegt, hält auch der 11. Senat unter ausdrücklicher Bezugnahme auf das Wyhl-Urteil an dem weiten Verständnis der Normstruktur fest.⁸⁹ Sodann heißt es:

„Ein Restrisiko verbleibt aber auch dann. Die Schwelle zum Bereich des Restrisikos nach dem Maßstab der ‚praktischen Vernunft‘ (so BVerfG, Beschluss vom 8 August 1978, a.a.O., S. 143) zu bestimmen, liegt in der Verantwortung der Exekutive. Deren Risikoeinschätzung entscheidet aus diesem Grunde auch darüber, ob Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes nur dazu dienen, das

⁸⁵ Zur Differenzierung von unfallverhindernden und unfallbegrenzenden Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes unten III C 3.

⁸⁶ Zutreffend: VGH Baden-Württemberg, Urte. v. 7.3.1995, 10 S 2822/92 = DVBl. 1995, 1025 (nur LS.). Vgl. auch *Steinberg/Roller*, S. 79 ff.

⁸⁷ BVerwG, 61, 256 (263 ff.) - Stade, kritisch dazu: *Steinberg/Roller*, Schadensvorsorge, S. 83 ff.

⁸⁸ BVerwG, Urte. v. 22.1.1997, Amtl. Umdr. S. 22.

⁸⁹ BVerwG, Urte. v. 22.1.1997, Amtl. Umdr. S. 25.

Restrisiko zu vermindern. Den Gerichten steht es nicht zu, diese Entscheidung durch eine eigene Bewertung zu korrigieren.“⁹⁰

Daraus könnte gefolgert werden, dass auch außerhalb des Tatbestandes eine weitere, nicht drittschützende „Restrisikominimierung“ zulässig sein soll. Das Bundesverwaltungsgericht geht offenbar nicht davon aus, dass dieser Bereich dem behördlichen Zugriff entzogen ist. Der Terminus der „Restrisikominimierung“ wird vom 11. Senat vielmehr als Äquivalent für nicht-drittschützende Vorsorgemaßnahmen gegen Unfälle verstanden.⁹¹ Da nunmehr diese „weitere“ Vorsorge gegen Unfälle als gesetzliche Genehmigungsvoraussetzung in § 7 Abs. 2 a eingeführt wurde und der Senat gerade in diesem Zusammenhang auch von Restrisikominimierung spricht, wird deutlich, dass der Senat mit dieser Begrifflichkeit offenbar überhaupt keine Aussage über die Reichweite der tatbestandlichen Schadensvorsorge treffen, sondern allein den Ausschluss des Drittschutzes begründen wollte.⁹² Hierfür spricht auch, dass der Exekutive die Kompetenz eingeräumt wird, über die Einordnung der jeweiligen Maßnahme als Schadensvorsorge oder Restrisikominimierung zu entscheiden und der Hinweis darauf, dass es den Gerichten nicht zustehe, diese Entscheidung durch eine eigene Bewertung zu ersetzen.⁹³ Diese Interpretation der Entscheidung entspricht auch dem Verständnis der an der Entscheidung beteiligten Richter selbst.⁹⁴ Es wäre freilich aus Gründen der begrifflichen Klarheit wünschenswert, insofern von Risikovorsorge zu sprechen und auf den Begriff der Restrisikominderung ganz zu verzichten.⁹⁵

Nicht nachvollziehbar sind allerdings die Ausführungen in der Entscheidung, soweit es dort um die Frage der Einstufung der Maßnahmen durch die behördliche Praxis geht. Es wird der Eindruck erweckt, dass die Bundesregierung Maßnahmen des anlagen-internen Notfallschutzes nicht der tatbestandlichen Schadensvorsorge sondern dem

⁹⁰ BVerwG, Urt. v. 22.1.1997, Amtl. Umdr. S. 26.

⁹¹ So deutlich S. 21 des Amtl. Umdr. wo davon die Rede ist, dass Maßnahmen zur Beherrschung von Unfällen nur der Restrisikominimierung dienen und insoweit ein Drittschutz nicht Platz greift.

⁹² So heißt es etwa auf S. 25 des Amtl. Umdr.: „Dass jede technisch machbare und nicht völlig unverhältnismäßige Maßnahme, die zur Reduzierung der Wahrscheinlichkeit eines Schadenseintritts beiträgt, von *Drittbetroffenen* auf der Grundlage von § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG eingefordert werden kann, verlangt der genannte Grundsatz [der bestmöglichen Gefahrenabwehr und Risikovorsorge] nicht“ (Hervorh. G.R.).

⁹³ BVerwG, Urt. v. 22.1.1997, Amtl. Umdr. S. 26.

⁹⁴ So wird in dem Tagungsbericht über die INLA Tagung 1998 in atw 1998, S. 706, der an der Entscheidung beteiligte Richter aus dem 11. Senat, Vallendar, mit den Worten wiedergegeben, der Senat habe in der KWO-Entscheidung vom Januar 1997 zur Restrisikominimierung nur festgestellt, dass diese nicht drittschützend sei, nicht aber, ob sie der Schadensvorsorge oder dem Versagensermessen zuzurechnen sei. Ebenso im Diskussionsbericht der Tagung in: Pelzer (Hrsg.), Die Zweckbestimmungen des Atomgesetzes, 1999, S. 121.

⁹⁵ Zu dieser Missverständlichkeit auch *Rebentisch*, RdE 1999, S. 21. Vgl. auch *Hart*, S. 90.

Restrisiko zurechne.⁹⁶ Es bleibt allerdings unklar, worauf sich das Gericht bei dieser Sichtweise stützt. Es mag dem die Erwägung zugrunde gelegen haben, dass weder die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke noch die Störfall-Leitlinien insoweit geändert wurden, obwohl auch diese Regelwerke durchaus die Berücksichtigung auslegungsüberschreitender Ereignisse verlangen. Wie oben dargelegt, ist die Sichtweise des Bundesumweltministeriums auch differenzierter gewesen. Der BMU ging davon aus, dass Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes – jedenfalls teilweise – der tatbestandlichen Schadensvorsorge zuzurechnen sind. Die Ausführungen des Bundesverwaltungsgerichtes, die Bundesregierung habe sich nach den Unfällen von Harrisburg und Tschernobyl nicht veranlasst gesehen, das „klassische“ Dreistufenkonzept der Sicherheitsauslegung zu ändern, war bereits zum für die Anfechtungsklage maßgeblichen Zeitpunkt der behördlichen Entscheidung so nicht mehr zutreffend.⁹⁷ Heute ist in der Praxis die 4. Sicherheitsebene jedenfalls als vollwertiger Teil des Vorsorgekonzepts verwirklicht.⁹⁸

c) Aussagen des Bundesverfassungsgerichts

In der Entscheidung des Bundesverfassungsgerichts zum Bund-Länder-Weisungsstreit bezüglich des Kernkraftwerkes Kalkar hat das Gericht, wenn auch am Rande, eine Aussage zum anlageninternen Notfallschutz getroffen. Dort heißt es:

„Fragen des anlageninternen Notfallschutzes, (...) haben demgegenüber eine Minimierung des Risikos jenseits der Schwelle dessen zum Ziel, wogegen nach den Maßstäben der praktischen Vernunft Vorsorge getroffen werden muss.“⁹⁹

Der Passus steht im Zusammenhang mit der Interpretation der Weisung des BMU in diesem Verfahren und der Frage der hinreichend klaren Erkennbarkeit des Weisungsinhalts. Der 2. Senat begreift diese Maßnahmen offenbar als außerhalb des § 7 Abs. 2 AtG liegend. Das Bundesverfassungsgericht begründet diese Auffassung allerdings nicht näher. Die apodiktische Feststellung des Gerichts ist deshalb wenig hilfreich. Jedenfalls sind für das Gericht aus verfassungsrechtlichen Gründen „Restrisikomini-

⁹⁶ BVerwG, Urt. v. 22.1.1997, Amtl. Umdr. S. 25.

⁹⁷ Hierzu *Roller*, DÖV 1998, S. 660 f.

⁹⁸ vgl. unten III.

⁹⁹ BVerfG, Urt. v. 22.5.1990, DVBl. 1990, S. 763 (769).

mierungsmaßnahmen“ nicht erforderlich. Damit ist freilich noch nicht gesagt, ob sie einfach-rechtlich verlangt werden können. Allerdings: Die pauschale Abschiebung des anlageninternen Notfallschutzes in den Bereich „jenseits der Schwelle der praktischen Vernunft“ wäre wohl doch in Anbetracht des weitreichenden Schutzkonzeptes der Kalkar-Entscheidung einer näheren verfassungsrechtlichen Begründung würdig gewesen. Der Maßstab des menschlichen Erkenntnisvermögens wird nicht mehr erwähnt und die Frage, ob nach dem Stand der Wissenschaft solche Maßnahmen inzwischen als notwendig erachtet werden, nicht gestellt.

Wie im Folgenden zu zeigen ist, vermag diese Sichtweise weder atom- noch verfassungsrechtlich zu überzeugen.

D. Restrisikominimierung außerhalb des gesetzlichen Tatbestandes

1. Restrisikominimierung als Ausübung des Versagungsermessens?

Obwohl die Wyhl-Entscheidung des Bundesverwaltungsgerichts beinahe zwingend nahelegt, sicherheitstechnisch begründete Vorsorgemaßnahmen grundsätzlich dem Bereich der Schadensvorsorge zuzuordnen, geht eine verbreitete Auffassung in Literatur und Praxis davon aus, dass es noch eine Berücksichtigung sicherheitsgerichteter Maßnahmen im Versagungsermessen gibt.¹⁰⁰ Dies gilt zum Teil auch für die Verwaltungspraxis, die nach wie vor uneinheitlich ist, und für die Gerichte. Dabei stehen Maßnahmen des sog. anlageninternen Notfallschutzes bereits seit einigen Jahren in der Diskussion.¹⁰¹

Die Auffassungen, die sicherheitsgerichtete Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse außerhalb der tatbestandlichen Schadensvorsorge verorten wollen, überzeugen jedoch nicht.

¹⁰⁰ Wagner, DÖV 1987, S. 526; Rengeling, DVBl. 1988, S. 258 im Hinblick auf Notfallschutzmaßnahmen; Degenhart, ET 1989, S. 756; Sellner, FS für Sendler, S. 342; so wohl auch Bender/Sparwasser/Engel, Umweltrecht, S. 444 (Rn. 138), andererseits aber ebd. Rn. 140 wo von einem Gebot der Risikominimierung im Bereich der Schadensvorsorge die Rede ist; ebenso jüngst die sehr gründliche – aber in diesem Punkt nicht überzeugende – Bearbeitung von Raetzke, Veränderungsgenehmigung, S. 111 ff.; differenzierend: Papier, Reformüberlegungen, S. 183; ders., 9. AtRS 1991, S. 220.

¹⁰¹ Hierzu das GRS-Gutachten, Kapitel 3.

a) Verfassungsrechtliche Begründung des Versagungsermessens

Nach allgemeiner Auffassung enthält § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG keinen Genehmigungsanspruch des Anlagenbetreibers, sondern räumt der Genehmigungsbehörde auch bei Vorliegen der Genehmigungsvoraussetzungen ein sog. Versagungsermessens ein.¹⁰² Das Bundesverfassungsgericht hat in der Kalkar-Entscheidung die Einräumung dieses Versagungsermessens gebilligt.¹⁰³ Das Gericht hat hierzu ausgeführt, dass der Gesetzgeber angesichts der hohen potentiellen Gefahren der nach § 7 Abs. 1 AtG genehmigungspflichtigen Anlagen von Verfassungs wegen besondere Vorsicht walten lassen durfte, indem er der Exekutive zusätzlich ein Versagungsermessens einräumte, um ihr so die Möglichkeit zu geben, eine an sich zu erteilende Genehmigung abzulehnen, falls besondere und unvorhergesehene Umstände es einmal notwendig machten.¹⁰⁴ Das Bundesverfassungsgericht weist in diesem Zusammenhang insbesondere auf künftige besondere Formen der internationalen Zusammenarbeit hin, die ohne die Einräumung eines entsprechenden Ermessens erschwert werden könnte.¹⁰⁵

Daraus ergibt sich, dass die planmäßige, auf dem Stand von Wissenschaft und Technik beruhende Vorsorge nicht Teil des Versagungsermessens ist; im Bereich der Sicherheitsanforderungen kann nur bei „besonderen und unvorhergesehenen“ Umständen auf das Versagungsermessens zurückgegriffen werden. Man muss dabei einerseits berücksichtigen, dass weder dem Gesetzgeber 1959 die Rechtsentwicklung im Hinblick auf die Auslegung des atomrechtlichen Schadensvorsorgetatbestandes erkennbar war, noch bei der Entscheidung des Bundesverfassungsgerichts 1978 die klare Konturierung des Vorsorgetatbestandes durch das Bundesverwaltungsgericht, wie sie im Wyhl-Urteil 1985 erfolgte, existierte. Es mag sein, dass dem Bundesverfassungsgericht auch weitergehende sicherheitsgerichtete Vorsorgemaßnahmen im Rahmen des Versagungsermessens als zulässig vorschwebten. Jedenfalls mit der weiten Interpretation des Vorsorgetatbestandes durch die Rechtsprechung des Bundesverwaltungsgerichtes seit dem Wyhl-Urteil ist aber die verfassungsrechtliche Rechtfertigung für die Annahme einer „Restrisikominimierung nach Ermessen“ entfallen, denn diese Risikominimierung hat im Rahmen des Vorsorgetatbestandes

¹⁰² Ausführlich: Ossenbühl, ET 1983, S. 665 ff.

¹⁰³ BVerfGE 49, 89 (145 f.).

¹⁰⁴ BVerfGE 49, 89 (146 f.).

¹⁰⁵ BVerfGE 49, 89 (147).

stattzufinden. Für die Instrumentalisierung *klar definierter und vorhersehbarer* Sicherheitsmaßnahmen ist das Versagungsermessen also nicht (mehr) nutzbar.¹⁰⁶

b) Verstoß gegen die Logik

Völlig zu Recht hebt *Greipl* hervor, dass sich die bisherige Sichtweise auch mit der Sprach- und Rechtslogik nicht vereinbaren lässt¹⁰⁷. Wenn sicherheitsgerichtete Vorsorgemaßnahmen gegen Schäden unverhältnismäßig im Rahmen der tatbestandlichen Vorsorge sind, dann ist nicht erkennbar, kraft welcher rechtlichen oder tatsächlichen Mutation sie im Rahmen des Versagungsermessens verhältnismäßig werden könnten.¹⁰⁸ Wenn umgekehrt Maßnahmen von der Behörde für erforderlich gehalten werden, dann ist nach dem weiten Verständnis der Normstruktur die Anordnung dieser Maßnahme im Rahmen der tatbestandlichen Risikovorsorge durchzusetzen und nicht außerhalb dieser. Begrifflich ist es zudem verfehlt, wenn in diesem Zusammenhang der Begriff der „Rest“risikominimierung verwendet wird, da als „Rest“ gemeinhin das bezeichnet wird, was nicht mehr minimierbar ist, sondern übrig bleibt. Plastisch hat dies *Hohlefelder* ausgedrückt: „Die Anlage – so wie sie nach ihrer Genehmigung dasteht – ist zunächst das hingenommene Restrisiko“¹⁰⁹ Wenn überhaupt, dann sollte von Risikominimierung gesprochen werden. Dies würde freilich den Begründungsnotstand für das Festhalten an der überkommenen Sichtweise sehr viel deutlicher offenbaren, denn gerade die Risikominimierung – „bestmögliche Risikovorsorge“ mit den Worten des Bundesverfassungsgerichtes – ist Gegenstand der Schadensvorsorge und nicht des Versagungsermessens. Es kommt hinzu, dass diese Einstufung auch eine unnötige Rechtsunsicherheit über die Frage der Reichweite genehmigungsrechtlicher und aufsichtlicher Befugnisse nach sich zieht. So ist etwa die Frage der Zulässigkeit nachträglicher Auflagen „im Restrisikobereich“ umstritten.¹¹⁰

¹⁰⁶ Zutreffend: *Rebentisch*, RdE 1999, S. 19 f.

¹⁰⁷ *Greipl*, DVBl. 1992, S. 600. Ebenso: *Gemmeke*, Nachträgliche Anordnungen, S. 126.

¹⁰⁸ Insoweit auch kritisch: *Rebentisch*, RdE 1999, S. 18 (20).

¹⁰⁹ *Hohlefelder*, ET 1983, S. 395.

¹¹⁰ Die Zulässigkeit nachträglicher Auflagen im "Restrisikobereich" ablehnend: OVG Lüneburg, DVBl. 1989, 1106 (1110) – Brokdorf (Zentrierstifte); *Sellner*, FS für Sendler, S. 344 f. Dagegen: *Steinberg/Hartung*, DVBl. 1989, S. 1112-1113; *Leiner*, NVwZ 1992, S. 847.

c) Unvereinbarkeit mit dem verfassungsrechtlich gebotenen dynamischen Schutzkonzept des Atomgesetzes

Darüber hinaus verträgt sich diese Auffassung auch nicht mit dem verfassungsrechtlich gebotenen dynamischen Schutzkonzept des Atomrechts. Die offene Fassung des atomrechtlichen Schadensvorsorgetatbestandes bewirkt, dass über die konkrete Sicherheit der Anlagen die Exekutive entscheidet. Der wesentliche Grund, weshalb das Bundesverfassungsgericht in der Kalkar-Entscheidung diese weitgehende Verantwortungszuweisung an die Exekutive gebilligt hat, lag in dem nach Auffassung des Gerichts dadurch erreichbaren dynamisierten Grundrechtsschutz. Im Hinblick auf das Bestimmtheitserfordernis der Verfassung hat das Gericht die weithin unbestimmten Rechtsbegriffe der atomrechtlichen Genehmigungsnorm deshalb nicht beanstandet, weil die in die Zukunft offene Fassung des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG einem dynamischen Grundrechtsschutz diene. Sie helfe, den Schutzzweck des Gesetzes *jeweils* bestmöglich zu verwirklichen. Demgegenüber würde die gesetzliche Fixierung eines bestimmten Sicherheitsstandards die technische Weiterentwicklung und die jeweils angemessene Sicherung der Grundrechte eher hemmen als fördern.¹¹¹ Das Bundesverfassungsgericht sieht also in der Genehmigungsnorm und ihrem Anknüpfen an den jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik, der die Exekutive normativ auf den Grundsatz der bestmöglichen Gefahrenabwehr und Risikovorsorge festlege¹¹², die entscheidende Voraussetzung für einen jeweils bestmöglichen Grundrechtsschutz. „Nur eine laufende Anpassung der für eine Risikobeurteilung maßgeblichen Umstände an den jeweils neuesten Erkenntnisstand vermag hier dem Grundsatz einer bestmöglichen Gefahrenabwehr und Risikovorsorge zu genügen.“¹¹³ Es widerspricht diametral diesem Konzept, die atomrechtliche Schadensvorsorgenorm an das statische, seit nunmehr einem viertel Jahrhundert weitgehend unveränderte Konzept der Auslegungsfälle zu binden, und die Entwicklung neuer Erkenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung, die seit vielen Jahren zu einer sowohl abstrakt-generellen Verbesserung des Reaktorschutzes in den geltenden Regelwerken,¹¹⁴ als auch in konkrete Anlagennachrüstungen mündete, außerhalb dieser Norm im Bereich des behördlichen Versagungsermessens anzusiedeln. Schließlich werden zur Begründung der Sozialadäquanz des

¹¹¹ BVerfGE 49, 89 (137 Herv. im Original).

¹¹² BVerfGE 49, 89 (138 f.).

¹¹³ BVerfGE 49, 89 (139).

¹¹⁴ Dazu, dass insoweit gelegentlich auch eine Aufweichung von Sicherheitsstandards zu beobachten ist: *Renneberg*, in: Steinberg (Hrsg.), Reform des Atomrechts, S. 127 f.

Restrisiko vom Bundesverfassungsgericht „die Grenzen des menschlichen Erkenntnisvermögens“ angeführt.¹¹⁵ Ereignisse, deren Ablaufketten klar erkannt sind, über deren Eintrittshäufigkeiten sich probabilistische Aussagen treffen lassen und gegen die schließlich ganz konkrete technische Maßnahmen von den Betreibern verlangt werden, können schlechterdings nicht jenseits dieser Grenzen liegen.¹¹⁶ Dies gilt selbst dann, wenn man insoweit keinen Drittschutz anerkennen will, da diese Vorsorge jedenfalls zur Minderung des sog. „Bevölkerungsrisikos“ notwendig ist.¹¹⁷

Auch aus Sicht der Wyhl-Entscheidung wäre es widersinnig, Vorsorge im Rahmen des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG dort zu verlangen, wo nur ein „Besorgnispotential“ besteht, andererseits aber klar erkannte Unfallszenarien lediglich im Rahmen des Ermessens als sicherheitstechnische „Zugabe“ zu berücksichtigen.¹¹⁸ Die in einem Atemzug aufgestellte Behauptung, ein Schaden sei „praktisch ausgeschlossen“, gleichwohl aber weitere Maßnahmen zu „empfehlen“,¹¹⁹ zeigt deutlich die Widersprüchlichkeit dieses Maßstabs.

d) Verstoß gegen Rechtssicherheit

Die künstliche Ausgliederung einer ganzen Sicherheitsebene, die im Laufe der Jahre als viertes Sicherheitsnetz in das atomrechtliche Regelwerk und die Aufsichtspraxis Eingang gefunden hat, aus dem gesetzlichen Schadensvorsorgetatbestand führt zudem zu einer immer größer werdenden rechtlichen Grauzone. Dabei bleibt nicht nur der Drittschutz zunehmend auf der Strecke, in dem die Dynamisierung des Grundrechtsschutzes nach dem Stand von Wissenschaft und Technik ohne die drittbetroffenen Grundrechtsträger stattfindet; sie führt auch zu einer bedenklichen Disparität im Verhältnis zwischen staatlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden einerseits und Betreibern andererseits, da letztere die auslegungsüberschreitende Vorsorge – so offenbar das Verständnis einiger Landesbehörden¹²⁰ – in einem rechtlich nicht

¹¹⁵ BVerfGE 49, 89 (143) – Kalkar.

¹¹⁶ Roßnagel, NVwZ 1984, S. 141; Steinberg/Roller, Schadensvorsorge, S. 25 f.; Sauer, Risikobewertung im Verwaltungshandeln, S. 86. Kritisch zum Maßstab bestmöglicher Gefahrenabwehr und Risikovorsorge: Ossenbühl, DÖV 1981, S. 4.

¹¹⁷ Kritisch hierzu bereits: Winter, NJW 1979, S. 393 ff.

¹¹⁸ Roller, Genehmigungsaufhebung, S. 58.

¹¹⁹ Ähnlich die RSK in ihrer Empfehlung vom 23.11.1988.

¹²⁰ Hierzu oben II C 1.

konditionierten „freiwilligen“ Bereich durchführen. Letztlich verstößt dieses Konzept damit auch gegen den Grundsatz der Rechtssicherheit.

Die „Restrisikominimierung“ im Rahmen des Versagungsermessens sollte damit endgültig ausgedient haben.¹²¹

2. Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse als freiwillige Vorsorgemaßnahmen?

Noch weitergehend wird teilweise die Auffassung vertreten, dass Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse dem freiwilligen Engagement der Betreiber entspringe.¹²² Zwar ist im Prinzip nichts dagegen einzuwenden, dass ein Anlagenbetreiber freiwillig mehr tut, als er von Gesetzes wegen müsste. Freiwillige Umweltschutzmaßnahmen dokumentieren die zunehmende Bereitschaft zahlreicher Industrie- aber auch Dienstleistungsunternehmen, im Umweltschutz Verantwortung zu übernehmen.¹²³ Ob die kerntechnische Sicherheit ein geeignetes Feld für freiwillige Maßnahmen darstellt, ist eine andere Frage. Eine verbreitete Auffassung geht offenkundig davon aus, dass Nachrüstungen bei bestehenden Anlagen überwiegend „freiwillig“ erfolgen.¹²⁴ So heißt es etwa, Nachrüstungen bei Kernkraftwerken vollzögen „sich vordringlich im Bereich des Risikos und des Restrisikos“, und seien „demzufolge bislang auch auf freiwilliger Basis mit einem Aufwand realisiert worden, von dem man im übrigen Umweltrecht nur träumen kann“.¹²⁵

¹²¹ Ebenso: *Greipl*, DVBl. 1992, S. 600; *Steinberg/Roller*, Schadensvorsorge, S. 65; *Roller*, Genehmigungsaufhebung, S. 57-59; *Stötzel*, Schutzkonzepte, S. 68 und 141; *Gemmeke*, Nachträgliche Anordnungen, S. 127; so in der Konsequenz wohl auch *Cloosters*, S. 47 ff. Vgl. auch die Begründung zu Art. 1 Nr. 8 des 7. AtGÄndG-E, S. 65 („kein praktischer Anwendungsfall für das Versagungsermessen mehr ersichtlich“) und ebd. S. 67. Ähnlich wohl auch *Papier*, 9. AtRS, S. 219-220, der jedenfalls auch Maßnahmen gegen Risiken bis zur Grenze der praktischen Vorstellbarkeit eines theoretisch möglichen Schadenseintritts im Sinne Breuers in den Tatbestand einbezieht.

¹²² So teilweise die oben II C 1 wiedergegebenen Ansichten einiger Landesbehörden.

¹²³ Die freiwillige Einführung von Umweltmanagementsystemen nach der internationalen Norm ISO 14001 oder der europäischen EMAS-Verordnung ist hierfür ein Beispiel. So strebt etwa auch das Kernkraftwerk Neckarwestheim eine Zertifizierung nach der ISO-Norm an.

¹²⁴ Vgl. zuletzt etwa *Birkhofer*, Sicherheitsphilosophie und Sicherheitsstandards im Atomrecht – aus vergleichender Perspektive, in: *Ossenbühl* (Hrsg.), Deutscher Atomrechtstag 2000, S. 28.

¹²⁵ So *Ossenbühl*, Urteilsanmerkung, DVBl. 1990, S. 601.

Die Freiwilligkeitsthese steht allerdings auf brüchigem Eis. Zunächst einmal ist unerfindlich, wie sich diese Sicht der Dinge mit der sonst ebenfalls gerne hervorgehobenen Ansicht verträgt, dass die rechtliche Regulierung im Atomrecht einen äußerst strengen Standard aufweisen soll. Es könnte der Verdacht aufkommen, dass die rechtlich verpflichtenden Anforderungen möglicherweise gar nicht so hoch sind, wenn seit Jahren Nachrüstungsmaßnahmen, die allseits für erforderlich gehalten werden, lediglich freiwillig erfolgen. Wenn diese Maßnahmen andererseits aus Vorsorgegründen rechtlich nicht notwendig wären, da sie nur zur „Restrisikominimierung“ von praktisch ausgeschlossenen Ereignissen dienen, worauf basierte dann der freiwillige und doch wohl kostspielige „Nachrüstungs-wille“ der Betreiber? Natürlich kann eine überobligatorische Erfüllung von Sicherheitsanforderungen auch andere, etwa Akzeptanzgewinnungsgründe haben. Dies kann aber allenfalls für partielle Einzelfallmaßnahmen als plausible Motivationslage anerkannt werden. Hier geht es jedoch nicht um die ein oder andere Einzelmaßnahme an einer Anlage, bei der einmal Streit bestehen mag, in welchem Umfang sie notwendig ist, sondern um allgemeine Sicherheitsstandards, die von der Fachwelt als generellen Stand der Wissenschaft angesehen werden und in das kerntechnische Regelwerk Eingang gefunden haben.

Es wird nicht verkannt, dass in der Vergangenheit aufgrund der Weiterentwicklung des Erkenntnisstandes nicht selten Maßnahmen von Betreibern initiiert wurden, bevor sie in das Regelwerk Eingang gefunden haben. Es mag auch sein, dass zunächst die Behörde selbst die Notwendigkeit von weiteren Maßnahmen nicht erkannte oder – irrtümlich – davon ausging, dass sie aus Rechtsgründen keine Handhabe für die Einforderung entsprechender Maßnahmen habe; schließlich hat sich die Frage in der Vergangenheit möglicherweise so nur selten gestellt, weil in den meisten Fällen zwischen den Behörden und den Betreibern über die durchzuführenden Maßnahmen Einigkeit erzielt werden konnte.¹²⁶ All dies hat aber nichts mit der Rechtsfrage zu tun, ob es sich bei den durchgeführten Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 kategorial um Schadensvorsorgemaßnahmen handelt oder ob sie im Bereich des Ermessens oder gar im rechtsfreien Raum stattfinden.

¹²⁶ Insbesondere über die Einleitung von Änderungsgenehmigungsverfahren wurden dabei mehr oder weniger informelle Absprachen getroffen, vgl. auch *Gemmeke*, Nachträgliche Anordnungen, S. 41 ff. Dies ist sicher zulässig, sagt aber ebenfalls über die kategoriale Zuordnung der Maßnahmen nichts aus.

Es kommt hinzu, dass in der Praxis inzwischen umfangreiche Nachweise für die Erfüllung der Maßnahmen der 4. Sicherheitsebene verlangt werden.¹²⁷ Die These, dass es sich hierbei um rechtlich unverbindliche, freiwillige Maßnahmen handelt, stimmt auch nicht mit der Praxis überein, die Maßnahmen der Ebene 4 als Auflagen in Genehmigungsbescheiden behandelt.¹²⁸

Schließlich hätte diese Auffassung zur Folge, dass Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 nicht einmal im Rahmen des Versagungsermessens durchsetzbar wären – vorausgesetzt man würde, entgegen der hier vertretenen Auffassung, an einer Restrisikominderung im Ermessensbereich festhalten. Wenn dies richtig wäre, dann würde derzeit mit einem erheblichen Aufwand eine 4. Sicherheitsebene in das bestehende Sicherheitskonzept integriert und verfeinert, die eine Art Leitfaden für die „freiwillige“ Umsetzung von Sicherheitsmaßnahmen durch die Betreiber darstellte, freilich nur sofern diese sich zu einer solchen freiwilligen Umsetzung entschlossen hätten – eine merkwürdig anmutende Vorstellung.

Dem steht nicht entgegen, die Betreiber bei der Festlegung von Vorsorgemaßnahmen umfassend zu beteiligen, und hier auch konsensual vorzugehen, wie dies etwa bei der gegenwärtigen Erarbeitung der KTA-2000 geschieht. Im Konfliktfall muss jedoch auf verbindliche Regelungen zurückgegriffen werden können. Die – der Natur der Sache gemäß ohnehin begrenzte – Steuerungsfähigkeit des Atomgesetzes darf nicht gänzlich zugunsten einer unbestimmten „Restrisikominimierung“ nach Ermessenserwägungen oder Freiwilligkeitspostulaten ausgehöhlt werden.

Erweist sich somit die pauschale Ausgliederung der 4. Sicherheitsebene aus dem gesetzlichen Tatbestand und die Annahme einer insoweit völligen Dispositionsfreiheit der Betreiber als unhaltbar, so ist damit über die Frage, welche Maßnahmen im Einzelfall bei bestehenden Anlagen verlangt werden können, noch nichts gesagt. Die Antwort auf diese Frage ist keineswegs mit der Feststellung präjudiziert, dass

¹²⁷ Allein in der Intensität der Nachweise unterscheiden sich die einzelnen Sicherheitsebenen: So werden auf der Sicherheitsebene 4, anders als auf der Ebene 3, durchgängig realistische Betrachtungen und keine konservativen Annahmen zugrundegelegt. Auf der Ebene 4a wird dabei der Nachweis spezieller Auslegungsanforderungen verlangt, auf den Ebenen 4b und c werden ebenfalls die Wirksamkeit, Durchführbarkeit und sicherheitstechnische Verträglichkeit der Maßnahmen untersucht, hierzu GRS-Gutachten, Kap. 3.1.5.

¹²⁸ Unten III B.

insoweit der Bereich der atomrechtlichen Schadensvorsorge betroffen ist.¹²⁹ Nicht alles, was heute zur atomrechtlichen Schadensvorsorge gehört, kann auch von einer Altanlage verlangt werden. Dies richtet sich vielmehr nach den Voraussetzungen des § 17 AtG unter Berücksichtigung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit, soweit es um Nachrüstungen im Bereich der Risikovorsorge geht. Es ist aber eben nicht von vornherein unter Hinweis auf eine freiwillige Restrisikominimierung ausgeschlossen, dass auch die Umsetzung einer Maßnahme der 4. Sicherheitsebene bei einer Altanlage rechtlich zwingend verlangt werden kann. Vielmehr unterliegt der Betreiber insoweit einer – zwar nicht selbst vollziehenden aber doch dynamischen – Grundpflicht, die durch nachträgliche Anforderungen umgesetzt werden kann. In der Praxis hat § 17 AtG allerdings ohnehin nur untergeordnete Bedeutung, da überwiegend Nachrüstmaßnahmen im Wege der Änderungsgenehmigung vollzogen werden.

E. Zur Grenze erforderlicher Vorsorgemaßnahmen

Trotz aller Bemühungen in Literatur und Rechtsprechung, rechtliche Maßstäbe für die erforderliche Vorsorge zu finden, ist das zentrale Problem, bis zu welcher Grenze Vorsorgemaßnahmen verlangt werden können, nicht gelöst. Die Steuerungsfähigkeit des Rechts stößt hier an ihre Grenze. Die von der Literatur gemachten Vorschläge, die auch in die Rechtsprechung Eingang gefunden haben, sind letztlich über die Ersetzung unbestimmter Formeln durch andere¹³⁰ nicht hinausgekommen.¹³¹ So wird zum einen auf die „Je-desto-Formel“ abgestellt, nach der das Vorliegen einer Gefahr aus dem Verhältnis von Schadensausmaß und Eintrittswahrscheinlichkeit bestimmt wird: Je geringer der zu erwartende Schaden ist, um so höher muss der Wahrscheinlichkeitsgrad für dessen Eintritt sein; umgekehrt reicht bei befürchteten erheblichen Schäden eine geringe Eintrittswahrscheinlichkeit für das Vorliegen einer Gefahr aus.¹³² Zum andern wird der Maßstab der „praktischen Vernunft“ bemüht, um eine deterministischen Festlegung der rechtlich gebotenen Schadensvorsorge zu erreichen.¹³³ Für die

¹²⁹ Diese Befürchtung dürfte nicht unwesentlich zu den Meinungen beitragen, die die „Restrisikominimierung“ aus dem Tatbestand ausklammern wollen.

¹³⁰ R. Wolf, S. 344-345; Marburger, Schadensvorsorge, S. 93 f.; Klopfer, Umweltrecht, S. 478 f. (Rn. 16).

¹³¹ Vgl. hierzu: Roller, Genehmigungsaufhebung, S. 62 ff.

¹³² BVerwGE 45, 51 (61); Breuer, DVBl. 1978 S. 833 Fn. 41 m.w.N.; Martens, DVBl. 1981, S. 599; Hansmann, DVBl. 1981, S. 899; Hansen-Dix, S. 43-44.

¹³³ Wobei teilweise der Maßstab als Abgrenzung von Gefahrenabwehr- und Risikovorsorgemaßnahmen innerhalb des Tatbestandes und teilweise als Abgrenzung zum Restrisiko verwandt wird.

Praxis hat die Formel eine überragende Bedeutung gewonnen. Sie wird als geläufiges, stereotypes Begründungsmuster verwandt und hat in eine Vielzahl von gerichtlichen Entscheidungen Eingang gefunden.¹³⁴

Diese abstrakten Überlegungen führen allerdings praktisch nicht weiter. Die Rechtsprechung hat die Entscheidungskompetenz für diese Frage an die Exekutive delegiert. Nach welchen Kriterien soll aber diese die erforderlichen von den nicht mehr erforderlichen Maßnahmen abgrenzen? In der Praxis stellt sich diese Frage vor allem für Änderungsgenehmigungen. Im Ergebnis wird man auch bei dem hier zugrundegelegten weiten Normverständnis als ausreichend ansehen können, insoweit auf den Maßstab der Verhältnismäßigkeit abzustellen, der unausgesprochen im übrigen auch den sonst verwendeten Formeln der „praktischen Vernunft“ oder der „Je-desto-Formel“ immanent ist. Durch das Merkmal der „erforderlichen“ Schadensvorsorge knüpft der Tatbestand selbst an ein Element des Verhältnismäßigkeitsgrundsatzes an.

Die Verhältnismäßigkeitsabwägung hat auch im Änderungsgenehmigungsverfahren schutzzweckorientiert zu erfolgen.¹³⁵ Dabei ist bei der Genehmigungsentscheidung das durch die Änderung erreichbare Sicherheitsniveau zu dem ohne Änderung bestehenden Sicherheitsniveau in Relation zu setzen.¹³⁶ Maßnahmen sind in der Regel dann nicht mehr erforderlich, wenn sie lediglich einen geringen Sicherheitsgewinn bringen. Dies setzt zunächst einmal voraus, dass der Sicherheitsgewinn einigermaßen zuverlässig qualitativ bewertet werden kann. Von daher wird man eine Grenze dort ziehen müssen, wo die Bewertbarkeit des Sicherheitsgewinns an die Grenze der Erkenntnisfähigkeit stößt; mit anderen Worten kann eine Maßnahmen dann nicht mehr verlangt werden, wenn der Sicherheitsgewinn praktisch nicht mehr bewertbar, sondern allenfalls spekulativ beschreibbar ist. Dies gilt insbesondere im Hinblick auf prognostizierbare Eintrittswahrscheinlichkeiten.

¹³⁴ BVerfGE 49, 89 (137 und 143) – Kalkar; 53, 30 (59) – Mülheim-Kärlich; BVerwGE 61, 256 (263) – Stade; BVerwGE 72, 300 (316 und 318) – Wyhl. Vgl. zur Rezeption der Formel durch Literatur und Rechtsprechung auch *Becker*, FS für Simon, S. 647 ff. Zunehmend wird die Formel auch auf andere Umweltgesetze übertragen; vgl. etwa für das Gentechnikrecht: *Hirsch/Schmidt-Didczuhn*, *GentG*, § 13 Rn. 17.

¹³⁵ *Roller*, DÖV 1998, S. 664. Zur Anwendung des Verhältnismäßigkeitsgrundsatzes bei nachträglichen Auflagen vgl. auch unten IV.B.

¹³⁶ *Steinberg/Roller*, Urteilsanmerkung, DVBl. 1997, S. 59.

F. Bedeutung des § 7 Abs. 2a AtG a.F.

Mit der siebten Novelle des Atomgesetzes vom 19.7.1994¹³⁷ wurde in § 7 AtG ein Abs. 2a eingefügt. Danach waren – zunächst vereinfacht ausgedrückt – bei der Auslegung neuer Anlagen die Auswirkungen auslegungsüberschreitender Ereignisse auf das Anlagengelände zu begrenzen. Die in der Vorschrift enthaltene Delegation der Konkretisierungsbefugnis bezüglich der zugrundezulegenden Ereignisse an den BMU wurde vom Bundesverfassungsgericht für nichtig erklärt.¹³⁸

Zunächst ist allerdings zu klären, ob eine Befassung mit dieser Vorschrift noch sinnvoll ist, da durch das „Gesetz zur geordneten Beendigung der Kernenergienutzung zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität“ die Vorschrift wieder gestrichen wurde.¹³⁹ An sich bedarf es zur Interpretation der bestehenden Vorsorgenorm des § 7 Abs. 2 Nr. 3 des Rückgriffs auf Abs. 2a nicht. Allerdings könnte die Auffassung vertreten werden, dass Abs. 2a – da er gerade die hier interessierenden auslegungsüberschreitenden Ereignisse zum Gegenstand hatte – ein Indiz dafür sei, dass die Vorsorge gegen diese Ereignisse in Abs. 2 Nr. 3 bislang nicht enthalten war¹⁴⁰ – und nach dessen Aufhebung auch zukünftig nicht enthalten ist.

Eine solche Sichtweise wäre jedoch verfehlt. Sie würde nämlich voraussetzen, dass es dem Gesetzgeber 1994 in erster Linie um eine *Erweiterung* der Genehmigungsvoraussetzungen gegangen wäre. Die Beweggründe des Gesetzgebers für die Einfügung des § 7 Abs. 2a AtG liegen darin jedoch nicht.¹⁴¹ Sie zeigen sich vielmehr vor allem an zwei Einschränkungen, mit denen die Vorschrift versehen wurde. So gilt Abs. 2a nicht für die Errichtung und den Betrieb von Anlagen, für die bis zum 31.12.1993 eine Genehmigung oder Teilgenehmigung erteilt worden ist und sie wird ausdrücklich als „weitere Vorsorge gegen Risiken für die Allgemeinheit“ bezeichnet. Es sollte also zum einen den bestehenden Reaktoren ein Bestandsschutz vor solchen „weiteren Vorsorgemaßnahmen“ eingeräumt werden, und zum andern wollte der Gesetzgeber offenbar verhindern, dass diese Anforderungen gerichtlich von Dritten durchgesetzt werden

¹³⁷ BGBl. I. S. 1618, 1622.

¹³⁸ BVerfG, Beschl. v. 2.3.1999, vgl. auch *Steinberg/Stötzel*, UPR 1997, S. 167 f.

¹³⁹ Art. 1 Nr. 6d. Das Gesetz wurde inzwischen vom Bundestag verabschiedet.

¹⁴⁰ So *Raetzke*, Veränderungsgenehmigung, S. 134. Auch Ausführungen in der letzten Oberrhein-Entscheidung des Bundesverwaltungsgerichts könnten in diesem Sinne (miss)verstanden werden.

¹⁴¹ Dazu bereits: *Roller*, DÖV 1998, S. 658 ff. Ebenso: *Stüer/Spreen*, NuR 1999, S. 17, die die Einführung des neuen Sicherheitszieles als „vordergründig“ bezeichnen.

können, weshalb die Vorschrift ausdrücklich (nur) der Allgemeinheit dienen soll. Diese Motivation ergibt sich vor allem aus der Tatsache, dass – wie die amtliche Begründung bestätigt¹⁴² – die Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse vom BMU selbst seinerzeit durchaus bereits im Rahmen der tatbestandlichen Schadensvorsorge des § 7 Abs. 2 Nr. 3 verortet wurde. Für eine gesetzliche Erweiterung der geltenden Schadensvorsorgeregelung bestand aus diesem Blickwinkel daher kein Anlass, wenn man einmal von dem Motiv der gesetzlichen Klarstellung einer ohnehin bestehenden – allerdings zugegebenermaßen umstrittenen und in der Praxis nicht zureichend berücksichtigten¹⁴³ – Rechtslage absieht, was dann freilich erst recht nicht für eine einschränkende Auslegung der Schadensvorsorge(grund)norm angeführt werden könnte. Einen Sinn ergibt die Einfügung des Abs. 2a also allein aus der in der Norm enthaltenen Begrenzungsfunktion: Denn es bestand der praktisch äußerst bedeutsame Streit, ob und in welchem Umfang Nachrüstungen an Altanlagen verlangt werden konnten und ob diese auch von Dritten gerichtlich durchsetzbar sind.¹⁴⁴

Der Anwendungsbereich des § 7 Abs. 2a wurde dabei von der Reichweite des Vorsorgetatbestandes des Abs. 2 bestimmt. Soweit Maßnahmen bereits von Abs. 2 erfasst waren, bedurfte es des Abs. 2a nicht. § 7 Abs. 2a erfasste jedoch von vornherein nur auswirkungsbegrenzende und keine unfallverhindernden Maßnahmen.¹⁴⁵ Soweit Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes der Verhinderung von Kernschmelzunfällen dienen, fielen sie deshalb nicht unter Abs. 2a sondern unter Abs. 2 Nr. 3. Abs. 2a setzte vielmehr den *Eintritt* des auslegungsüberschreitenden Ereignisses voraus. In diesem Fall sollten „einschneidende Maßnahmen zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich“ sein.¹⁴⁶ Die Vorschrift hatte praktisch jedoch keine Bedeutung.

Mit § 7 Abs. 2 a wurde somit ein Teilbereich der atomrechtlichen Schadensvorsorge, der bereits in Abs. 2 Nr. 3 enthalten war, lediglich im Hinblick auf den Bestandsschutz für Altanlagen und den Drittschutz modifiziert. Daraus lässt sich aber gerade nicht der Schluss ziehen, die von Abs. 2 a erfassten Maßnahmen seien nicht bereits zuvor von Abs. 2 erfasst gewesen. Vielmehr bestätigt die damalige Gesetzesänderung eine

¹⁴² So nennt die Amtliche Begründung zu § 7 Abs. 2a den anlageninternen Notfallschutz in einem Atemzug mit dem Konzept der Auslegungsstörfälle und fasst beides unter die herkömmliche Schadensvorsorge, Begründung der BReg. zu § 7 Abs. 2a, BT-Dr. 12/6908.

¹⁴³ Zu Recht hebt *Stötzel*, Schutzkonzepte, S. 133, insoweit hervor, dass eine nicht atomrechtskonforme Praxis kein tauglicher Auslegungsmaßstab sein kann.

¹⁴⁴ Vgl. *Roller*, DÖV 1998, S. 658 f.

¹⁴⁵ *Roller*, DÖV 1998, S. 659; *Rebentisch*, RdE 1999, S. 22.

¹⁴⁶ Damit sind insbesondere Evakuierungen gemeint gewesen, vgl. die Gesetzesbegründung, Amtliche Begründung, BR-Dr. 373/94, Begründung zu § 7 Abs. 2a.

Rechtsentwicklung, die auslegungsüberschreitende Ereignisse grundsätzlich als vorsorgebedürftig anerkennt, auch wenn der Gesetzgeber des Jahres 1994 die Vorsorgepflicht in einem Teilbereich auf Neuanlagen beschränkt und vom Drittschutz ausgenommen hat.

Mit der Aufhebung der Norm durch das Kernenergiebeendigungsgesetz wird damit der Rechtszustand wieder herbeigeführt, der vor der Gesetzesänderung 1994 bestand.¹⁴⁷ Eine Verkürzung der Reichweite der erforderlichen Schadensvorsorge des § 7 Abs. 2 Nr. 3 ist damit nicht verbunden.

¹⁴⁷ So zutreffend: *Cloosters*, Sicherheitsstandards während der vereinbaren Restlaufzeiten, in: Ossenbühl (Hrsg.), Deutscher Atomrechtstag 2000, S. 48.

III. Die Umsetzung der atomrechtlichen Vorsorgeanforderungen in der Praxis

Die unbestimmten Rechtsbegriffe des Atomrechts vermögen letztlich die Frage nach den konkreten Sicherheitsanforderungen einer Anlage nicht zu beantworten. Für die Praxis muss deshalb die jeweilige „Sicherheitsphilosophie“¹⁴⁸ konkretisiert werden. Die abstrakt-generellen Anforderungen an die Anlagen werden dabei in „einem Konglomerat verschiedenster Regelungstypen“¹⁴⁹ festgeschrieben. Für den Bereich der Störfallvorsorge und der auslegungsüberschreitenden Ereignisse sind dabei insbesondere die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke und die Störfall-Leitlinien des BMI, RSK-Empfehlungen sowie die Regelungen des Kerntechnischen Ausschusses von Bedeutung. Als einzige Rechtsnorm ist die Strahlenschutzverordnung zu nennen, die in § 49 der neuen Strahlenschutzverordnung (früher § 28) konkrete Anforderungen an die Störfallvorsorge enthält. Die konkreten Sicherheitsanforderungen für das einzelne Kraftwerk ergeben sich jedoch erst aus dem jeweiligen atomrechtlichen Genehmigungsbescheid in der durch Änderungsgenehmigungen oder nachträgliche Auflagen modifizierten jeweils aktuellen Fassung, der detailliert die Vorsorgeanforderungen festlegt.

A. Die Entwicklung des mehrstufigen Sicherheitskonzepts

1. Deterministisches Konzept

Das technische Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke – häufig auch als Sicherheitsphilosophie bezeichnet – hat sich zunächst weitgehend unabhängig von der juristischen Diskussion entwickelt und war dieser auch zeitlich vorgelagert. Insbesondere das aus den USA in den 1960iger Jahren übernommene Konzept des „Größten anzunehmenden Unfalls“,¹⁵⁰ welches auch unter den Fachleuten umstritten war und das zunächst die wesentliche Grundlage für das inzwischen weiterentwickelte deterministische Konzept der Auslegungsstörfälle (Ebene 3) darstellte, wurde erst sehr viel

¹⁴⁸ Zum Begriff vgl. unten IV. A.

¹⁴⁹ So *Ossenbühl*, Bestandsschutz, S. 65.

¹⁵⁰ Vgl. zur historischen Entwicklung im Einzelnen: *Radkau*, Aufstieg und Krise der deutschen Atomwirtschaft, S. 357 ff. Vgl. auch *Stötzel*, Schutzkonzepte, S. 132 ff.

später versucht, auch juristisch zu begründen.¹⁵¹ Die weitere Entwicklung hat jedoch gezeigt, dass die Verengung des Schutzkonzeptes auf bestimmte Störfälle unzureichend ist.

Die Schwächen des deterministischen Konzepts wurden in der Literatur bereits mehrfach behandelt.¹⁵² Das deterministische Sicherheitskonzept war von Anfang an nicht frei von Kritik. Insbesondere die Festlegung bestimmter Auslegungsstörfälle und die damit verbundene Vernachlässigung anderer Störfallereignisse lässt sich rechtlich nicht hinreichend begründen. Ein Kenner der Materie urteilte bereits 1976 folgendermaßen: „Jedenfalls beruhte die Entscheidung, diesen Störfall der Auslegung zugrunde zu legen und jenen nicht zu berücksichtigen, auf einem mehr oder weniger rudimentären, immer sehr pragmatischen Gefühl über die Wahrscheinlichkeit des jeweiligen Ereignisses.“¹⁵³ Damit ist nicht die deterministische Herangehensweise als solche zu kritisieren, die unbestreitbare Vorteile hat¹⁵⁴ und deshalb ein wesentlicher Teil des kerntechnischen Schutzkonzeptes bleiben wird und bleiben muss. Nicht angängig ist jedoch die einfache Gleichsetzung des Auslegungsstörfallkonzeptes mit dem gesetzlichen Tatbestand der Schadensvorsorge.

2. Probabilistik

Die Ergänzung des deterministischen Schutzkonzeptes durch probabilistische Untersuchungen ist vor dem Hintergrund der atomrechtlichen Schadensvorsorgenorm auch rechtlich erforderlich. Auch im Zusammenhang mit den oben zitierten Passagen des Wyhl-Urteils wurde bereits verschiedentlich daraufhingewiesen, dass probabilistischen Methoden nunmehr eine stärkere Bedeutung zukomme.¹⁵⁵ Zwar wird zutreffend bemerkt, dass sich die stärkere Berücksichtigung der Probabilistik nicht allein mit dem vom Bundesverwaltungsgericht aufgestellten Erfordernis der „theoretischen Überlegungen“, die in der Risikobetrachtung Berücksichtigung finden müssten, begründen

¹⁵¹ Vgl. hierzu insbesondere *Breuer*, DVBl. 1978, S. 835; wesentlich skeptischer aber später ders., NuR 1994, S. 163. Zur Kritik vgl. auch *Roßnagel*, UPR 1986, S. 52.

¹⁵² Zuletzt ausführlich: *Stötzel*, Schutzkonzepte, S. 151-161 m. umf. N.; *Steinberg/Roller*, Schadensvorsorge, S. 35-40.

¹⁵³ *Smidt*, atw 1976, S. 253.

¹⁵⁴ *Renneberg*, in: Reform des Atomrechts, S. 128.

¹⁵⁵ *Rengeling*, DVBl. 1988, S. 259; ders., Probabilistik, S. 57 und 220 f.

lässt.¹⁵⁶ Denn tatsächlich werden auch die Annahmen des deterministischen Schutzkonzeptes in weitem Umfang von theoretischen Erwägungen und nicht von praktischen Erfahrungen getragen. Nichts könnte dies besser verdeutlichen, als die Tatsache, dass der als größter anzunehmender Unfall festgelegte Abriss der Hauptkühlmittelleitung in der weltweiten Praxis noch nie eingetreten ist, aber der „praktisch ausgeschlossene“ Fall der Kernschmelze bereits mehrere Male.¹⁵⁷ Andererseits arbeitet auch die Probabilistik zwangsläufig mit deterministischen Annahmen, in dem etwa bei Fehlerbaumanalysen schon aus Praktikabilitätsgründen bestimmte Ereignisabläufe aus der Betrachtung ausgeklammert werden müssen.

Heute sind auch im geltenden Regelwerk probabilistische Elemente integriert. Die deterministische Betrachtung wird allgemein als nicht mehr ausreichend angesehen, da das Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerkes auch durch die technische Umsetzung der organisatorischen Maßnahmen und durch die Bewährung einzelner Schutzmaßnahmen im Betrieb mitbestimmt wird. Um Unsicherheiten in diesem Bereich aufzuspüren, sind – neben der Auswertung von Betriebserfahrungen – probabilistische Sicherheitsanalysen unverzichtbar.¹⁵⁸

Das Bundesverwaltungsgericht überlässt allerdings die Auswahl der jeweils geeigneten Risikoermittlungs- und -bewertungsmethode der Exekutive. Das Atomrecht schreibe „nicht als Voraussetzung der Genehmigung oder Teilgenehmigung jeglicher Anlage oder jeglicher Teilanlage oder -einrichtung im Rahmen des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG die Durchführung sog. probabilistischer Methoden der Risikoermittlung und -bewertung zwingend“ vor.“¹⁵⁹ Das Bundesverwaltungsgericht sieht dies als eine Frage tatrichterlicher Würdigung an, die einer Prüfung in einem Revisionsverfahren nicht zugänglich sei. Dies mag im Einzelfall für eine Anlage zutreffen, erscheint jedoch insgesamt zu kurz gegriffen. Eine rational nachvollziehbare Risikoermittlung und -bewertung am Maßstab des Standes von Wissenschaft und Technik muss über den willkürlich festgelegten Bereich der Auslegungsfälle hinaus Unfallszenarien in Betracht ziehen. Dies wird zunehmend durch ein „duales System“ aus deterministischen Annahmen und probabilistischen Begründungen erfolgen.¹⁶⁰

¹⁵⁶ Stötzel, Schutzkonzepte, S. 199 f.

¹⁵⁷ Zutreffend Stötzel, Schutzkonzepte, S. 158.

¹⁵⁸ GRS-Gutachten, Kap. 2.2.

¹⁵⁹ BVerwG, NVwZ 1989, 1169.

¹⁶⁰ Zum Dualismus beider Schutzkonzepte: Stötzel, Schutzkonzepte, S. 187 f.

3. Das 4-stufige Sicherheitskonzept

In der Praxis wird die durch § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG geforderte Schadensvorsorge heute durch ein vierstufiges Sicherheitskonzept verwirklicht,¹⁶¹ welches auch probabilistische Elemente enthält. Dabei dienen die ersten drei Sicherheitsebenen der Störfallverhinderung (Ebenen 1 und 2) bzw. der Störfallbeherrschung (Ebene 3), die Ebene 4 dient der Risikominderung von auslegungsüberschreitenden Unfällen. Ebene 1 kennzeichnet den Normalbetrieb der Anlage, Ebene 2 die sogenannten Betriebsstörungen. Die Beherrschung von Auslegungstörfällen durch das Reaktorschutzsystem und die sonstigen Sicherheitseinrichtungen ist der Ebene 3 zugeordnet. Die vierte Ebene wird weiter unterteilt in die Ebenen 4a-c:

- Ebene 4a: Beherrschung spezieller, sehr seltener Ereignisse
- Ebene 4b: Vermeidung von Kernschäden bei Nichtbeherrschung von Störfallabläufen
- Ebene 4c: Schadensminderung bei aufgetretenen Kernschäden

Ansätze für eine 4. Sicherheitsebene finden sich bereits im älteren kerntechnischen Regelwerk. Allerdings ist sie in verstärktem Maße erst nach der Auswertung des Unfalls in Tschernobyl nach 1986 in das deutsche Sicherheitskonzept eingeführt worden.¹⁶² Darüber hinaus trugen auch neue Erkenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung und aus der Betriebserfahrung maßgeblich zur Entwicklung der 4. Sicherheitsebene bei.¹⁶³ Auch die Ergebnisse der Deutschen Risikostudie Phase B haben die Notwendigkeit und Möglichkeit der Berücksichtigung von Ereignisabläufen, die zu einer Kernschmelze führen können, deutlich gemacht. Die Ausdifferenzierung der 4. Sicherheitsebene im Rahmen des gestaffelten Sicherheitskonzepts ist somit eine Antwort aus technischer Sicht auf die Weiterentwicklung des Erkenntnisstandes.

¹⁶¹ Hierzu auch *Hart*, S. 87 ff.

¹⁶² Öko-Institut, Entwurf v. 6.12.2000, S. 2 ff. Vgl. hierzu insbesondere den Abschlussbericht über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK, Empfehlung der RSK v. 23.11.1988. Diskussionen um eine 4. Sicherheitsebene begannen bereits aufgrund des Unfalls in dem amerikanischen Kernkraftwerk Three Miles Island 1979.

¹⁶³ *Hahn*, 10. AtRS 2000, S. 200.

**a) Frühe Elemente des Regelwerks zur Vorsorge gegen
„auslegungsüberschreitende Ereignisse“**

Die aktuelle Diskussion über erweiterte Vorsorgeanforderungen hat den Blick dafür verstellt, dass es – zumindest punktuelle – Anforderungen, die über die Auslegungsstörfälle hinausgehen, bereits lange vor der Diskussion über eine 4. Sicherheitsebene gab. So werden bereits in den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke von 1977 Maßnahmen auch gegen auslegungsüberschreitende Unfälle erwähnt.¹⁶⁴ Als allgemeine Genehmigungsvoraussetzung wird dort unter Kriterium 1.1. formuliert:

„Darüber hinaus sind in angemessenem Umfang vorsorglich organisatorische und technische Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage zur Feststellung und Eindämmung von Unfallfolgen vorzusehen.“¹⁶⁵

Auch die „Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor“,¹⁶⁶ die bereits seit 1976 in Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke zugrundegelegt wird, behandelt unter Abschnitt 5 „Störfälle“ die heute zur Sicherheitsebene 4 a gehörenden „sehr seltenen Ereignisse“ wie den ATWS-Störfall, Flugzeugabsturz und „sonstige äußere Einwirkungen (z.B. chemische Schadstoffe, Wirbelstürme, Blitzschlag, Bergschäden, Bodensetzungen).“

Die Richtlinie des BMI vom 13.9.1976¹⁶⁷ behandelt Ereignisse infolge äußerer Druckwellen aus chemischen Reaktionen als Genehmigungsvoraussetzung, allerdings unter dem damals geltenden § 7 Abs. 2 Nr. 4 AtG (heute: Nr. 5) als „Sonstige Einwirkung Dritter“. ¹⁶⁸ Demgegenüber gehört nach der Störfall-Leitlinie von 1983 dieses Ereignis nicht zu den Auslegungsstörfällen, sondern wird als „auslegungsüberschreitend“ behandelt, obwohl insoweit sogar auf die Richtlinie von 1976 verwiesen wird. Damit wird deutlich, dass auch das geltende Regelwerk nicht durchweg über einheitliche

¹⁶⁴ Hahn, 10. AtRS 2000, S. 200; vgl. auch Steinberg/Roller, Schadensvorsorge, S. 75 unter Hinweis auf die bereits seit 14.10.1981 geltende RSK-Leitlinie zur Auslegung gegen Flugzeugabstürze.

¹⁶⁵ Bekanntmachung von Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke v. 21.10.1977 (BAnz. 1977, Nr. 206), abgedruckt in Handbuch der Reaktorsicherheit, Band 1, Nr. 3.1.

¹⁶⁶ Bek. d. BMI v. 26.7.1976, GMBI. Nr. 26, 1976.

¹⁶⁷ BAnz. 1976, Nr. 179, Handbuch der Reaktorsicherheit, Band 1, 3.6.

¹⁶⁸ Diese Genehmigungsvoraussetzung entspricht in ihren Anforderungen der Vorsorgenorm des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG, so ausdrücklich BVerwG, Urt. v. 19.1.1989, Neckarwestheim, NVwZ 1989, 864 (865).

Kriterien verfügt, was als „auslegungsgemäß“ oder „auslegungsüberschreitend“ zu betrachten ist.

Es kann also insgesamt keine Rede davon sein, dass derartige Ereignisse bei der Genehmigung von Kernkraftwerken bislang überhaupt keine Rolle gespielt hätten. Die tatsächliche Anlagenauslegung ging über den Bereich, der in den Störfall-Leitlinien 1983 als Auslegungsstörfälle bezeichnet wird, schon nach dem älteren Regelwerk hinaus und dies wurde auch in Genehmigungsaufgaben berücksichtigt.¹⁶⁹ Allerdings konnte von einer systematischen Erfassung dieser Ebene noch keine Rede sein. Gegenüber den ersten drei Sicherheitsebenen ist bis heute die 4. Ebene durch ein geringeres Maß an Regulierungsdichte gekennzeichnet.¹⁷⁰

b) Maßnahmen der Ebene 4 a bis c

Für die Beherrschung spezieller, sehr seltener Ereignisse auf der Ebene 4a sind im kerntechnischen Regelwerk Anforderungen festgelegt.

Zu den sehr seltenen Ereignissen gehören gem. dem geltenden Regelwerk:

Versagen des Schnellabschaltsystems bei Betriebstransienten (ATWS) und zivilisationsbedingte Einwirkungen. Hierzu gehören Flugzeugabsturz, chemische Explosionen und giftige und explosionsgefährliche Gase. Für die Auslegung gegen diese Ereignisse sind im kerntechnischen Regelwerk (RSK-Leitlinien) Anforderungen festgesetzt. Diese Anforderungen sind ereignisspezifisch festgelegt, auch wenn die Anforderungen weniger umfangreich sind, als die Auslegungsanforderungen gegen Ereignisse der Ebenen 1 – 3.

Auch die Auslegungsanforderungen, die heute unter die Sicherheitsebene 4a gefasst werden, sind teilweise keineswegs neu. So sieht etwa für Flugzeugabstürze die RSK-Leitlinie 19.1 vom 14.10.1981 vor, dass die Anlage gegen Flugzeugabstürze auszulegen ist, wobei ein Vollschutz immer dann erforderlich ist, wenn sich hinter dem Bauteil sicherheitstechnisch notwendige Anlagenteile befinden. In der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke A wurde für den Absturz von Flugzeugen auf ein Kernkraftwerk

¹⁶⁹ Dazu unten III B.

¹⁷⁰ GRS-Gutachten, Kap. 3.1. Vgl. auch *Hart*, S. 88.

unterschiedliche Wahrscheinlichkeiten berechnet, wobei die höchste Wahrscheinlichkeit für schnellfliegende Militärmaschinen errechnet wurde (10^{-6}).¹⁷¹ Ob diese Annahmen heute noch zutrifft, ist eine andere Frage. Für eine einzelne Anlage kann sich im übrigen eine abweichende Absturzwahrscheinlichkeit anhand der konkreten Umstände ergeben.

Die Sicherheitsebene 4b umfasst Maßnahmen, die bei einem Störfall auch nach einem Versagen von Sicherheitssystemen Kernschäden verhindern sollen mit dem Ziel, die Anlage in einen sicheren Zustand zu überführen. Dabei kann zum einen auf Maßnahmen und Einrichtungen der Ebenen 1 – 4a zurückgegriffen werden, zum anderen sind weitere anlageninterne Notfallmaßnahmen vorgesehen. Unter anderem geht es somit darum, im Falle eines nicht vorgesehenen auslegungsüberschreitenden Ereignisses Sicherheitseinrichtungen, die an sich für eine andere Funktion vorgesehen sind, zur Unfallbeherrschung zu nutzen.

Maßnahmen der Ebene 4c setzen dann ein, wenn die Maßnahmen der übrigen Ebenen versagen. Schutzziel ist die Integrität des Sicherheitsbehälters und sofern dies nicht möglich ist, die zeitliche Verzögerung und mengenmäßige Begrenzung der Freisetzung. Dies geschieht typischerweise mit technischen Einrichtungen wie etwa der gefilterten Druckentlastung.

B. Berücksichtigung der Ebene 4 in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren

Die kategoriale Zuordnung der Maßnahmen der Ebene 4 wird in den konkreten Genehmigungsverfahren unterschiedlich vorgenommen. Teilweise wird zur rechtlichen Relevanz der Maßnahmen keine Stellung genommen. Teilweise wird explizit davon ausgegangen, dass es sich um Maßnahmen der Schadensvorsorge handelt. So werden im Genehmigungsbescheid zum Kernkraftwerk Brokdorf zur Errichtung und zum Betrieb der gefilterten Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters¹⁷² die Anforderung explizit unter dem Abschnitt „§ 7 Abs. 2 Ziffer 3 AtG (Erforderliche Vorsorge gegen Schäden)“ festgelegt. Die Zulässigkeit der Notfallschutzmaßnahme

¹⁷¹ Deutsche Risikostudie A, S. 131.

¹⁷² 4. Änderungsgenehmigung (5. Nachtrag zur 4. Teilgenehmigung und 4. Nachtrag zur 2. Teilbetriebsgenehmigung) vom 19.12.2000.

wird am Maßstab des Schadensvorsorgetatbestandes geprüft. In früheren Genehmigungen wurden allerdings auch Notfallmaßnahmen als außerhalb des Tatbestandes liegend behandelt.

Auch in den Sachverständigengutachten, die Teil des Genehmigungsverfahrens sind, werden regelmäßig Maßnahmen der Sicherheitsebene 4a, aber auch der Ebenen 4 b und c in die Begutachtung einbezogen.¹⁷³ Hinsichtlich der Ebene 4a werden grundsätzlich Nachweise über die Beherrschung der Ereignisse verlangt. Bei den Ebenen 4b und c wird in jedem Fall die Rückwirkungsfreiheit¹⁷⁴ der Maßnahme und überwiegend auch deren Eignung zur Erfüllung der Schutzziele überprüft.¹⁷⁵

In der Praxis werden seit langem Anforderungen der 4. Sicherheitsebene als Nebenbestimmungen in den Genehmigungsbescheiden festgelegt. So heißt es bereits in der 7. Teilgenehmigung für die Errichtung des Kernkraftwerks Philippsburg unter Auflage 8.3:

„Das Steuergebäude für das unabhängige Reaktorkühlsystem ist durch entsprechende Dimensionierung und Bewehrung der Außenwände und des Daches in folgender Weise gegen Trümmerlasten auszulegen:

8.3.1 Außenwände und Dachplatte sind in Vollschutzdicke nach der IRS-Vollschutzdickenformel für ein Flugzeug vom Typ Phantom auszulegen.“

Die erste Teilgenehmigung des KKW Biblis B verlangt unter Auflage B 1.15: „Das Kernkraftwerk ist ausreichend gegen Flugzeugabsturz zu schützen. Entsprechende Nachweise sind der Genehmigungsbehörde spätestens 3 Monate vor Beginn des zweiten Bauabschnitts vorzulegen“. Gleichfalls findet sich eine Auflage zur Auslegung gegen Druckwellen und Gasexplosionen.

In der 4. Teilgenehmigung für das GKN, Block 2 ist eine Auflage zum Einbau eines Jodfilters in den Fortluftstrang für die Druckentlastung des Reaktordruckbehälters enthalten.

¹⁷³ Vgl. oben GRS-Gutachten Kap. 3.2.1 und 3.2.2.

¹⁷⁴ Dies bedeutet, dass die Maßnahmen keine negativen Rückwirkungen auf die Sicherheitssysteme der Ebenen 1 – 3 haben dürfen.

¹⁷⁵ GRS-Gutachten, Kap. 3.2.2.

C. *Rechtliche Bewertung des Mehrstufenkonzepts*

1. Rechtliche Bedeutung der Ebenen 1 - 3

Die dargestellten Sicherheitsebenen sind in der Praxis entstanden. Eine unmittelbare Entsprechung im Atomgesetz finden sie nicht. Das Atomgesetz lässt die Frage der Umsetzung der Sicherheitsgewährleistung gerade offen und verweist diese Aufgabe an die Exekutive. Allerdings ist es in der Praxis üblich und auch von den Gerichten weitgehend akzeptiert, dass die Sicherheitsebenen 1 – 3 dem Bereich der Schadensvorsorge zugeordnet werden. Ob es mit der dynamischen Struktur der atomrechtlichen Schadensvorsorgenorm vereinbar ist, einen abschließenden Bereich von Gefahrenabwehr- oder Risikovorsorgemaßnahmen zu definieren, könnte allerdings zweifelhaft sein. Aus praktischen Vollzugsgründen ist es freilich unerlässlich, den Genehmigungsbehörden einen Standard für die Beurteilung der Genehmigungsvoraussetzungen an die Hand zu geben. Die dynamische Struktur des Schadensvorsorgetatbestandes steht einer Standardisierung von Genehmigungsvoraussetzungen nicht im Wege. § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG verlangt allerdings durch seinen Verweis auf den jeweils aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik, dass neue Erkenntnisse auch in diese Standards Eingang finden. Wenn das untergesetzliche Regelwerk dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht mehr entspricht, so verliert es insoweit auch seine Definitionskraft hinsichtlich dessen, was als ausreichende Schadensvorsorge erforderlich ist. Dies schließt nicht aus, in den Anforderungen der Sicherheitsebenen 1 – 3 eine Konkretisierung des Schadensvorsorgetatbestandes zu erblicken; es kann sich dabei jedoch niemals um eine *abschließende* Konkretisierung handeln, die sämtliche darüber hinausgehenden Anforderungen aus dem Tatbestand ausscheidet.

Im allgemeinen wird, wie bereits erwähnt, davon ausgegangen, dass die Ebenen 1 bis 3 der tatbestandlichen Schadensvorsorge zuzuordnen sind. Die Beherrschung der deterministisch festgelegten Auslegungsstörfälle (Ebene 3) ist zur Störfallverhinderung zwingend und deshalb innerhalb der Schadensvorsorge – sofern man entgegen der hier vertretenen Auffassung insoweit differenzieren will – dem Bereich der obligatorischen Gefahrenabwehr zuzuordnen.¹⁷⁶ Nach der früher – d.h. vor dem Wyhl-Urteil des Bundesverwaltungsgerichts – vertretenen Auffassung in der Genehmigungspraxis

¹⁷⁶ Das im Anhang dargestellte Schema berücksichtigt ebenfalls einen dreigliedrigen Normaufbau.

definierte nämlich das deterministische Auslegungsstörfallkonzept den Bereich der als Gefahrenabwehr verstandenen zwingenden Schadensvorsorgevoraussetzung des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG.¹⁷⁷ Auch nach dem gewonnenen Neuverständnis der Normstruktur durch das Wyhl-Urteil bleibt es bei dieser Einstufung.¹⁷⁸ Die Beherrschung der Auslegungsstörfälle ist als Maßnahme der Gefahrenabwehr zwingend erforderlich und vermittelt auch Drittschutz. Die Nichtbeherrschung eines Auslegungstörfalles begründet deshalb auch eine Gefahrenlage, die zum nachträglichen Einschreiten der Aufsichtsbehörden berechtigt.¹⁷⁹

Allerdings fließen auch auf der Sicherheitsebene 3 heute probabilistische Erwägungen ein, die die deterministische Herangehensweise ergänzen. Solche zusätzlichen Maßnahmen, die einen Sicherheitsgewinn gegenüber dem deterministischen Konzept bringen, können nicht ausnahmslos der zwingenden Schadensvorsorge zugeordnet werden, sondern können auch in den Bereich der Risikovorsorge hineinreichen, bei denen Verhältnismäßigkeitserwägungen eine Rolle spielen.

Dieser Zusammenhang wird im Anhang schematisch dargestellt.

2. Abschließende Definition der Störfallvorsorge durch die Strahlenschutzverordnung?

Für die Vorsorge gegen Störfälle¹⁸⁰ enthält die StrlSchV eine nunmehr in § 49 (früher § 28) enthaltene Regelung, wonach beim Nachweis ihrer Beherrschung die Genehmigungsbehörde davon ausgehen kann, dass die erforderliche Schadensvorsorge getroffen ist. Insofern gewinnt das Konzept der Auslegungsstörfälle rechtliche Relevanz.

Bei den Auslegungsstörfällen wird weiter differenziert zwischen sog. radiologisch relevanten (repräsentativen) und sonstigen (technischen) Auslegungsstörfällen. Nur für jene, eine Teilmenge von insgesamt acht radiologisch relevanten Störfällen, sind auch radiologische Nachweise zu führen und nur für diese Auslegungsstörfälle im engeren

¹⁷⁷ Hohlefeldt, ET 1983, S. 395; Haedrich, AtG, § 7 Rn. 59b.

¹⁷⁸ Roller, DVBl. 1993, S. 23 f.

¹⁷⁹ Zum Problem, inwieweit dies auch bei bloßen Nachweisdefiziten gilt: Roller, DVBl. 1993, S. 24.

¹⁸⁰ Zur Begriffsdefinition vgl. § 3 Abs. 2 Nr. 28 StrlSchV.

Sinne gilt das bislang in § 28 Abs. 3 und nunmehr in § 49 der Strahlenschutzverordnung enthaltene Konzept der Störfall-Planungs-Dosen.

Aus dieser Regelung kann jedoch der Ausschluss von „auslegungsüberschreitenden“ Ereignissen aus dem Schadensvorsorgetatbestand nicht abgeleitet werden. Schon aus dem Wortlaut der Norm ergibt sich, dass hier nur die spezifische Vorsorge gegen Störfälle geregelt wird, nicht aber eine Aussage über die gesamte Reichweite der erforderlichen Vorsorge, einschließlich der Unfallvorsorge getroffen wird. In § 49 Abs. 1 S. 3 der StrlSchV heißt es, dass die Behörde „diese Vorsorge“ (im Sinne des § 49 Abs. 1) als getroffen ansehen kann wenn die Planungswerte bei den Auslegungsstörfällen eingehalten werden. Damit ist lediglich gesagt, dass die Störfallplanungswerte nur für bestimmte Störfälle berechnet werden müssen. Andere Auslegungsanforderungen – also etwa gegen Unfälle – sind somit in § 49 Abs. 1 StrlSchV überhaupt nicht erfasst.¹⁸¹ Dies wäre auch schon deshalb nicht möglich, weil die Verordnung den Gehalt der gesetzlichen Genehmigungsnorm nicht verkürzen kann.

3. Rechtliche Bedeutung der 4. Sicherheitsebene

Die rechtliche Einordnung der in der Praxis verwendeten vier Sicherheits-ebenen hat von der gesetzlichen Grundlage auszugehen. Ausgangspunkt ist danach, dass alle Maßnahmen, die das Ziel haben, „bestmögliche Gefahrenabwehr und Risikovorsorge“ im Sinne des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG zu verwirklichen, grundsätzlich dem Bereich der Schadensvorsorge zuzuordnen sind. *Erforderliche* Sicherheitsmaßnahmen können deshalb niemals *außerhalb* des Schadensvorsorgetatbestandes liegen. Die Frage, ob eine Maßnahme nicht als Schadensvorsorgemaßnahme anzusehen ist, kann sich somit überhaupt nur dann stellen, wenn das Ergebnis einer behördlichen Überprüfung ergibt, dass eine Maßnahme nicht erforderlich ist. Es spricht in der Tat dann nichts dagegen, dass eine sicherheitstechnisch nicht erforderliche Maßnahme gleichwohl von den Betreibern durchgeführt wird. Dies dürfte aber ein Ausnahmefall sein. Selbstverständlich hat jede Vorsorgemaßnahme das – verfassungsrechtlich gebotene – Ziel, das von der Anlage ausgehende Risiko so weit wie möglich zu reduzieren. Als hinzunehmendes „Restrisiko“ ist verfassungsrechtlich jedoch nur das Risiko tolerierbar, welches als „unentrinnbar“ der einzelne zu tragen hat. Maßnahmen, die darauf abzielen, dieses

¹⁸¹ Ebenso: Stötzel, Schutzkonzepte, S.145.

Risiko zu minimieren, sind deshalb von vornherein nicht außerhalb des atomrechtlichen Schadensvorsorgetatbestandes angesiedelt. Ob sie erforderlich sind, ist eine Frage der Rechtsanwendung im Einzelfall, nicht aber der grundsätzlichen tatbestandlichen Zuordnung. Genau dies hat das Bundesverwaltungsgericht im Wyhl-Urteil gegenüber der gegenteiligen Annahme des VGH Mannheim deutlich gemacht, der sicherheitstechnische Vorsorgemaßnahmen der Ebene des verwaltungsbehördlichen Ermessens zuordnen wollte.

Wenn man diese Erwägungen konsequent zu Ende denkt, so liegt es nahe, die gesamte 4. Sicherheitsebene ohne weitere Differenzierung dem atomrechtlichen Schadensvorsorgetatbestand zuzuordnen. Gleichwohl soll im Folgenden erörtert werden, ob es insoweit Anhaltspunkte für eine weitere Differenzierung gibt, die hilfsweise auch dann zum Zuge kommen könnten, wenn man sich der hier vertretenen Auffassung zur Nichtexistenz einer Restrisikominimierung nach Ermessenserwägungen nicht anschließen wollte.

Dabei ist allerdings auch aus praktischer Sicht darauf hinzuweisen, dass die Grenzen der 4 Sicherheitsebenen keineswegs so eindeutig sind, wie dies auf den ersten Blick erscheinen mag und insofern Differenzierungen nicht leicht zu begründen sind. Im Laufe der Untersuchung hat sich herausgestellt, dass in zahlreichen Fällen die Übergänge zwischen den Ebenen fließend sind.¹⁸² Dies gilt nicht nur für die hier in erster Linie relevante Abgrenzung der Ebene 3 zur Ebene 4, sondern auch für die ersten 3 Ebenen der Reaktorauslegung untereinander. So werden sowohl bei den auslösenden Ereignissen, als auch bei den zu ergreifenden Maßnahmen in verschiedenen Publikationen oder Leitfäden unterschiedliche Einstufungen vorgenommen.¹⁸³ Auch könnten neue Erkenntnisse zu einer Modifizierung der Einstufung führen. Interessanterweise gilt dies auch für einen wesentlichen Ereignisablauf des Auslegungsstörfallkonzeptes, den Bruch der Hauptkühlmittelleitung, der aufgrund der geringen Eintrittshäufigkeit unter bestimmten Voraussetzungen nach probabilistischen Kriterien eigentlich statt bisher der Ebene 3 der Ebene 4 zugeordnet werden müsste.¹⁸⁴

¹⁸² Dies gilt insbesondere hinsichtlich der Einordnung der einzubeziehenden Ereignisse und Zustände, hierzu GRS-Gutachten, Kap. 3.1.3.

¹⁸³ GRS-Gutachten, Kap. 3.1.3.

¹⁸⁴ GRS-Gutachten, Kap. 2.2.

Für die Frage der tatbestandlichen Zuordnung der Sicherheitsebene 4 ist des weiteren nicht erheblich, dass es bislang bei der Implementierung „ein erhebliches Regelungsdefizit“ gibt.¹⁸⁵ Die Tatsache, dass das untergesetzliche Regelwerk teilweise noch keine hinreichenden Bewertungskriterien für Maßnahmen der Ebene 4 enthält, ist für die rechtliche Zuordnung der jeweiligen Maßnahme nicht von Bedeutung. Zwar mag die Erforderlichkeit von Schutzmaßnahmen das Bedürfnis einer untergesetzlichen Konkretisierung oder Standardisierung auslösen, nicht aber kann umgekehrt aus dem Fehlen oder einer unzureichenden untergesetzlichen Konkretisierung der Schluss gezogen werden, dass die jeweiligen Maßnahmen nicht der tatbestandlichen Schadensvorsorge zuzurechnen seien.

Die Differenzierung auf der Ebene 4 knüpft unter anderem an eine unterschiedliche Zielsetzung der Maßnahmen an. Während es bei den Ebenen 4a und b jeweils noch darum geht, den Eintritt eines Unfalles zu *verhindern*,¹⁸⁶ haben Maßnahmen der Ebene 4c zumindest auch das Ziel, die Auswirkungen eines Unfalles zu *begrenzen*.

Im Hinblick auf Maßnahmen der Unfallverhinderung erscheint die Zuordnung zum Bereich der tatbestandlichen Schadensvorsorge evident. Ausgehend von dem verfassungsrechtlichen Grundsatz „bestmöglicher Gefahrenabwehr und Risikovorsorge“ ist das Ausmaß der Risikominderung für die Frage der Erforderlichkeit von entscheidender Bedeutung.¹⁸⁷ Eine erhebliche Reduzierung der Eintrittswahrscheinlichkeit oder des Schadensausmaßes von seltenen Ereignissen oder von Kernschmelzunfällen liegen deshalb im Bereich der tatbestandlichen Schadensvorsorge.

Dies gilt zunächst einmal uneingeschränkt für die Ebene 4a. Ausgehend von der Normstruktur des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG ist aus rechtlicher Sicht nicht erkennbar, warum die Auslegung gegen diese seltenen Ereignisse anders zu bewerten sein sollte, als die Auslegungsstörfälle der Ebene 3. Praktisch ist diese Ebene nämlich vollständig in das deterministische Sicherheitskonzept integriert, auch wenn es im einzelnen Unterschiede zu Vorsorgemaßnahmen der Ebene 3 gibt.¹⁸⁸ So will etwa auch *Breuer* den

¹⁸⁵ So Öko-Institut, S. 3.

¹⁸⁶ Durch Erreichung der Schutzziele Reaktivitätskontrolle, Brennelementkühlung und Barrierenintegrität, vgl. oben GRS-Gutachten Kap. 3.1.2.

¹⁸⁷ Zum Sicherheitsgewinn durch Maßnahmen der Ebene 4 vgl. GRS-Gutachten Kap. 6.

¹⁸⁸ So ist etwa auf der Ebene 4 kein quantitatives radiologisches Schutzziel angegeben, vgl. GRS-Gutachten, Kap. 3.1.1.

Flugzeugabsturz als Auslegungsstörfall anerkennen.¹⁸⁹ Das Bundesverwaltungsgericht hat in der Ahaus-Entscheidung unter Bezugnahme auf Gutachten im Genehmigungsverfahren als Störfall offenbar auch den Flugzeugabsturz verstanden.¹⁹⁰ Auch in verschiedenen Genehmigungsbescheiden wird der Flugzeugabsturz als Störfall eingeordnet.

Entgegen der teilweise in der Genehmigungspraxis anzutreffenden Auffassung gehören die Sicherheitsmaßnahmen der Ebene 4a somit zur tatbestandlichen Schadensvorsorge und nicht zur „Restrisikominimierung“.

Das Ziel der Unfallverhinderung liegt auch den Maßnahmen der Ebene 4b zugrunde. Anders ist dies bei der Ebene 4c, die auch die Auswirkungsbegrenzung zum Gegenstand hat.

Im Hinblick auf Maßnahmen der Auswirkungsbegrenzung könnte die Zuordnung zur tatbestandlichen Schadensvorsorge in Zweifel gezogen werden. Nun ist allerdings aus der Perspektive des Schutzzweckes des Atomgesetzes entscheidend, dass der Eintritt von Schäden an den Schutzgütern des Gesetzes, also an Leib und Leben, verhindert wird. Auch die Maßnahmen der Ebene 4 sind insgesamt darauf gerichtet, radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung in der Umgebung eines Kernkraftwerkes zu begrenzen.¹⁹¹ Aus der Perspektive des Schutzzweckes des Gesetzes sind deshalb Maßnahmen, die die Auswirkungen eines Unfalls begrenzen, grundsätzlich nicht anders zu bewerten als Maßnahmen die den Eintritt eines Unfalls verhindern. Dies gilt jedenfalls für solche Maßnahmen, die innerhalb der Anlage getroffen werden und damit nicht dem Bereich des anlagenexternen Katastrophenschutzes zuzurechnen sind.

Auch aus tatsächlicher Sicht ist die Abgrenzung schwierig, da zwischen Maßnahmen der Unfallbeherrschung und Maßnahmen der Unfallfolgenminderung in der Praxis ein fließender Übergang besteht.¹⁹² So weist *Birkhofer* darauf hin, dass „Schutzmaßnah-

¹⁸⁹ *Breuer*, NVwZ 1990, S. 216.

¹⁹⁰ BVerwG, Urt. v. 11.5.1989, E 82, 61 (73 f.) = NVwZ 1989, S. 1163 (1167); ebenso: *Cloosters*, S. 47 Fn. 24. Ebenso in der Entscheidung zum KKW Lingen vom 12.7.1993: „Über die Auslegung des Kernkraftwerkes gegen Störfälle, einschließlich der Folgen eines Flugzeugabsturzes, ist, (...) endgültig entschieden“, NVwZ-RR 1994, S. 16. Anders: VGH München, Urt. v. 27.11.1990, 22 A 88.40108, NVwZ 1991, S. 903 (904), vgl. oben Fn. 81.

¹⁹¹ GRS-Gutachten, Kap. 3.1.1.

¹⁹² Deutsche Risikostudie Phase B, Zusammenfassende Darstellung, S. 59.

men möglichst weit ins Vorfeld der Schadensentstehung zu verlagern sind," weshalb es wichtig sei „Notfallmaßnahmen nicht erst als Teil des Katastrophenschutzes zu ergreifen, wenn Unfallauswirkungen außerhalb der Anlage zu befürchten sind, sondern bereits möglichst frühzeitig innerhalb der Anlage.“¹⁹³ Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes haben also sowohl einen präventiven, unfallverhindernden,¹⁹⁴ als auch einen auswirkungsbegrenzenden¹⁹⁵ Charakter. Aus rechtlicher Sicht sind beide Maßnahmetypen also darauf gerichtet, den Eintritt – von bis dahin noch nicht eingetretenen – Schäden zu verhindern.¹⁹⁶ Daher ist es konsequent, auch die Maßnahmen der Ebene 4c dem atomrechtlichen Vorsorgetatbestand zuzurechnen.¹⁹⁷ Auch Maßnahmen gegen die Auswirkung von Kernschmelzunfällen sind damit im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren als Problem der Anlagenauslegung zu behandeln. Auch hier gilt, dass der entscheidende Steuerungsmaßstab in der atomrechtlichen Vorsorgenorm zu finden ist und nicht außerhalb dieser.

Schließlich wird diese Auffassung auch durch ein Blick in das Immissionsschutzrecht bestätigt. Dort werden als Genehmigungsvoraussetzung in § 3 Abs. 3 StörfallVO auch Maßnahmen der Störfallauswirkungsbegrenzung verlangt. Nach der herrschenden Auffassung in der immissionsschutzrechtlichen Literatur und nach der Rechtsprechung handelt es sich dabei um eine Konkretisierung der immissionsschutzrechtlichen Abwehrpflicht des § 5 I Nr.1 BImSchG.¹⁹⁸ Es wäre daher wenig überzeugend, gerade im Atomrecht (interne) Störfallbegrenzungsmaßnahmen aus der tatbestandlichen Schadensvorsorge auszuscheiden.

¹⁹³ *Birkhofer*, 8. AtRS 1989, S. 53.

¹⁹⁴ Ausführlich *Birkhofer*, 8. AtRS 1989, S. 53 ff.

¹⁹⁵ Auf diese hebt offenbar in erster Linie *Rengeling*, DVBl. 1988, S. 258 f. ab.

¹⁹⁶ Vgl. auch *Lukes*, 8. AtRS 1989, S.68: „Schutzziel der Maßnahmen ist demnach die Verhinderung oder zumindest Begrenzung einer langfristigen Kontamination der Umgebung.“ Technisch gesprochen geht es hier also um die Verhinderung eines Anlagenschadenzustandes, vgl. hierzu oben, GRS-Gutachten 2.2.

¹⁹⁷ *Stötzel*, Schutzkonzepte, S. 210; *Heitsch*, 11. AtRS, S. 174 f. Zum anlageninternen Notfallschutz vgl. auch *Lukes*, 8. AtRS 1989, S. 73; vgl. bereits *Bender*, DÖV 1980, S. 637, der sogar anlagenexterne Katastrophenschutzmaßnahmen als Teil des Schadensvorsorgegebotes auffasst. Ähnlich auch *Gemmeke*, Nachträgliche Anordnungen, S. 282 ff., jedenfalls soweit das Ereignis aufgrund von Wahrscheinlichkeitserwägungen noch beachtlich ist. Wie bereits oben dargelegt, wird auch im Rahmen von Genehmigungsverfahren bei Maßnahmen der Ebenen 4b und c zunehmend eine an den Schutzziele orientierte Überprüfung der Eignung der Maßnahmen durchgeführt.

¹⁹⁸ OVG Lüneburg, DVBl. 1984, S.893; Landmann/Rohmer/*Hansmann*, Rn. 24; *Wietfeldt/Czajka*, in: *Feldhaus ImSchR*, StörfallVO, § 3 Rn. 21; *Feldhaus*, Wirtschaftsverwaltung 1981, S. 203. *Breuer*, WiVerw 1981, S. 240; vgl. auch ders., NVwZ 1990, S. 220. Zum Ganzen auch *Roller*, ZUR 2002, S. 30.

Zusammenfassend ist festzuhalten, dass Maßnahmen auf der 4. Sicherheitsebene insgesamt der atomrechtlichen Schadensvorsorge zuzuordnen sind.

IV. Die Umsetzung von Maßnahmen der 4. Sicherheitsebene durch nachträgliche Auflagen

A. Die Zulässigkeit nachträglicher Auflagen zur Umsetzung von Maßnahmen der Sicherheitsebene 4

Die bisherigen Ausführungen beziehen sich auf den Bereich der Schadensvorsorge und damit zunächst nur auf Neugenehmigungen und Änderungsgenehmigungen.

Eine andere Frage ist, in welchem Umfang derartige Maßnahmen bei bestehenden Anlagen verlangt werden können. Diese Frage ist durch die Einordnung der Maßnahmen in den Schadensvorsorgetatbestand nicht prejudiziert.

Nach der Vorschrift des § 17 Abs. 1 Satz 3 AtG sind nachträgliche Auflagen zulässig, soweit es zur Erreichung der in § 1 Nr. 2 und 3 bezeichneten Zwecke erforderlich ist. Zutreffend wird davon ausgegangen, dass nachträgliche Auflagen zur Erreichung der Schutzzwecke des § 1 Nr. 2 und 3 AtG im gesamten Bereich der erforderlichen Schadensvorsorge nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG zulässig sind.¹⁹⁹

Nun wird aber teilweise die Auffassung vertreten, dass nachträgliche Auflagen „im Restrisikobereich“ nicht zulässig seien. Da das Atomgesetz nicht verlange, dass jegliches Risiko ausgeschlossen sei könnten Sicherheitsdefizite, „die nach dem Maßstab der praktischen Vernunft hinzunehmen sind, weil sie dem sog. Restrisikobereich zugehören“ auch keine nachträglichen Auflagen rechtfertigen.²⁰⁰

Das OVG Lüneburg hat in einem Urteil zum Kernkraftwerk Brokdorf²⁰¹ ebenfalls die Auffassung vertreten, dass Maßnahmen zur Reduzierung des Restrisikos nicht durch nachträgliche Auflagen durchgesetzt werden könnten. Konkret ging es dort um die nachträgliche Auflage der Reparatur schadhafter Brennelement-Zentrierstifte.

¹⁹⁹ H.-P. Schneider, Verantwortung des Staates, S. 181; Wickel, Bestandsschutz, S. 194 f.; Gemmeke, Nachträgliche Anordnungen, S. 197 und 263 ff.; Böhm, 10. AtRS, S. 254 f.; OVG Lüneburg, NVwZ 1989, 1180 (1183); einschränkend Richter, S. 80 f.

²⁰⁰ Sendler, DÖV 1992, S. 184.

²⁰¹ OVG Lüneburg, DVBl. 1989, 1106 (1110) – Brokdorf (Zentrierstifte) mit Anmerkung Steinberg/Hartung.

Nun wurde aber bereits ausführlich dargelegt, dass es im Rahmen des Ermessens eine Restrisikominimierung nicht mehr geben kann.²⁰² Die vom OVG Lüneburg in Bezug genommenen Maßnahmen waren in Wahrheit solche der Schadensvorsorge, die, selbstverständlich soweit sie rechtmäßig sind, auch durch nachträgliche Auflagen durchgesetzt werden können. Entscheidend für die rechtliche Zulässigkeit nachträglicher Auflagen ist deshalb nicht ihre Einordnung in einen Risikobereich, sondern die Beantwortung der Frage, ob sie sicherheitstechnisch erforderlich und – soweit Maßnahmen der Risikovorsorge betroffen sind – verhältnismäßig sind oder nicht.²⁰³

Da nach hier vertretener Auffassung Maßnahmen der 4. Sicherheitsebene der tatbestandlichen Schadensvorsorge zuzuordnen sind, kommt grundsätzlich auch ihre Umsetzung durch nachträgliche Auflagen in Betracht. Tatsächlich gibt es hierfür auch Beispiele aus der Praxis.

Nun wird allerdings auch die Auffassung vertreten, dass nachträgliche Auflagen im Bereich der tatbestandlichen Risikovorsorge ebenfalls nicht ausnahmslos zulässig seien, sondern dass auch insoweit nach dem Anlass der nachträglichen Auflage zu fragen sei. Umstritten ist insbesondere, ob nachträgliche Auflagen dann statthaft sind, wenn die Behörde ihre Sicherheitsphilosophie ändert. Diese Frage wurde in der älteren Literatur überwiegend bejaht,²⁰⁴ in der jüngeren eher verneint.²⁰⁵ Ob es sich bei der Entwicklung der 4. Sicherheitsebene im Rahmen des kerntechnischen Schutzkonzeptes überhaupt um eine Änderung – oder besser: Weiterentwicklung – der behördlichen Sicherheitsphilosophie handelt, ist aber fraglich. Es handelt sich offenkundig nicht um eine bloße Änderung der behördlichen Auffassung über das hinzunehmende Restrisiko, sondern um eine umfassende Weiterentwicklung der wissenschaftlichen und technischen Erkenntnisse im Rahmen der internationalen Reaktorsicherheitsdiskussi-

²⁰² Oben II D.

²⁰³ Hieran bestanden möglicherweise in dem vom OVG Lüneburg entschiedenen Fall Zweifel: Ausdrücklich stellt das OVG nämlich fest, dass Gegenstand der nachträglichen Auflage eine Reparatur der Zentrierstifte auch für den Fall gewesen sei, dass „nach gutachterlicher Beurteilung die Sicherheit des weiteren Anlagenbetriebs nicht in Frage gestellt ist. Eine Verpflichtung der Kl. soll mithin auch für den Fall bestehen, dass die Reparatur nicht erforderlich ist, um die erforderliche Vorsorge gegen Schäden sicherzustellen.“ (DVBl. 1989, S. 1110). Es ermangelte hier der nachträglichen Auflage also nicht, wie das OVG meint, einer Rechtsgrundlage, sondern gegebenenfalls war die Auflage nicht erforderlich und damit unverhältnismäßig.

²⁰⁴ *Fischerhof*, AtG, § 17 Rn. 9; *Backherms*, 6. AtRS 1979, S. 177-178; *Schmieder*, S. 123 f.; *Ronellenfitsch*, Genehmigungsverfahren, S. 383; *Haedrich*, AtG, § 17 Rn. 7 d) bb); *H.-P. Schneider*, Verantwortung des Staates, S. 156.

²⁰⁵ *Richter*, S. 80 f.; *Bender*, DÖV 1988, S. 816; *Sendler*, DÖV 1992, S. 184.

on. Dieser Fall ist deshalb eher der in der Literatur diskutierten Kategorie der Änderung des Standes von Wissenschaft und Technik zuzuordnen.²⁰⁶ Es ist allgemein anerkannt, dass in diesem Fall eine Umsetzung neuer Erkenntnisse auch für bestehende Anlagen zulässig ist.²⁰⁷

Allerdings ist einzuräumen, dass die Grenze dieser beiden Kategorien fließend ist. Dies hängt zunächst einmal mit dem Begriff der „Sicherheitsphilosophie“ selbst zusammen, der seinerseits nur schwammige Konturen hat. Nach verbreiteter Auffassung liegt eine Änderung der „Sicherheitsphilosophie“ dann vor, wenn die Exekutive ohne Änderung der äußeren Tatsachen und ohne Änderung des Erkenntnisstandes ein bisher von ihr nicht für vorsorgebedürftig gehaltenes Risiko nunmehr aufgrund einer Änderung ihres Bewertungskonzeptes für vorsorgebedürftig hält.²⁰⁸ Damit geht es im Kern um eine Änderung der Rechtsauffassung der Behörde;²⁰⁹ sie legt die einschlägigen Vorschriften nunmehr anders aus, indem sie ihre Auffassung von der zulässigen Größe des „Restrisikos“ ändert. Um einen solchen Fall geht es hier offenkundig nicht.

Demgegenüber geht eine weitere Auffassung von einem umfassenderen Verständnis des Begriffs der „Sicherheitsphilosophie“ aus, welches die Gesamtheit der Risikoermittlungs- und -bewertungsmethoden erfasst²¹⁰ und damit letztlich das, was abstrakt im kerntechnischen Regelwerk und konkret in der jeweiligen Genehmigung festgelegt wird.²¹¹ Diese Festlegungen sind aber selbstverständlich von der wissenschaftlichen und technischen Entwicklung abhängig. Weltweite Betriebserfahrungen, Auswertungen von Ereignisabläufen, neue Erkenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung, probabilistische Studien: All dies fließt in das sich fortentwickelnde Regelwerk ein. Wenn man mit *Ossenbühl* der Auffassung ist, dass es hier eine Zone des Risikobereichs in dem sich „die Rationalität der Risikoermittlung und -bewertung weitgehend auflöst und mit gegriffenen Größen und groben Abschätzungen gearbeitet werden muss“²¹² dann mag dies durchaus zutreffen. Wie die Entwicklung der Sicherheitsebene 4 zeigt, bedeutet

²⁰⁶ Ebenso: *Gemmeke*, Nachträgliche Anordnungen, S. 276.

²⁰⁷ *Ronellenfitsch*, Genehmigungsverfahren, S. 383; *Haedrich*, AtG, § 17 Rn. 7 d) aa). *Raetzke*, Veränderungsgenehmigung S. 232 ff.

²⁰⁸ *Schmieder*, S. 125; *Backherms*, 6. AtRS 1979, S. 177; *Richter*, S. 80; *Wagner*, DÖV 1987, S. 527, Fn. 18; *Schattke*, atw 1988, S. 414 ff.

²⁰⁹ So ausdrücklich *Richter*, S. 80.

²¹⁰ *Sellner*, FS für Sandler, S. 344; *Roßnagel*, UPR 1993, S. 129-130.

²¹¹ So auch *Ossenbühl*, Bestandsschutz und Nachrüstung von Kernkraftwerken, S. 64 ff.

²¹² *Ossenbühl*, Bestandsschutz, S. 68.

dies aber keineswegs, dass nicht auch in diesem Risikobereich praktikable Vorsorgeanforderungen entwickelt werden könnten. Die Befürchtung, dass aufgrund des Beurteilungsspielraums der Verwaltung im Bereich der Festlegung des erforderlichen Vorsorgeniveaus und damit der Restrisikogrenze eine „offene Flanke des Rechtsstaats“ liege, wird gerade durch die Steuerung dieses Beurteilungsspielraums durch die Entwicklung allgemeiner Standards abgemildert. Jedenfalls solche Vorsorgeanforderungen, die sich aus dem kerntechnischen Regelwerk ergeben – und nur um die geht es hier – können daher im Grundsatz auch durch nachträgliche Auflagen bei bestehenden Anlagen, unter Berücksichtigung des Verhältnismäßigkeitsgrundsatzes, durchgesetzt werden.²¹³ In diesem Zusammenhang ist es insbesondere bei Altanlagen auch zulässig und geboten, eine schutzzielorientierte Betrachtungsweise anzustellen.²¹⁴

B. Verhältnismäßigkeit

Die Verhältnismäßigkeit als Grenze von Vorsorgemaßnahmen wurde bereits oben behandelt. Im Rahmen nachträglicher Auflagen gelten diese Ausführungen entsprechend.

Die Kosten einer Maßnahme können zum einen im Rahmen der Erforderlichkeitsprüfung eine Rolle spielen, wenn mehrere gleichwertige Maßnahmen zur Verfügung stehen.

Die Verhältnismäßigkeitsabwägung im engeren Sinne erfordert bei nachträglichen Auflagen – jedenfalls bei Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 – ebenfalls eine Abwägung von Kosten und Nutzen der Maßnahme. Kostenerwägungen sind dabei stets ins Verhältnis zu dem möglichen Sicherheitsgewinn zu setzen. Dabei können Kostenerwägungen unter Umständen selbst dann kein Argument gegen die Anordnung einer Maßnahme sein, wenn sich der Sicherheitsgewinn nicht genau beziffern lässt.²¹⁵

²¹³ So bereits *Roller*, Genehmigungsaufhebung, S. 120 ff. Dieses Ergebnis wird teilweise auch unabhängig davon vertreten, ob man an der bisherigen Konzeption des Versagungsermessens festhält, vgl. etwa *Hart*, S. 99 f.: Auflagen auch im gesamten Bereich der Restrisikoreduzierung zulässig, soweit sie verhältnismäßig sind.

²¹⁴ *Hart*, S. 92.

²¹⁵ BVerwG, Urt. v. 19.1.1989, Neckarwestheim, NVwZ 1989, 864 (867) – 2 Mio. DM für bewaffneten Werkschutz jährlich.

V. Zusammenfassung

- (1) § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG verlangt umfassende Vorsorge gegen Schäden. Der Tatbestand dieser Norm erfasst sowohl die Gefahrenabwehr im klassischen Sinne, als auch eine darüber hinausgehende umfassende Risikovorsorge. Seit dem Wyhl-Urteil des Bundesverwaltungsgerichts im Jahre 1985 ist diese Auslegung der Norm weitgehend anerkannt. Die Rechtsprechung des 11. Senats des Bundesverwaltungsgerichts hat hieran festgehalten.
- (2) Trotz des weiten Normverständnisses herrscht Unklarheit darüber, ob auch die sogenannten auslegungsüberschreitenden Ereignisse im Rahmen der tatbestandlichen Schadensvorsorge zu berücksichtigen sind. Es wird die Auffassung vertreten, dass Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse nur als Restrisikominimierung im Rahmen des Versagungsermessens, nicht aber im Rahmen der tatbestandlichen Schadensvorsorge verlangt werden könnten. Darüber hinaus wird, weitergehend, auch die Auffassung vertreten, es handele sich bei der Restrisikominimierung – etwa im Bereich des anlageninternen Notfallschutzes – um freiwillige Maßnahmen der Betreiber, für deren Durchsetzung es keine rechtliche Handhabe gebe.
- (3) Diese Auffassungen sind abzulehnen. Im Rahmen des behördlichen Versagungsermessens ist für sicherheitsgerichtete Risikovorsorgemaßnahmen kein Platz. Dies ergibt sich verfassungsrechtlich schon daraus, dass das Versagungsermessen eine Auffanglinie für „unvorhergesehene“ Entwicklungen darstellt, nicht aber die Funktion eines systematischen Vorsorgeinstruments haben kann. Nach dem Stand von Wissenschaft und Technik für erforderlich gehaltene, im geltenden Regelwerk vorgesehene Vorsorgemaßnahmen sind daher Teil der tatbestandlichen Schadensvorsorge und nicht einer Restrisikominimierung nach Ermessenserwägungen. Dies gilt unabhängig davon, welcher Ebene des gestaffelten Schutzkonzeptes die jeweilige Maßnahme oder das Ereignis zugeordnet ist.
- (4) Nur diese Auslegung verträgt sich auch mit dem vom Bundesverfassungsgericht aufgestellten Maßstab des dynamischen Grundrechtsschutzes. Im Hinblick auf das Bestimmtheitserfordernis der Verfassung hat das Gericht die weithin unbestimmten Rechtsbegriffe der atomrechtlichen Genehmigungsnorm deshalb nicht beanstandet, weil die in die Zukunft offene Fassung des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG einem dynamischen Grundrechtsschutz diene. Sie helfe, den Schutzzweck des Gesetzes *jeweils*

bestmöglich zu verwirklichen. Demgegenüber würde die gesetzliche Fixierung eines bestimmten Sicherheitsstandards die technische Weiterentwicklung und die jeweils angemessene Sicherung der Grundrechte eher hemmen als fördern. Nur eine laufende Anpassung der für eine Risikobeurteilung maßgeblichen Umstände an den jeweils neuesten Erkenntnisstand vermöge dem Grundsatz einer bestmöglichen Gefahrenabwehr und Risikovorsorge zu genügen. Es widerspricht diametral diesem Verständnis, die atomrechtliche Schadensvorsorgenorm an das statische Konzept der Auslegungstörfälle zu binden, und die Entwicklung neuer Erkenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung, die seit vielen Jahren zu einer sowohl abstrakt-generellen Verbesserung des Reaktorschutzes in den geltenden Regelwerken führte, als auch in konkrete Anlagennachrüstungen mündete, außerhalb dieser Norm im Bereich des behördlichen Versagungsermessens anzusiedeln.

- (5) Es verstößt auch gegen den Grundsatz der Rechtssicherheit, die Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse einer rechtlichen Grauzone zu überantworten. Aus diesem Grund ist erst recht die Auffassung zurückzuweisen, wonach Restrisikominimierungsmaßnahmen durchweg rein freiwillige Maßnahmen der Betreiber darstellen.
- (6) Diese Auffassung wird durch den 1994 eingefügten und inzwischen wieder aufgehobenen § 7 Abs. 2a nicht in Frage gestellt. Mit § 7 Abs. 2 a wurde ein Teilbereich der atomrechtlichen Schadensvorsorge, der bereits in Abs. 2 Nr. 3 enthalten war, lediglich im Hinblick auf den Bestandsschutz für Altanlagen und den Drittschutz modifiziert. Daraus lässt sich nicht der Schluss ziehen, die von Abs. 2 a erfassten Maßnahmen seien nicht bereits zuvor von Abs. 2 erfasst gewesen. Mit der Aufhebung der Norm wird der Rechtszustand wieder herbeigeführt, der vor der Gesetzesänderung 1994 bestand. Eine Verkürzung der Reichweite der erforderlichen Schadensvorsorge des § 7 Abs. 2 Nr. 3 ist damit nicht verbunden.
- (7) In der Praxis wird die von § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG geforderte Schadensvorsorge durch ein vierstufiges Sicherheitskonzept verwirklicht, welches sowohl deterministische als auch probabilistische Elemente enthält. Dabei dienen die ersten drei Sicherheitsebenen der Störfallverhinderung (Ebenen 1 und 2) bzw. der Störfallbeherrschung (Ebene 3), die Ebene 4 dient der Risikominderung von auslegungsüberschreitenden Unfällen. Ebene 1 kennzeichnet den Normalbetrieb der Anlage, Ebene 2 die sogenannten Betriebsstörungen. Die Beherrschung von Ausle-

gungstorfällen durch das Reaktorschutzsystem und die sonstigen Sicherheitseinrichtungen ist der Ebene 3 zugeordnet. Die vierte Ebene wird weiter unterteilt in die Ebenen 4a-c, wobei die Ebene 4a die Beherrschung spezieller, sehr seltener Ereignisse umfasst, die Ebene 4b der Vermeidung von Kernschäden bei Nichtbeherrschung von Störfallabläufen dient und die Ebene 4c die Schadensminderung bei aufgetretenen Kernschäden zum Ziel hat.

- (8) Im allgemeinen wird davon ausgegangen, dass die Ebenen 1 bis 3 rechtlich der tatbestandlichen Schadensvorsorge zuzuordnen sind. Die Beherrschung der deterministisch festgelegten Auslegungstorfälle, ist dabei zur Störfallverhinderung zwingend und deshalb innerhalb der Schadensvorsorge – sofern man hier differenzieren will – dem Bereich der obligatorischen Gefahrenabwehr zuzuordnen. Die Beherrschung der Auslegungstorfälle ist somit zwingend erforderlich und vermittelt auch Drittschutz. Die Nichtbeherrschung eines Auslegungstorfalles begründet deshalb auch eine Gefahrenlage, die zum nachträglichen Einschreiten der Aufsichtsbehörden berechtigt.
- (9) Allerdings fließen auch auf der Sicherheitsebene 3 heute probabilistische Erwägungen ein, die die deterministische Herangehensweise ergänzen. Solche zusätzlichen Maßnahmen, die einen Sicherheitsgewinn gegenüber dem deterministischen Konzept bringen, können nicht ausnahmslos der obligatorischen Gefahrenabwehr zugeordnet werden, sondern können auch in den Bereich der Risikovorsorge hineinreichen, bei denen Verhältnismäßigkeitserwägungen eine Rolle spielen.
- (10) Auch die Maßnahmen der Sicherheitsebene 4 sind der tatbestandlichen Vorsorge zuzuordnen. Maßnahmen, die das Ziel haben, „bestmögliche Gefahrenabwehr und Risikovorsorge“ im Sinne des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG zu verwirklichen, gehören grundsätzlich zum Bereich der Schadensvorsorge. *Erforderliche* Sicherheitsmaßnahmen können deshalb niemals *außerhalb* des Schadensvorsorgetatbestandes liegen. Die Frage, ob eine Maßnahme nicht als Schadensvorsorgemaßnahme anzusehen ist, kann sich überhaupt nur dann stellen, wenn das Ergebnis einer behördlichen Überprüfung ergibt, dass eine Maßnahme nicht erforderlich ist. Dies ist eine Frage der Rechtsanwendung, nicht aber der grundsätzlichen tatbestandlichen Zuordnung.
- (11) Auch die im Rahmen dieser Untersuchung hilfsweise angestellte Erwägung, für den Fall, dass man der hier vertretenen Auffassung nicht folgen will und an einer Rest-

risikominimierung im Rahmen des Versagungsermessens festhält, innerhalb der 4. Sicherheitsebene zu differenzieren und nur Maßnahmen der Ebenen 4a und 4b der tatbestandlichen Schadensvorsorge zuzuordnen, wurde letztlich verworfen. Dabei ist zum einen zu berücksichtigen, dass schon aus praktischer Sicht die Grenzen der 4 Sicherheitsebenen keineswegs so eindeutig sind, wie dies auf den ersten Blick erscheinen mag und insofern Differenzierungen nicht leicht zu begründen sind. Im Laufe der Untersuchung hat sich herausgestellt, dass in zahlreichen Fällen die Übergänge zwischen den Ebenen fließend sind.

(12) Auch eine Differenzierung nach unfallverhindernden und unfallfolgenbegrenzenden Maßnahmen ist im Ergebnis nicht gerechtfertigt. Das Ziel der Unfallverhinderung liegt den Maßnahmen der Ebenen 4 a und 4 b zugrunde. Anders ist dies bei der Ebene 4c, die auch die Auswirkungsbegrenzung zum Gegenstand hat. Gleichwohl ist eine Differenzierung im Hinblick auf die kategoriale Zuordnung der Maßnahmen abzulehnen. Zum einen besteht zwischen Maßnahmen der Unfallbeherrschung und Maßnahmen der Unfallfolgenminderung in der Praxis ein fließender Übergang. So haben Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sowohl einen präventiven, als auch einen auswirkungsbegrenzenden Charakter. Entscheidend ist aber, dass beide Maßnahmetypen darauf gerichtet sind, den Eintritt – von bis dahin noch nicht eingetretenen – Schäden zu verhindern. Ausgehend vom Schutzzweck des Atomgesetzes ist es daher konsequent, auch die Maßnahmen der Ebene 4c dem atomrechtlichen Vorsorgetatbestand zuzurechnen. Auch Maßnahmen gegen die Auswirkung von Kernschmelzunfällen sind damit im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren als Problem der Anlagenauslegung zu behandeln.

(13) Da nach hier vertretener Auffassung Maßnahmen der 4. Sicherheitsebene der tatbestandlichen Schadensvorsorge zuzuordnen sind, kommt grundsätzlich auch ihre Umsetzung durch nachträgliche Auflagen in Betracht. Die Entwicklung und Ausdifferenzierung der 4. Sicherheitsebene beruht auf einer Weiterentwicklung des wissenschaftlichen und technischen Erkenntnisstandes, der grundsätzlich auch zu nachträglichen Anforderungen an bestehende Anlagen berechtigt. Diese Anforderungen sind jedoch durch den Grundsatz der Verhältnismäßigkeit begrenzt.

Anhang

Tabelle: Einordnung der Sicherheitsebene 4 in den gesetzlichen Tatbestand des § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG
(bei zugrundegelegtem dreigliedrigen Normaufbau)

Tatbestandliche Schadensvorsorge		Ermessen
Gefahrenabwehr* Sicherheitsebene 3 praktische Vernunft, je-desto-Formel	Risikovorsorge** Sicherheitsebene 4a-c Verhältnis- mäßigkeit	hinzunehmendes Risiko keine Restrisiko- reduzierung im Rahmen des Versagungs- ermessens

Anmerkung: Der Übergang bei Sicherheitsebene 3 und 4a ist fließend, d.h. es kann sowohl Gefahrenabwehr als auch Risikovorsorge betroffen sein. Wenn man von einem zweigliedrigen Normaufbau ausgeht, entfällt diese Grenzlinie ohnehin.

* Grundlegende Sicherheitsanforderungen, die deterministisch festgelegt sind. Diese sind „kategorisch geboten“.

** Detailanforderungen sowie probabilistische Anforderungen. Probabilistische Anforderungen beziehen sich in der Praxis ergänzend auch auf die Ebene 3, insoweit ist dort die Anwendung des Verhältnismäßigkeitsgrundsatzes zulässig.

Literaturverzeichnis

- Backherms, J.*, Bestandsschutz und wesentliche Änderung, 1. Referat, in: Lukes (Hrsg.), Sechstes Deutsches Atomrechts-Symposium 1979, S. 173.
- Bender, Bernd*, Gefahrenabwehr und Risikovorsorge als Gegenstand nukleartechnischen Sicherheitsrechts, NJW 1979, S. 1425.
- ders.*, Nukleartechnische Risiken als Rechtsfragen, DÖV 1980, S. 633.
- ders.*, Abschied vom „Atomstrom“? DÖV 1988, S. 813.
- Bender, B./Sparwasser, R./Engel, R.*, Umweltrecht, 4. Aufl., 2000.
- Birkhofer, Adolf*, Anlageninterner Notfallschutz, 8. AtRS 1989, S. 41.
- ders.*, Sicherheitsphilosophie und Sicherheitsstandards im Atomrecht - aus vergleichender Perspektive, in: Ossenbühl (Hrsg.), Deutscher Atomrechtstag 2000, S. 28.
- Bochmann*, Gefahrenabwehr und Schadensvorsorge bei der Auslegung von Kernkraftwerken, in: 7. AtRS 1983, S. 17.
- Böhm, Monika*, Nachträgliche Anordnungen und Atomaufsicht in der Restlaufzeit, in: BMU/Koch/Roßnagel (Hrsg.), 10. AtRS 2000, S. 251.
- Breuer, Rüdiger*, Direkte und indirekte Rezeption technischer Regeln, AÖR 101 (1976), S. 46.
- ders.*, Gefahrenabwehr und Risikovorsorge im Atomrecht, DVBl. 1978, S. 835.
- ders.*, Anlagensicherheit und Störfälle - Vergleichende Risikobewertung im Atom- und Immissionsschutzrecht, NVwZ 1990, S. 211.
- ders.*, Probabilistische Risikoanalysen und Gentechnikrecht, NuR 1994, S. 157.
- Cloosters, Wolfgang*, Sicherheitsstandards während der vereinbarten Restlaufzeiten, in: Ossenbühl (Hrsg.), Deutscher Atomrechtstag 2000, S. 48.
- Czajka, Dieter*, Der Stand von Wissenschaft und Technik als Gegenstand richterlicher Sachaufklärung, DÖV 1982, S. 99.
- ders.*, Inhalt und Umfang der richterlichen Kontrolle im technischen Sicherheitsrecht, ET 1981, S. 537.
- Darnstädt, Thomas*, Gefahrenabwehr und Gefahrenvorsorge, Diss., Frankfurt am Main, 1983.
- Degenhart, Christoph*, Aktuelle Tendenzen in der neueren Rechtsprechung zum Atomrecht, ET 1989, S. 750.
- Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH (Hrsg.), Deutsche Risikostudie Phase B, Zusammenfassende Darstellung, 1989.

- Feldmann, Franz Josef*, Schadensvorsorge gegen Störfälle und Unfälle bei der Auslegung von Kernkraftwerken, ET 1983, S. 385.
- ders.*, Schadensvorsorge im Teilgenehmigungsverfahren, ET 1984, S. 288.
- Fischerhof, Hans*, Deutsches Atomgesetz und Strahlenschutzrecht, 2. Aufl., Baden-Baden 1978.
- Gemmeke, Rolf*, Nachträgliche Anordnungen im Atomrecht, Berlin 1995.
- Greipl, Christian*: Schadensvorsorge und „Restrisiko“ im Atomrecht, DVBl. 1992, S. 598.
- Haedrich, Heinz* Atomgesetz, Kommentar, Baden-Baden 1986.
- Hahn, Lothar*, Technische Herausforderungen, in: BMU/Koch/Roßnagel (Hrsg.), 10. AtRS 2000, S. 197.
- Hanning, A./Schmieder, K.*, Gefahrenabwehr und Risikovorsorge im Atom- und Immissionsschutzrecht, DB 1977, Beil. Nr. 14, S. 1.
- Hansen-Dix, Frauke*, Die Gefahr im Polizeirecht, im Ordnungsrecht und im Technischen Sicherheitsrecht, 1982.
- Hansmann*, in: Landmann/Rohmer, Umweltrecht Bd. 2, Immissionsschutzrecht, 12. BImSchV.
- Hart, Peter*, Die Konkretisierung des Schutzzwecks des Atomgesetzes durch das Schadensvorsorgegebot, in: Pelzer (Hrsg.), Die Zweckbestimmungen des Atomrechts, Baden-Baden 1999.
- Heitsch, Christian*, Sicherheitsmaßstäbe in der Beendigungsphase, in: BMU/Koch/Roßnagel (Hrsg.), 11. Deutsches Atomrechts-Symposium, 2002, S. 167.
- Hirsch, G./Schmidt-Didczuhn, A.*, Gentechnikgesetz, Kommentar, München 1991.
- Hohlefelder, W.*, Zur Regelung der Gefahrenabwehr bei Kernenergieanlagen in der deutschen Rechtsordnung, ET 1983, S. 392.
- Kloepfer, Michael*, Umweltrecht, 2. Auflage, München 1998.
- Leiner, Wolfgang*, Zulässigkeit und Umfang nachträglicher Auflagen zur Anlagengenehmigung, NVwZ 1991, S. 844.
- Lukes*, Rechtsfragen im Zusammenhang mit dem anlageninternen Notfallschutz, in: Ahtes Deutsches Atomrechts-Symposium, 1989, S. 63.
- Marburger, Peter*, Der Verhältnismäßigkeitsgrundsatz bei der atomrechtlichen Schadensvorsorge, in: Siebtes Deutsches Atomrechts-Symposium 1983, S. 45.

- ders.*, Rechtliche Grenzen technischer Sicherheitspflichten, WiVerw 1981, S. 241.
- ders.*, Überlegungen zur Konkretisierung der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Schadensvorsorge im Atomrecht, ET 1984, S. 209.
- Nicklisch, Fritz*, Funktion und Bedeutung technischer Standards in der Rechtsordnung, BB 1983, S. 261.
- Obenhaus, W./Kuckuck, B.*, Funktion und Strukturmerkmale des Begriffs „Stand von Wissenschaft und Technik“ für die erforderliche Schadensvorsorge im Atomrecht, DVBl. 1980, S. 154.
- Öko-Institut, Vorschläge für geeignete Anforderungen an Einrichtungen der Sicherheitsebene 4 des mehrstufigen Sicherheitskonzeptes, Entwurf v. 6.12.2000.
- Ossenbühl, Fritz*, Kernenergie im Spiegel des Verfassungsrechts, DÖV 1981, S. 1.
- ders.*, Rechtsanspruch auf Erteilung atomrechtlicher Genehmigungen und Versagungsermessen, ET 1983, S. 665.
- ders.*, Vorsorge als Rechtsprinzip im Gesundheits-, Arbeits und Umweltschutz, NVwZ 1986, S. 161.
- ders.*, Urteilsanmerkung zu OVG NW, Beschl. v. 2.1.1990, DVBl. 1990, S. 600.
- ders.*, Bestandsschutz und Nachrüstung von Kernkraftwerken, 1994.
- Papier, Hans-Jürgen*, Genehmigung, Aufsicht, Nachrüstung, in: Lukes/Birkhofer (Hrsg.), Neuntes Deutsches Atomrechts-Symposium 1991, S. 209.
- ders.*, Untersuchungen im Bereich Genehmigung, Aufsicht, Nachrüstung, in: Lukes (Hrsg.), Reformüberlegungen zum Atomrecht, S. 111 ff., Köln u.a. 1991.
- Radkau, Joachim*: Aufstieg und Krise der deutschen Atomwirtschaft 1945-1975, Reinbek bei Hamburg 1983.
- Raetzke, Christian*, Die Veränderungsgenehmigung für Kernkraftwerke nach § 7 Atomgesetz, Berlin 2001.
- Rebentisch, Manfred*, Entwicklungen des Rechts der Atomanlagengenehmigung, RdE 1999, S. 21.
- Rengeling, Hans-Werner*, Probabilistische Methoden bei der atomrechtlichen Schadensvorsorge, Köln 1986.
- ders.*, Reaktorsicherheit: Vorsorge auch jenseits der praktischen Vernunft? DVBl. 1988, S. 258.

Renneberg, Wolfgang, Periodische Sicherheitsüberprüfung und der Grundsatz der Verhältnismäßigkeit bei der Nachrüstung von Kernkraftwerken, in: Steinberg (Hrsg.), Reform des Atomrechts, 1994, S. 119.

Richter, Bernhard, Nachrüstung von Kernkraftwerken, Köln 1985.

Roller, Gerhard, Der Gefahrenbegriff im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren, DVBl. 1993, S. 20.

ders., Genehmigungsaufhebung und Entschädigung im Atomrecht, Baden-Baden 1994.

ders., Genehmigung und Änderungsgenehmigung von Kernkraftwerken – Ein Beitrag zu den letzten beiden Novellen (1994 und 1998) des Atomgesetzes, DÖV 1998, S. 657.

ders., Auswirkungsbegrenzende Sicherheitsabstände bei Flüssiggasanlagen, Ein Beitrag zur Auslegung von § 3 Abs. 3 StörfallVO, ZUR 2002, S. 29.

Ronellenfitsch, Michael, Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren, Berlin 1983.

ders., Die Bewältigung der wissenschaftlichen und technischen Entwicklung durch das Verwaltungsrecht, DVBl. 1989, S. 851.

Rosin, Peter, in: Büdenbender/Heintschel v. Heinegg/Rosin, Energierecht I, Recht der Energieanlagen, Berlin/New York 1999.

Roßnagel, Alexander, Wie dynamisch ist der „dynamische Grundrechtsschutz“ des Atomrechts? NVwZ 1984, S. 137.

ders., Die rechtliche Fassung technischer Risiken, UPR 1986, S. 46.

ders., Sicherheitsphilosophien im Technikrecht am Beispiel des Atomrechts, UPR 1993, S. 129.

Roth-Stielow, Klaus, Grundrechtsverständnis des Parlamentarischen Rates und der Grundrechtsschutz beim Betrieb von Kernkraftwerken, EuGrZ 1980, S.

RSK, Abschlussbericht über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK, Empfehlung der v. 23.11.1988.

Sauer, Gustav: Risikobewertung im Verwaltungshandeln, in: J. Schneider (Hrsg.), Risiko und Sicherheit technischer Systeme, Basel 1991, S. 77.

Schattke, Herbert, Wechselbeziehungen zwischen Recht, Technik und Wissenschaft - am Beispiel des Atomrechts, in: Roßnagel (Hrsg.), Technik und Recht im Spannungsfeld der Kernenergiekontroverse, Opladen 1984, in: Recht und Technik, S. 100.

- ders.*, Rechtliche Grenzen des Ausstiegs aus der Kernenergienutzung, atw 1988, S. 411.
- Schmieder, Klaus*, Atomanlagengenehmigung und Bestandsschutz von Atomanlagen bei nachrückender Industrieansiedlung, 1977.
- Schneider, Hans-Peter*, Die Verantwortung des Staates für den sicheren Betrieb kerntechnischer Anlagen, in: Schneider/Steinberg, Schadensvorsorge im Atomrecht zwischen Genehmigung, Bestandsschutz und staatlicher Aufsicht, Baden Baden 1991, S. 115.
- ders.*, Kernenergieaufsicht zwischen Schadensvorsorge und Bestandsschutz, 9. Deutsches Atomrechts-Symposium 1991, S. 239.
- Schoch, Friedrich*, Rechtsfragen der Entschädigung nach dem Widerruf atomrechtlicher Genehmigungen, DVBl. 1990, S. 549.
- Sellner, Dieter*, Dieter, Gestuftes Genehmigungsverfahren, Schadensvorsorge, verwaltungsgerichtliche Kontrolldichte, NVwZ 1986, S. 616 ff.
- ders.*, Nachträgliche Auflagen und Widerruf der Genehmigung bei Kernenergieanlagen in: FS für Sandler, 1991, S. 339.
- Sandler, Horst*, Anwendungsfeindliche Gesetzesanwendung - Ausstiegsorientierter Gesetzesvollzug im Atomrecht, DÖV 1992, S. 181 ff.
- Smidt, D.* Verminderung des Restrisikos in DWR-Kernkraftwerken, atw 1976, S. 253.
- ders.*, Die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden, in: Sechstes Deutsches Atomrechts-Symposium, 1979, S. 39.
- Sommer, Herbert*, Praktische Vernunft beim kritischen Reaktor, DÖV 1981, S. 654.
- Sommer, Wolf-E.*, Zum Dosisgrenzwertkonzept des § 45 Strahlenschutzverordnung, DÖV 1983, S. 754.
- Steinberg, R./Hartung, S.*, Urteilsanmerkung zu OVG Lüneburg, Urt. v. 16.2.1989, DVBl. 1989, S. 1112.
- Steinberg, R./Roller, G.*, Atomrechtliche Schadensvorsorge und „Restrisiko“, in: Schneider/Steinberg, Schadensvorsorge im Atomrecht zwischen Genehmigung, Bestandsschutz und staatlicher Aufsicht, Baden-Baden 1991.
- Steinberg, R./Stötzel, M.*, Verfassungsrechtliche Probleme des § 7 Abs. 2a AtG, UPR 1997, S. 167.
- Steinkemper, Hubert*, Genehmigung, Aufsicht, Nachrüstung, in: Lukes/Birkhofer (Hrsg.), Neuntes Deutsches Atomrechts-Symposium 1991, S. 255.

- Stötzel, Matthias*, Kerntechnische Schutzkonzepte und atomrechtliche Anlagengenehmigung, 1998.
- Stür, B./Spreen, H.*, Ausstieg aus der Atomenergie – Das Beispiel Krümmel, NuR 1999, S. 16.
- Wagner, Hellmut*, Schadensvorsorge bei der Genehmigung umweltrelevanter Großanlagen, DÖV 1980, S. 269.
- ders.*, Ausstieg aus der Kernenergie durch Verwaltungsakt? DÖV 1987, S. 524.
- Wickel, Martin*, Bestandsschutz im Umweltrecht, Baden-Baden 1996.
- Wietfeldt/Czajka*, StörfallVO, in: Feldhaus, Immissionsschutzrecht, Band 1, Kommentar, 1997 (Loseblatt).
- Winter, Gerd*, Bevölkerungsrisiko und subjektives öffentliches Recht im Atomrecht, NJW 1979, S. 393.
- ders./Schäfer, Rüdiger*, Zur richterlichen Rezeption natur- und ingenieurwissenschaftlicher Voraussagen über komplexe technische Systeme am Beispiel von Kernkraftwerken, NVwZ 1985, S. 703.

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungsinstitute
85748 Garching b. München
Telefon +49 89 32004-0
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon +49 30 88589-0
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon +49 531 8012-0
Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de