



---

# Nationalfonds-Projekt Risk Based Regulation

## Vorwort für Fallstudienberichte

Zahlreiche Rechtsnormen bezwecken den Schutz von Mensch und Umwelt vor technischen Gefahren. Die verschiedenen rechtlichen Vorschriften folgen jedoch nicht einer einheitlichen Sicherheitsphilosophie. Häufig schreiben sie bestimmte Sicherheitsmassnahmen vor, die nicht unbedingt zweckmässig sind. Umgekehrt werden möglicherweise sinnvolle Massnahmen nicht verlangt. Insgesamt können sich daraus unterschiedliche Schutzniveaus sowie volkswirtschaftlich und ökologisch ineffiziente Lösungen ergeben.

Der risikobasierte Regelungsansatz versucht demgegenüber, die Gefahren unterschiedlicher technischer Aktivitäten nach einer kohärenten Philosophie und mit vergleichbaren Massstäben zu regeln. Er geht davon aus, dass Risiken nie völlig eliminiert, wohl aber bestmöglich reduziert werden können. Zu diesem Zweck werden mögliche Beeinträchtigungen probabilistisch-quantitativ in Form von Risiken dargestellt, was sie grundsätzlich vergleichbar macht. Die quantitative Darstellung macht zudem den Nutzen von Sicherheitsmassnahmen messbar. Dies erlaubt es, die letztlich begrenzten volkswirtschaftlichen Mittel für Sicherheitsmassnahmen so einzusetzen, dass mit dem geringsten Aufwand der grösstmögliche Sicherheitsgewinn bewirkt werden kann.

Der Ansatz erscheint grundsätzlich vernünftig. Im Zeitalter des globalen Standortwettbewerbs wird die Effizienz staatlicher Vorschriften und Massnahmen ein zentraler Standortvorteil. Zudem ist ein wirksamer Mitteleinsatz ein wesentliches Element auf dem Weg zur Nachhaltigkeit von Wirtschaft und Gesellschaft. Die Umsetzung des risikobasierten Ansatzes wirft freilich auch eine Reihe von rechtlichen und technischen Fragen auf.

Das Nationalfonds-Projekt "Risk Based Regulation" (1997 – 1999) setzte sich zum Ziel:

- das Konzept der "Risk Based Regulation" darzustellen,
- die damit verbundenen technischen und rechtlichen Fragen und Probleme zu diskutieren und Lösungen vorzuschlagen,
- anhand von Fallstudien zu prüfen, wie weit der Ansatz im schweizerischen Recht praktisch/rechtlich sinnvollerweise durchgeführt werden kann,
- entsprechende Empfehlungen und Vorschläge für Vorschriften und Vollzugspraktiken auszuarbeiten.

---

Die einzelnen Fallstudien:

Sicherheit beim Umgang mit Munition und Explosivstoffen im VBS	Eidg. Departement für Verteidigung, Bevölkerungsschutz und Sport, Generalstab, Bern
Explosivstoffsicherheit im zivilen Bereich	Bienz, Kummer & Partner AG, Zollikerberg
Sicherheit am Arbeitsplatz	Stiftung Risiko-Dialog, St. Gallen und Schweizerische Unfallversicherungsanstalt, Luzern
Unfallverhütung im nicht-beruflichen Bereich	Schweizerische Beratungsstelle für Unfallverhütung bfu, Bern, in Zusammenarbeit mit Ernst Basler + Partner AG, Zollikon/Zürich
Brandschutz	Schweizerisches Institut zur Förderung der Sicherheit, Zürich
Transport gefährlicher Güter	GRUNER AG, Ingenieure und Planer, Basel
Deponien und Altlasten, konventionell-toxische Abfälle	Thomas Flüeler, Umweltgutachten & -recherchen, Hausen AG
Endlager für radioaktive Abfälle	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle, NAGRA, Wettingen
Sicherheit in der Kernenergie	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK, Würenlingen, und Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH, D-Garching
Projektleitung	PD Dr. iur. Hansjörg Seiler, Juristische Forschung und Beratung, Münsingen
Wissenschaftliche Mitarbeit	Dr. Margareta Egli Steffen, Salavaux/Zürich Prof. Diemut Majer, D-Karlsruhe/Bern

Der vorliegende Bericht dokumentiert die Ergebnisse der Fallstudie Kernenergie.

---

# Inhaltsverzeichnis

## Teil I: Risikoorientierte Aufsicht über die Schweizer Kernanlagen

1	Einleitung .....	1
2	Bestehende Gesetzgebung und Vollzugspraxis .....	3
2.1	Einleitung .....	3
2.2	Wichtige Regelwerke und Richtlinien .....	6
2.2.1	Übersicht.....	6
2.2.2	Strahlenschutz .....	8
2.2.3	Reaktorsicherheit.....	9
2.3	Vollzugspraxis.....	11
2.3.1	Übersicht.....	11
2.3.2	Ausgewählte Beispiele der Vollzugspraxis .....	12
3	Sicherheitskonzept von Kernkraftwerken.....	18
3.1	Einleitung .....	18
3.2	Das Barrierenkonzept.....	19
3.3	Das gestaffelte Sicherheitskonzept (Defense in Depth).....	20
4	Methodik der Risikoanalyse für Kernkraftwerke .....	28
4.1	Einfaches Risikomodell .....	28
4.2	PSA Stufe 1 .....	30
4.3	PSA Stufe 2 .....	31
4.4	PSA Stufe 3 .....	33
4.5	Definition von Schadensindikatoren und Risikogrößen .....	35
4.6	Unsicherheiten.....	36
5	Anwendung der PSA in der Aufsicht über die Kernanlagen .....	39
5.1	Einhaltung internationaler Sicherheitsstandards .....	39
5.2	Identifikation risikowirksamer Nachrüstungen .....	40
5.2.1	Beispiel: Technische Massnahmen zur Begrenzung der Unfallkonsequenzen im KKW Beznau.....	41
5.3	Ermittlung von Risiken für Mensch und Umwelt.....	42
5.4	Sicherheit zukünftiger Kernanlagen.....	44
5.5	Umfassende Risikokontrolle mittels PSA ('Living-PSA').....	44
5.5.1	Momentane CDF .....	45
5.5.2	Importanzgrößen .....	46
5.5.3	Langfristige Sicherheitsplanung.....	46
5.5.4	Risikoorientierte Planung des Betriebs.....	47
5.5.5	Auswertung betrieblicher Erfahrungen .....	48
5.5.6	Einteilung von Komponenten in Risikokategorien .....	49
5.6	Verfahren und Kriterien für die risikoorientierte Aufsicht.....	50
5.6.1	“Risk-Informed Regulation” (USA).....	50
5.6.2	Risikobasierte Entscheidungsfindung (Schweiz).....	53

---

6	Risk-Based Regulation in der Kernindustrie: Bilanz und Ausblick.....	55
6.1	Schwierigkeiten für die Umsetzung von RBR in der Kernindustrie..	55
6.2	Erweiterung des Bezugsrahmens auf stromproduzierende Systeme..	57
6.2.1	Berücksichtigung des Nutzens .....	57
6.2.2	Vergleich mit anderen stromerzeugenden Systemen – Einbezug sämtlicher Risiken.....	58
6.3	Schluss .....	61
7	Literaturverzeichnis Teil I .....	62
	Anhang I: Liste der bisher veröffentlichten Richtlinien und Empfehlungen für schweizerische Kernanlagen.....	65

---

# Teil I: Risikoorientierte Aufsicht über die Schweizer Kernanlagen

Ulrich Schmocker und Patrick Meyer,  
Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, HSK

## 1 Einleitung

Seit der Einführung detaillierter Risikostudien (den sog. Probabilistischen Sicherheitsanalysen, PSA) und deren systematischen Anwendung für die sicherheitstechnische Bewertung von Kernanlagen entwickelt sich die Nuklearindustrie weltweit in Richtung einer risikobasierten Aufsicht. Die Erwartungen an den risikobasierten Ansatz sind Kosteneinsparungen seitens der Betreiber und eine effizientere und ausgewogenere Aufsicht im Sinne einer Gleichstellung verschiedenartiger Anlagen seitens der Behörden.

Eine umfassende "Risk-Based Regulation" (RBR) geht einen Schritt weiter und strebt eine Gleichstellung aller Risikoverursacher an. Dies bedeutet neue Herausforderungen für die Aufsicht. Im Bereich Kernenergie sind es vor allem folgende:

- Wie in keinem anderen Bereich stehen bei Kernkraftwerken grosse Unfälle (grosse Schäden) mit extrem kleinen Eintretenshäufigkeiten im Zentrum der Betrachtungen. Unfälle, bei denen die Gesundheit von Menschen ernsthaft gefährdet wird, haben gemäss den aktuellen Risikostudien für Kernkraftwerke (westlicher Bauart) eine Eintretenshäufigkeit von weniger als  $10^{-6}$  pro Jahr. Dies ist eine extrem kleine, kaum fassbare Häufigkeit, die sich der täglichen Erfahrung entzieht und statistisch nicht verifizierbar ist.
- Das Atomgesetz lässt Risikobetrachtungen grundsätzlich zu. Beim Vollzug des Atomgesetzes in der Aufsichtspraxis kommen jedoch eine Vielzahl zum Teil recht detaillierter Ausführungsregeln zur Anwendung, welche (einzeln oder in Kombination) nicht immer zu einem risikooptimalen Resultat führen.
- Kernkraftwerke wurden ursprünglich nach deterministischen Kriterien und nicht nach Risikokriterien ausgelegt, auch wenn die deterministischen Kriterien implizit teilweise Risikoaspekte berücksichtigen. Trotz der zunehmenden Bedeutung von Risikostudien in der Aufsicht bleiben die deterministischen Kriterien nach wie vor gültig, was eine "reine" Anwendung von RBR erschwert. Dort wo Ansätze zu RBR bereits existieren, beruhen diese (wie im Fall der US-amerikanischen Akzeptabilitätskriterien) auf Freiwilligkeit.
- Mit der PSA hat die Kernindustrie eine Methodik für die Erfassung und Bewertung der Risiken aus schweren Unfällen entwickelt. Eine rein risikobasierte

Aufsichtspraxis verlangt ein umfassendes, vollständiges, verifiziertes und validiertes PSA-Modell. Ein solches Unterfangen ist kaum zu realisieren. Aus diesem Grunde werden heute (und wurden bisher immer) die PSA-Ergebnisse und Erkenntnisse als unterstützende Elemente zur Entscheidungsfindung benutzt. Insbesondere die relative Risikobewertung von Änderungen hat sich in der Praxis bewährt und wird auch entsprechend häufig angewendet.

- Mit der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) werden in erster Linie vorgelagerte Risikogrößen wie die Kernschadenshäufigkeit und das Risiko für die Freisetzung radioaktiver Stoffe bestimmt. Auf Personen- und Sachschäden bezogene Risikogrößen können zwar mit der PSA bestimmt werden, sind jedoch mit grossen Unsicherheiten behaftet und haben deshalb für die sicherheitstechnische Optimierung (und somit für die Aufsicht) eine geringe Bedeutung.
- Obwohl die Kosten einer Behördenforderung im Entscheidungsprozess grundsätzlich berücksichtigt werden, existieren dazu in der Schweiz noch keine quantitativen Kriterien. Für die systematische Anwendung eines Kostenkriteriums in der Aufsicht müsste insbesondere auch eine (vom Betreiber) unabhängige Kostenschätzung vorgenommen werden. Anstelle des noch nicht vorhandenen, industrieübergreifenden Kostengrenzwertes könnten auch Erfahrungswerte benutzt werden.
- Der Begriff des Nutzens wird vom RBR-Ansatz kaum berücksichtigt. Das Risiko eines Kernkraftwerkes (pro Anlage) und das Risiko pro produzierte kWh elektrischer Energie bieten zwei verschiedene Beurteilungsmassstäbe.

Diese aus Sicht der schweizerischen Aufsichtsbehörde (HSK) verfasste Fallstudie (Teil I) wird im zweiten Teil ergänzt durch einen Beitrag aus deutscher Sicht (Gesellschaft für Reaktorsicherheit, GRS).

---

## 2 Bestehende Gesetzgebung und Vollzugspraxis<sup>1</sup>

### 2.1 Einleitung

In der Schweiz bilden das Atomgesetz (AtG) von 1959<sup>2</sup>, der Bundesbeschluss zum Atomgesetz von 1978<sup>3</sup> und das Strahlenschutzgesetz von 1991<sup>4</sup> die gesetzliche Grundlage für alle Tätigkeiten im Zusammenhang mit der Kernenergienutzung. Gestützt darauf wurden Verordnungen erlassen, welche die Ausführungsbestimmungen enthalten und unter anderem die Aufsicht über die Kernanlagen regeln.

Neu zu erstellende Kernanlagen benötigen eine Rahmenbewilligung, eine Bau- und eine Betriebsbewilligung. Die letzteren können in Teilbewilligungen aufgliedert werden. Bewilligungsbehörde ist der Bundesrat (in der Schweiz die Exekutive). Bewilligungsverfahren sind öffentlich. Nach heutigem Recht sind die Betriebsbewilligungen von Kernanlagen zeitlich nicht befristet, können aber aus politischen Gründen befristet werden, wie dies im Falle der Bewilligungen für die Anlagen Beznau II und Mühleberg geschah. Diese beiden Anlagen hatten aus historischen Gründen anfänglich eine befristete Bewilligung erhalten. Die 1992 für Mühleberg resp. 1994 für Beznau II erteilten Bewilligungen sind auf 10 Jahre befristet. Die Bewilligung für die Anlage Mühleberg wurde 1998 um weitere 10 Jahre verlängert und ist nun bis zum Jahre 2012 gültig. Eine Kurzbeschreibung des Bewilligungsverfahrens findet sich auf der nächsten Seite.

Die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) ist gemäss Aufsichtsverordnung vom 14. März 1983<sup>5</sup> Aufsichtsbehörde in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen. Als Aufsichtsbehörde ist die HSK gemäss Artikel 8 des Atomgesetzes befugt, jederzeit alle Anordnungen zu treffen, die zum Schutz von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern oder zur Wahrung der äusseren Sicherheit der Schweiz und der von ihr übernommenen völkerrechtlichen Verpflichtungen notwendig werden, sowie die Befolgung der Vorschriften und Anordnungen zu überwachen. Dies impliziert, dass der Betreiber einer Kernanlage einerseits die Strahlenschutzgrundsätze zu beachten (sowohl innerhalb wie ausserhalb der Anlage) und andererseits den bei der Betriebsbewilligung ausgewiesenen Sicherheitsstandard seiner Anlage während ihrer Lebensdauer zu halten und

---

1) Basierend auf [HSK 96]

2) Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie vom 23.12.1959 (Stand am 1. Januar 1996) (SR 723.0)

3) Bundesbeschluss zum Atomgesetz vom 6. Oktober 1978 (SR 723.01)

4) Strahlenschutzgesetz (StSG) vom 22.3.1991 (SR 814.50)

5) Verordnung betreffend die Aufsicht über Kernanlagen vom 14.3.1983 (SR 732.22)

### **Bewilligungsverfahren in der Schweiz**

Nach Artikel 4 Absatz 1 des schweizerischen Bundesgesetzes über die friedliche Verwendung der Atomenergie bedürfen die Erstellung und der Betrieb sowie jede Änderung des Zwecks, der Art und des Umfangs einer bestehenden Anlage einer Bewilligung. Zuständig für die Erteilung der Bewilligung ist der Bundesrat.

Atomrechtliche Bewilligungen sind nach Artikel 5 Absatz 1 des Atomgesetzes zu verweigern oder von der Erfüllung geeigneter Bedingungen und Auflagen abhängig zu machen, wenn dies notwendig ist

- zur Wahrung der äusseren Sicherheit der Schweiz
- zur Einhaltung der von ihr übernommenen völkerrechtlichen Verpflichtungen
- zum Schutz von Menschen, fremden Sachen oder wichtigen Rechtsgütern oder
- aus Gründen der Nichtverbreitung von Kernwaffen.

Ferner muss nach Artikel 5 Absatz 2 des Atomgesetzes die Bewilligung versagt werden, wenn

- der Gesuchsteller den vorgeschriebenen Versicherungs- oder Sicherstellungsschutz nicht nachweist
- die für die Leitung und Beaufsichtigung der Anlage verantwortlichen Personen nicht die erforderlichen Fachkenntnisse besitzen
- sonst keine volle Gewähr für die Einhaltung der gesetzlichen Bestimmungen, der Bedingungen oder Auflagen besteht.

Das Atomgesetz enthält keine Bestimmung zur Befristung atomrechtlicher Bewilligungen. Die Erteilung einer unbefristeten Bewilligung bedeutet nicht, dass der weitere Betrieb unkontrolliert erfolgt. Nach Artikel 8 des Atomgesetzes ist die Aufsichtsbehörde befugt, jederzeit Anordnungen zu treffen, die zum Schutz von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern notwendig sind.

Neben der atomrechtlichen Bewilligung bleiben die polizeilichen Befugnisse des Bundes und der Kantone, insbesondere mit Bezug auf Bau-, Feuer- und Gewässerpolizei und die Überwachung des Kriegsmaterials sowie die in anderen Erlassen vorgesehenen Massnahmen auf dem Gebiet der Ein-, Aus- und Durchfuhr vorbehalten (vgl. Artikel 4 Absatz 3 Atomgesetz).

Das Gesuch um Bewilligung zur Erstellung, zum Betrieb oder zur Änderung einer Atomanlage muss von einem ausführlichen technischen Bericht (Sicherheitsbericht) begleitet sein. Die Bewilligungsbehörde holt dazu ein Gutachten ein, welches sich darüber ausspricht, ob das Projekt alle zumutbaren Massnahmen zum Schutz von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern vorsieht. Ausserdem holt sie die Stellungnahme des Standortkantons ein (vgl. Artikel 7 Atomgesetz).

Die Begutachtung obliegt der HSK als Aufsichtsbehörde des Bundes in Bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen. Die verwaltungsunabhängige KSA gibt eine Stellungnahme zum Gesuch und zum Gutachten der HSK ab.

In der Schweiz sind bei neu zu errichtenden Kernanlagen die zum Zeitpunkt der Bewilligung gültigen Regelwerke und Richtlinien anzuwenden. Da der Stand von Wissenschaft und Technik einer ständigen Weiterentwicklung unterliegt, können bei anstehenden Bewilligungen für ältere Anlagen nicht in jedem Punkt die heutigen Anforderungen an neue Anlagen erfüllt werden.

In diesem Fall ist es Aufgabe der Aufsichtsbehörde zu prüfen, wie weit ältere Anlagen nachgerüstet werden müssen oder ob Abweichungen toleriert bzw. anderweitig kompensiert werden können. Als wichtige Beurteilungshilfen werden dabei auch die Ergebnisse von anlagenspezifischen Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) herangezogen.

wenn möglich zu verbessern hat. Neue Erkenntnisse sind zudem in angemessener Weise durch Nachrüstungen zu berücksichtigen.

Die Aspekte der Sicherung werden von der Sektion Nukleartechnologie und Sicherung des Bundesamtes für Energie (BFE) behandelt und begutachtet, und die Standortkantone sind für Baubewilligungsverfahren, Konzessionen für Gewässer- und Untergrundnutzung und Arbeitsrecht zuständig bzw. haben Mitspracherecht. Bund und Kantone nehmen bei ihren Tätigkeiten aufeinander Rücksicht.

Der Bundesrat als Bewilligungsinstanz hat ferner beratende Kommissionen eingesetzt. Besonders erwähnt sei die KSA (Kommission für die Sicherheit der Atomanlagen), die in enger Zusammenarbeit mit der HSK Projekte und Anlagen begutachtet.

## 2.2 Wichtige Regelwerke und Richtlinien

### 2.2.1 Übersicht

Für einzelne, auch Kernkraftwerke betreffende Fachgebiete bestehen Verordnungen des Bundesrates, die spezifische Bestimmungen enthalten. Beispiele sind die Strahlenschutzverordnung<sup>6</sup> (StSV), die Verordnungen für die Aufstellung und den Betrieb von Druckbehältern bzw. von Dampfkesseln und -gefässen<sup>7</sup> oder die Starkstromverordnung<sup>8</sup>. Sie bezwecken den Schutz der Bevölkerung, des Personals und den Schutz von Einzelpersonen bei der Benützung oder Bedienung bestimmter technischer Anlagen oder Apparate bzw. bei der Ausübung bestimmter Tätigkeiten. Infolge des grossen Inventars an radioaktiven Stoffen sind für Kernkraftwerke zusätzliche Vorschriften für den Schutz des Personals und der Umgebung notwendig.

Die für die Projektierung, Erstellung und den Betrieb von schweizerischen Kernkraftwerken geltenden Regelwerke können entsprechend ihrem Inhalt nach folgender Hierarchie eingestuft werden:

- Übergeordnete Regelwerke: Schutzziele und allgemeine Sicherheitsprinzipien
- Regeln für die Auslegung der Anlage und der wichtigsten Systeme
- Regeln für die Ausführung von Komponenten
- Regeln für den Betrieb

Die Grenzen zwischen den vier Kategorien können nicht scharf gezogen werden, und einzelne Regelwerke betreffen oft mehrere Kategorien.

Die **übergeordneten Regelwerke** enthalten Sicherheitsanforderungen und -kriterien, welche für Konzept und Auslegung von Kernkraftwerken sowie für den Schutz ihrer Umgebung und ihres Personals vor ionisierender Strahlung von übergeordneter Bedeutung sind. Grundlegende Anforderungen sind im Atomgesetz und im Strahlenschutzgesetz enthalten. Typische Beispiele solcher Regelwerke sind sodann auf dem Gebiet des Strahlenschutzes die StSV, die

---

6) Strahlenschutzverordnung (StSV) vom 22. Juni 1994 (Stand am 1. Januar 1996) (SR 814.501); Änderung vom 3. Juni 1996

7) Verordnung betreffend Aufstellung und Betrieb von Dampfkesseln und Dampfgefässen vom 9. April 1925 (SR 832.312.11);  
Verordnung betreffend Aufstellung und Betrieb von Druckbehälter vom 19. März 1938 (SR 832.312.12)

8) Verordnung über elektrische Starkstromanlagen (Starkstromverordnung) vom 30. März 1994 (SR 734.2)

---

Empfehlungen der "International Commission on Radiological Protection" (ICRP) und die Richtlinie R-11 (vgl. Anhang I). Für das Gebiet der Kerntechnik sind die NUSS-Codes der IAEA [IAEA 88] und die neuen "Basic Safety Principles" der "International Nuclear Safety Advisory Group" (INSAG), einem beratenden Gremium der IAEA, zu erwähnen. International stark beachtet und von spezieller Bedeutung für diejenigen schweizerischen KKW's, die mit amerikanischen Reaktoren ausgerüstet sind, sind auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit die "General Design Criteria" (GDC) der amerikanischen Sicherheitsbehörde (NRC), welche in den USA als Bestandteil des "Code of Federal Regulations" (CFR) Verordnungscharakter haben. In der Schweiz gehört zu dieser Kategorie teilweise auch die Richtlinie R-101.

Die **Auslegungsregeln** können Themen technischer oder organisatorischer Natur zum Gegenstand haben. Im Allgemeinen enthalten sie technische Bestimmungen, wie die Zielsetzungen und Kriterien der übergeordneten Regelwerke erfüllt werden können. Typische Beispiele sind die "NUSS Safety Guides" der IAEA<sup>9</sup> und die Regulatory Guides der NRC, die Notkühlregeln 10 CFR 50.46 der NRC sowie die meisten Richtlinien der HSK. Die Auslegungsregeln werden üblicherweise von den Sicherheits- bzw. Aufsichtsbehörden festgelegt.

Die **Ausführungsregeln** können generell auch als "anerkannte Regeln der Technik" bezeichnet werden. Es handelt sich vornehmlich um Vorschriften, Standards oder Empfehlungen für Konstruktion, Werkstoffe, Fertigung oder Bau, Berechnung und Prüfung, fallweise auch für Abnahme von Komponenten und Baustrukturen. Typische Beispiele sind der "Boiler and Pressure Vessel Code" der "American Society of Mechanical Engineers" (ASME), die Standards des amerikanischen "Institute of Electrical and Electronics Engineers" (IEEE) und der "International Electrotechnical Commission" (IEC), gewisse Festlegungen sowie die Technischen Vorschriften des Schweizerischen Vereins für Technische Inspektionen (SVTI) und die Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architekten-Vereins (SIA) oder des Deutschen Institutes für Normung (DIN). Die in Deutschland geltenden Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) sind zum Teil stark auf deutsche Reaktorkonzepte ausgerichtet; sie werden in der Schweiz für Teilaspekte angewandt. Diese Regelwerke werden üblicherweise von Fachgremien erarbeitet und in vielen Fällen von den Behörden für verbindlich erklärt.

Die **Regeln für den Betrieb** von Kernkraftwerken haben zum Teil Auswirkungen auf die Auslegung einer Anlage, weshalb hier als wichtige Beispiele die "NUSS Safety Guides" für den Betrieb, die StSV und die Richtlinien R-11, R-17 und R-15 genannt werden.

---

9) IAEA Safety Series No. 50-SG. Safety Guides (1979 - 1992), z.Z. in Überarbeitung

Die **Richtlinien** für schweizerische Kernanlagen können je nach Inhalt und Zielsetzung sowohl übergeordneten Charakter als auch spezifische Auslegungs- und Ausführungsbestimmungen enthalten. Sie wurden aufgestellt, um für ausgewählte Sachgebiete, bei denen Unterschiede in den Auffassungen der Behörden von für die Kerntechnik massgebenden Ländern zutage traten, durch eigene Kriterien den Standpunkt der schweizerischen Behörde klarzulegen. Die meisten Richtlinien binden nur die HSK selbst und die nachgeordneten Organisationen, die – vertraglich festgelegt – mit Aufsichtstätigkeiten betraut sind. Einzelne Richtlinien, insbesondere solche, die das Aufsichtsverfahren festlegen, sind hingegen bindend. Dazu gehört beispielsweise die Richtlinie R-15 über die “Berichterstattung über den Betrieb der Kernkraftwerke”. Wesentlich ist, dass die in den Richtlinien verfolgten oder ausgedrückten Ziele erreicht werden. Die Richtlinien sind im Lauf der Jahre aus der Aufsichtspraxis heraus entstanden. Sie werden ständig überprüft und bei Bedarf revidiert. Richtlinien werden einer Vernehmlassung im Kreis der Benutzer – Kernkraftwerksbetreiber, Industrie, Ingenieurfirmen – unterworfen. Im Anhang I befindet sich eine Liste der heute veröffentlichten Richtlinien.

## 2.2.2 Strahlenschutz

Gemäss Strahlenschutzgesetz ist jeder Inhaber einer Atomanlage verpflichtet, Strahlenschutz auszuüben. Das Gesetz enthält u.a. folgende allgemeine Verpflichtungen:

- Artikel 8: Rechtfertigung der Strahlenexposition

Eine Tätigkeit, bei der Menschen oder die Umwelt ionisierenden Strahlen ausgesetzt sind (Strahlenexposition), darf nur ausgeübt werden, wenn sie sich mit den damit verbundenen Vorteilen trotz gewisser Gefahren rechtfertigen lässt.

- Artikel 9: Begrenzung der Strahlenexposition

Zur Begrenzung der Strahlenexposition jeder einzelnen Person sowie der Gesamtheit der Betroffenen müssen alle Massnahmen ergriffen werden, die nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik geboten sind.

- Artikel 10: Dosisgrenzwerte

Der Bundesrat legt, nach dem jeweiligen Stand der Wissenschaft, Grenzen der Strahlenexposition (Dosisgrenzwerte) für jene Personen fest, die aufgrund ihrer beruflichen Tätigkeit oder durch andere Umstände einer im Verhältnis zur übrigen Bevölkerung erhöhten und kontrollierbaren Strahlung ausgesetzt sein können (strahlenexponierte Personen).

Wie diese Verpflichtungen zu verstehen und auszulegen sind, wird in zahlreichen Verordnungen und Richtlinien erläutert. Zu nennen sind hier:

- Verordnung über den Strahlenschutz (StSV) vom 22.6.1994 (SR 814.501)
- Verordnung über Anerkennung und Betrieb von Personendosimetriestellen vom 11.11.1981 (SR 814.51); zur Zeit wird diese Verordnung überarbeitet
- Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen vom 28.11.1983 (SR 723.33)
- Medizinischer Notfallplan für Strahlenunfälle im Kontrollbereich der HSK, Schweizerische Unfallversicherungsanstalt (SUVA)/HSK (Oktober 1993)
- Richtlinie R-07: Richtlinie für die Strahlenschutzzone in Kernanlagen (Juni 1995)
- Richtlinie R-11: Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken (Mai 1980)
- Richtlinie R-12: Erfassung der Dosen des beruflich strahlenexponierten Personals von Kernanlagen (Dezember 1979)
- Richtlinie R-14: Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle (Dezember 1988)

Als Referenz zur Beurteilung des Standes von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet des Strahlenschutzes gelten die Veröffentlichungen und Empfehlungen der ICRP, insbesondere ihre Empfehlung Nr. 60 aus dem Jahre 1991 sowie die Basic Safety Standards der IAEA (Safety Series Nr 115) aus dem Jahre 1996.

### **2.2.3 Reaktorsicherheit**

Seit ihrer ersten Veröffentlichung im Jahre 1967 sind die als Appendix A von 10CFR50 herausgegebenen "General Design Criteria (GDC) for Nuclear Power Plants" der NRC von grundlegender Bedeutung für die Sicherheitskonzepte und Hauptauslegungsmerkmale von Kernkraftwerken und ihren sicherheitsrelevanten Bauten und Ausrüstungen, für welche sie die wichtigsten Prinzipien festlegen. Sie wurden im Verlaufe der Zeit geringfügig revidiert (neueste Ausgabe 1988). Diese Kriterien waren vor allem massgebend beim Bau der schweizerischen Kernkraftwerke mit amerikanischen Reaktoren.

Im Verlaufe der 70er Jahre haben auch die deutschen Sicherheitsbehörden übergeordnete Regelwerke herausgegeben, nämlich die Sicherheitskriterien des Bundesministers des Innern (BMI, Erstausgabe 1974) und die Leitlinien der

Reaktor-Sicherheits-Kommission (RSK, Erstausgabe 1974) für Druck- und Siedewasserreaktoren (für die letzteren bis heute erst in Form eines zweiten Entwurfes). Bei praktisch gleichem Grundprinzip wie im Falle der GDC stellen die deutschen Regelwerke jedoch zusätzliche Forderungen in Bezug auf Mehrfachausführung (Redundanz), Automatisierung von Sicherheitssystemen und ein Notstandssystem (geschütztes, automatisches und autarkes System zur Nachwärmeabfuhr).

Diese Entwicklung des Stands der Technik und die dabei zu Tage getretenen Unterschiede in den Auffassungen der Behörden von für die Kerntechnik massgebenden Ländern veranlasste, wie bereits erwähnt, die HSK, für ausgewählte Sachgebiete eigene Kriterien in Form von Richtlinien herauszugeben. Nachfolgend werden einige für die Reaktortechnik wichtige Richtlinien kurz diskutiert.

Basierend auf einer ersten Fassung aus dem Jahre 1978 hat die HSK 1987 die Richtlinie R-101 veröffentlicht. Inhalt dieser Richtlinie sind sowohl allgemeine Auslegungskriterien als auch spezielle Vorgaben für die Nachwärmeabfuhr, die Kernnotkühlung, die Stromversorgung und das Containment sowie Massnahmen gegen nichtnaturbedingte äussere Einwirkungen (realisiert durch Notstandssysteme). In der Richtlinie R-101, die die Bestimmungen der GDC weitgehend berücksichtigt, sind grundsätzlich ähnliche, fallweise sogar weitergehende Anforderungen gestellt als in der heutigen Ausgabe des "Safety Codes on Design" der IAEA.

In der gleichen Reihe der schweizerischen Richtlinien erschienen die R-100 und R-102, welche die Definition der Auslegungszustände eines Kernkraftwerkes bzw. den Schutz gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes behandeln. Neueren Datums ist die Richtlinie R-103 über Massnahmen gegen schwere Unfälle. Auch die neueste Ausgabe der erwähnten IAEA Codes und die von der INSAG herausgegebene Safety Series sprechen die Problematik schwerer Unfälle an.

Gemäss Richtlinie R-06 sind die mechanischen Ausrüstungen in Sicherheitsklassen 1 bis 4 einzuteilen oder als nicht klassiert zu belassen. Damit wird der sicherheitstechnischen Bedeutung der Systeme und Komponenten Rechnung getragen. Diese Richtlinie regelt auch die Berechnungs- und Bauvorschriften für die den einzelnen Sicherheitsklassen zugeordneten Komponenten und Systeme.

Andere Richtlinien legen dar, wie die HSK ihre Aufsicht auszuüben gedenkt. Sie ermöglichen es dem Gesuchsteller, die erforderlichen Tätigkeiten bei der Planung zu berücksichtigen. Es handelt sich dabei um die Verfahrensrichtlinie R-30 und eine Reihe nachgeordneter Richtlinien (R-04, R-05, R-08, R-18, R-23, R-31, R-35) für die verschiedenen Fachgebiete und Phasen der Aufsicht.

---

Der SVTI erlässt sogenannte Festlegungen, die für seinen Arbeits- und Kompetenzbereich technische Anforderungen und Vorgehensweisen beschreiben. Diese Festlegungen haben den gleichen Stellenwert wie die Richtlinien der HSK.

## **2.3 Vollzugspraxis**

### **2.3.1 Übersicht**

Im Rahmen ihrer Aufsichtspflicht überprüft die HSK, ob die Kernkraftwerke jederzeit alle Massnahmen ergriffen haben, die nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik geboten sind. In der Praxis nimmt die HSK ihre Aufgabe wahr durch Inspektionen in der Anlage und Prüfung der sicherheitstechnisch wichtigen und freigabepflichtigen Anlagenänderungen. Letztere beinhalten nicht nur Hardware-Änderungen, sondern auch Änderungen in Vorschriften, insbesondere der Technischen Spezifikationen, die die sicherheitstechnischen Randbedingungen für den Betrieb einer Kernanlage festlegen.

Der Betreiber benötigt zur Wiederaufnahme des Betriebs nach einem Stillstand eine Freigabe der HSK. Diese wird dann erteilt, wenn auf Grund der Prüfungen, Inspektionen und Sicherheitsanalysen keine Bedenken gegen den Leistungsbetrieb bestehen. Freigegeben wird der Betrieb normalerweise bis zum nächsten geplanten Stillstand für einen Brennstoffwechsel, der normalerweise jährlich, in einigen Werken auch nur alle 18 Monate stattfindet. Wenn der Betrieb über einen ganzen Brennstoffzyklus auf Grund von Befunden nicht vertretbar erscheint, wird eine Zwischenabstellung mit Prüfungen verlangt. Dies war in der Vergangenheit schon der Fall.

Die HSK kommentiert in Freigabebriefen die im Stillstand durchgeführten Arbeiten, den radiologischen Zustand der Anlage und die zyklusspezifischen Sicherheitsanalysen. Forderungen und Vorschläge werden in diese Briefe aufgenommen, die rechtlich verbindlich sind [Pfund 82].

Auch während des Leistungsbetriebs sind die Kontakte der HSK zu den Betreibern intensiv. Regelmässig werden Sitzungen zur Information der HSK über den Anlagenbetrieb durchgeführt. Die HSK erläutert an diesen Sitzungen ihre Position zu aktuellen Themen und bestehenden Forderungen oder kündigt bevorstehende Forderungen an. In der Regel werden sicherheitstechnische Fragen mit den Betreibern diskutiert, bevor die Anforderungen formuliert werden.

Daneben gibt es Fachgespräche und -inspektionen zu ausgewählten Pendenzen und laufenden Projekten, die bei Bedarf jederzeit durchgeführt werden können. Etwa ein bis zwei Mal pro Jahr und Anlage finden Sitzungen auf Direktionsebene statt.

Die wesentlichen Quellen für Forderungen sind:

- Die Begutachtung einer Anlage, ausgelöst durch ein Gesuch, z. B. für eine unbefristete Betriebsbewilligung oder eine Leistungserhöhung. Die Bewilligungen auf der Basis der HSK-Gutachten enthalten in der Regel Auflagen.
- Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ).
- Ergebnisse von Inspektionen und Wiederholungsprüfungen.
- Vorkommnisse im eigenen Land oder im Ausland. Zum Beispiel wurden die Anlagen nach dem Ereignis in Barsebäck 1992 aufgefordert, technische Massnahmen zur Verhinderung einer Verstopfung der Saugsiebe von Notkühlsystemen zu treffen.
- Ergebnisse probabilistischer und deterministischer Sicherheitsanalysen.
- Neue Erkenntnisse aus Studien und Forschung.
- Die Bearbeitung von Freigabeanträgen führt häufig zu Fragen an den Betreiber und zu weiteren Abklärungen. Solche Fragen in Briefform haben für den Betreiber verbindlichen Charakter.

Grössere Projekte werden gemäss Richtlinie R-30 in vier Hierarchien überprüft. Diese Einteilung berücksichtigt den üblichen Ablauf von Projekten. Die HSK beginnt mit der Überprüfung der Projektgrundlagen, zum Beispiel eines Konzepts für die geplante Anlage. Im nächsten Schritt befasst sie sich mit der Detailprojektierung. In dieser Phase prüft sie zum Beispiel Auslegungsspezifikationen und gibt sie zur Anwendung frei. In der dritten Projektphase läuft die Bauvorprüfung und Herstellungsüberwachung ab. Diese Tätigkeiten sind dem Schweizerischen Verein für Technische Inspektion (SVTI) delegiert, wenn es sich um abnahmepflichtige mechanische Komponenten handelt. In einer weiteren Phase wird die Dokumentation erstellt und geprüft, Abnahme- und Inbetriebnahmetests werden durchgeführt und überwacht.

### **2.3.2 Ausgewählte Beispiele der Vollzugspraxis**

- **Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ)**

Die Sicherheit der Kernkraftwerke wird etwa alle 10 Jahre umfassend überprüft. Diese Überprüfung ergänzt die ständige Aufsicht über Details, die sich insbesondere in den Freigaben zum Wiederanfahren nach geplanten Revisionsstillständen niederschlägt. Das Vorgehen der HSK lehnt sich an den betreffenden Safety Guide der IAEA an [IAEA 94]. Bei einer PSÜ wird die sicherheitstechnische Auslegung der Anlage im Licht der aktuellen Richtlinien beurteilt. Daraus

ergeben sich im Allgemeinen Forderungen, die als Pendenzen in die Routineaufsicht eingehen. Wo eine Anlage nicht mit vertretbarem Aufwand an den aktuellen Stand der Technik angleichbar ist, werden die Abweichungen bewertet. Dies kann zum Beispiel durch Abschätzungen der verbleibenden Sicherheitsmargen erfolgen. Das Problem besteht hier in der Definition ausreichender Margen. Eine wertvolle Möglichkeit liegt in der Abschätzung des Risikos bzw. Änderung des Risikos zufolge von Abweichungen mit probabilistischen Methoden.

Der Zustand der Anlage wird kritisch betrachtet. Aus dem Zustand und den Betriebserfahrungen wird die Alterung der Ausrüstungen eingeschätzt. Betriebsführung, Organisation und Qualifikation des Betreibers werden beurteilt. Die Notfallschutzmassnahmen in und um die Anlage sind ebenfalls Gegenstand der Überprüfung.

- **Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA)**

Die HSK hat 1987 von allen schweizerischen Kernkraftwerken die Erstellung einer vollständigen Stufe-1- und Stufe-2-PSA-Studie (vgl. Kap. 4) verlangt, und zwar mit Berücksichtigung auch externer Ereignisse wie Erdbeben, Flugzeugabsturz und Überflutung sowie systemübergreifender Ereignisse wie Brand und interne Überflutung. Diese Behördenforderung beschränkte sich damals auf die Analyse des Leistungsbetriebs. Ende 1990 verlangte dann die HSK eine Erweiterung dieser PSA-Studie auf die Stillstandsphase, eingeschlossen An- und Abfahren. Der aktuelle Stand der anlagenspezifischen PSA-Studien für die schweizerischen Kernkraftwerke ist in Tabelle 2.1 zusammengestellt.

PSA-Studien sollen das mit schweren Unfällen verbundene Risiko einer Kernanlage aufzeigen, sie sollen aber auch dazu herangezogen werden, die Ausgewogenheit der Anlagensicherheit zu überprüfen und Möglichkeiten zur Verbesserung der Sicherheit zu identifizieren. Gerade für den Aspekt der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts bildet die PSA eine wertvolle Methode in Ergänzung zur traditionellen "deterministischen" Sicherheitsüberprüfung. Diese Zielsetzungen waren massgebend bei der behördlichen Forderung nach Durchführung von PSA-Studien für alle schweizerischen Kernkraftwerke.

Die HSK erwartet, dass PSA-Studien dem aktuellen Stand der Technik entsprechen, anlagenspezifische Daten und Modelle berücksichtigen und vor allem auch klar strukturiert und vollständig dokumentiert sind. Die HSK hat in einem internen Leitfaden, der allen Betreibern zugestellt wurde [ERI/HSK 92], ihr Vorgehen zur Überprüfung einer PSA-Studie zusammengefasst. Dieser Leitfaden gibt dem Ersteller einer PSA-Studie Hinweise über den Umfang, die notwendige Tiefe und den Detaillierungsgrad der Studie. Die Überprüfung einer PSA-Studie durch die

Tabelle 2.1: Stand der PSA-Studien für schweizerische KKWs

Anlage und Typ	PSA-Ersteller / Zeitpunkt der Fertigstellung			Anwendungen
	Volllast Stufe 1	Volllast Stufe 2	Stillstand Stufe 1	
Mühleberg GE BWR/4, Mark-I	PLG/ 1990	PLG & RMA 1990	KKM & Risk and Safety Engineering/ 1995	notwendig für die Erteilung der Betriebsbewilligung. Risikoeinfluss der Leistungserhöhung. "Living-PSA".
Beznau Westinghouse 2 Loops PWR	PLG/ 1990	Westinghouse/ 1991	KKB / PLG 1998	Volllaststudie notwendig für die Erteilung der Betriebsbewilligung. "Living-PSA".
Gösgen Siemens-KWU 3 Loops PWR	PLG/ 1994	PLG + Stone & Webster / 1994	KKG & PLG/ 1994	"Living-PSA"
Leibstadt GE BWR/6, Mark-III	EWE/RELCON 1997	EWE/RMA 1998	KKL & Empresarios Agrupados Int. 2001	Risikoeinfluss der Leistungserhöhung. "Living-PSA".

HSK mit Unterstützung eines externen Experten erfolgt in zwei Schritten: einer ersten, eher qualitativen Überprüfung und anschliessend einer detaillierten quantitativen Nachrechnung, die, insbesondere für die Stufe-2-Studie, einer unabhängigen Analyse gleichkommt. Dieses Vorgehen ist schematisch in Figur 2.1 dargestellt. Es hat sich bisher sehr bewährt. Zudem hat es der Behörde einen umfassenden Einblick in die PSA-Methodik und deren Stärken und Grenzen aufgezeigt sowie die spezifischen Stärken und Schwächen der untersuchten Anlage deutlich gemacht.

Die detaillierte Überprüfung der PSA-Studien für die schweizerischen KKWs hat zu einigen interessanten Erkenntnissen und punktuellen Anlagenverbesserungen geführt, insbesondere im Bereich der Linderung (Mitigation) schwerer Unfälle. Dank dieser Massnahmen konnten die Anlagenrisiken zum Teil deutlich reduziert werden, wie dies im Falle Beznau explizit aufgezeigt wurde (vgl. Kap. 5.2.1). Eine Auswahl von Nachrüstungen und Verbesserungen aufgrund von PSA-Ergebnissen ist in einem CSNI-Bericht zusammengestellt [OECD 97].

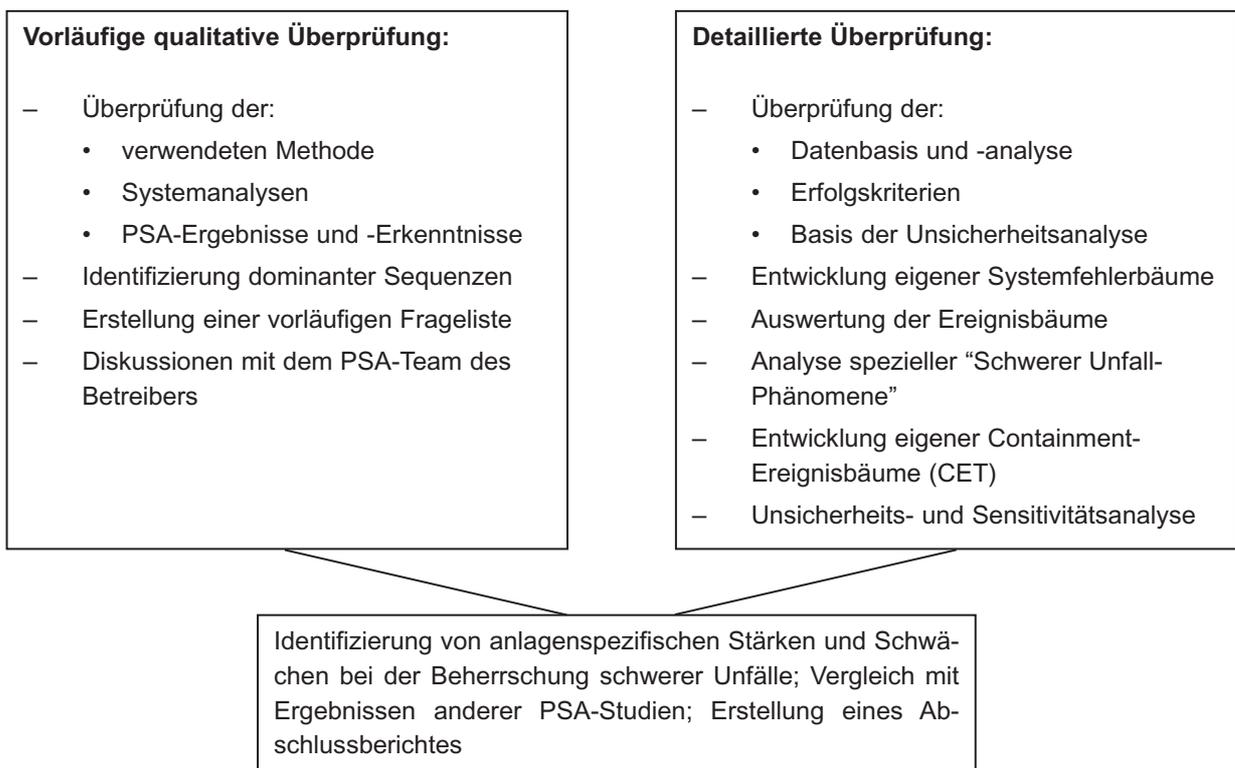
Die Ergebnisse der HSK-internen Überprüfung der PSA-Studien werden in detaillierten Berichten dargelegt. Aufgrund des beschriebenen Vorgehens bei der PSA-Überprüfung verfügt die HSK heute über eigene PSA-Modelle für jede Anlage. Diese Modelle werden für "Living-PSA"-Anwendungen erweitert, um zukünftig beispielsweise Vorkommnisse risikomässig zu klassieren oder Anlagen- und Vorschriftenänderungen zu bewerten und zu optimieren.

- **Alterungsüberwachungsprogramme (AÜP)**

Alle schweizerischen Kernkraftwerke haben ein Alterungsüberwachungsprogramm zu erstellen. Die Alterungsüberwachung muss Bauwerke sowie mechanische und elektrische Ausrüstungen einschliessen. Aufzunehmen sind alle sicherheitsklassierten Anlageteile. Aufgrund einer diesbezüglichen Forderung der HSK aus dem Jahre 1991 hat die Gruppe der Schweizer Kernkraftwerksleiter (GSKL) ein Konzept für die Alterungsüberwachung in allen Anlagen erarbeitet. Ferner hat sie einen Katalog von Mechanismen der Werkstoffalterung erstellen lassen.

Jeder Betreiber setzt nun das Konzept der GSKL in ein anlagenspezifisches AÜP um. Für jede der Komponenten oder Komponentengruppen, die dem AÜP unterliegen, wird geklärt, ob die in Kraft stehenden Instandhaltungsmassnahmen geeignet sind, mögliche Alterungseffekte rechtzeitig zu entdecken. Ist dies nicht der Fall, dann werden zusätzliche Massnahmen (z. B. Prüfungen) gefordert und anschliessend eingeführt.

*Figur 2.1: Vorgehen der HSK bei der Überprüfung von PSA-Studien*



- **Aufsichtspraxis im Rahmen des operationellen Strahlenschutzes**

Die Aufsicht im Strahlenschutz erstreckt sich im Wesentlichen auf folgende Gebiete:

- Strahlenschutzmassnahmen in kontrollierten Zonen und am Arbeitsplatz
- Arbeitsplanung (work management)
- Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt
- Ausbildung des Personals.

Um zu kontrollieren, ob die **Strahlenschutzmassnahmen in kontrollierten Zonen und am Arbeitsplatz** gemäss den einschlägigen Verordnungen und Richtlinien erfolgen, führt die HSK Inspektionen durch. Während der Stillstandsperioden wird mindestens eine Inspektion pro Woche durchgeführt, während der Betriebsperiode richtet sich die Anzahl der Inspektionen nach den durchgeführten Arbeiten. Bei den Inspektionen werden z.B. die korrekte Beschriftung der Zonenübergänge und Arbeitsplätze, die Funktion und regelkonforme Wartung der Messgeräte (Handmessgeräte sowie festinstallierte Instrumentierung), die Durchführung der Personendosimetrie und Personen-Kontaminations-Überwachung, die Einhaltung der geforderten Luftströmungen und Druckstaffelungen, das Vorhandensein von Arbeitsaufträgen und -weisungen überprüft. Bei diesen Inspektionen führt die HSK Messungen mit eigenen Messgeräten durch (Dosisleistung, Oberflächenkontamination, elektronische Paralleldosimetrie).

Vor Inangriffnahme einer Arbeit mit einer voraussichtlichen Kollektivdosis von mehr als 0,05 Personen-Sv muss der HSK eine **Arbeitsplanung** eingereicht werden (Richtlinie R-15). Die HSK überprüft, ob alle notwendigen Massnahmen zur Dosisoptimierung (ALARA) und zur Vermeidung von Unfällen ergriffen wurden (StSV Art. 6). Schwerpunkte der Überprüfung sind dabei ein strahlenschutzgerechter Ablauf der Arbeiten, der Einsatz von fernbedienbaren Werkzeugen und Manipulatoren, die Anwendung von Abschirmungen, die Berücksichtigung der Erfahrungen von früher durchgeführten vergleichbaren Arbeiten und das Training des Personals (Mock-up Training).

Die Inspektionen bezüglich der **Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt** umfassen die Überprüfung der vom Betreiber durchgeführten Funktionskontrollen der Messgeräte, die Kontrolle der Aufzeichnungen und der Buchführung und die Durchführung von eigenen Messungen. Die HSK entnimmt in der Regel viermal jährlich Proben aus der Abluft und aus abgabebereitem Abwasser und misst diese im eigenen Labor aus. Die Resultate werden mit den Messwerten der Betreiber, die dieser an Parallelproben ermitteln muss, verglichen. Zusätzliche Messungen werden durch das Bundesamt für Gesundheit (BAG) vorgenommen. Auch bei diesen Messungen erfolgen Parallelmessungen durch

den Betreiber und durch die HSK. Die HSK verlangt zudem, dass der Betreiber an internationalen Vergleichsmessungen teilnimmt und die Ergebnisse der HSK mitteilt. Neben den Messungen in der Anlage überwacht die HSK die Nahumgebung jedes Werkes mit einem automatisch registrierenden Dosisleistungsmessring sowie mit zahlreichen Einzelmessungen.

Grosses Gewicht legt die HSK auf die **Ausbildung im Strahlenschutz** für das gesamte Personal. Neben den Grundlagen des Strahlenschutzes sollen dabei vor allem Arbeitsweisen vermittelt werden, die eine möglichst tiefe Dosis ermöglichen. Die HSK überprüft, ob das Werkspersonal regelmässig an den Auffrischkursen teilnimmt, ob die Arbeitsbetreuer die nötigen Strahlenschutzkenntnisse besitzen, um die Arbeitsabläufe optimal zu gestalten und ob das Personal ein genügendes Strahlenschutzbewusstsein hat.

## 3 Sicherheitskonzept von Kernkraftwerken

### 3.1 Einleitung

Das Aktivitätsinventar<sup>10</sup> eines Kernkraftwerks im Normalbetrieb beträgt einige  $10^{+20}$  Bq. Der überwiegende Teil davon befindet sich im Reaktorkern, ein geringerer Teil im Brennelementlagerbecken sowie den Systemen zur Reaktorwasserreinigung. Da bereits ein Bruchteil dieser Aktivität für den Menschen und die Umgebung gefährlich ist, müssen diese vor radioaktiver Strahlung geschützt werden. Das übergeordnete Schutzziel der Reaktorsicherheit lautet denn auch [IAEA 88b] (vgl. auch AtG, Art. 5, Absatz 1):

*General Nuclear Safety Objective: To protect individuals, society and the environment by establishing and maintaining in nuclear power plants an effective defense against radiological hazard.*

Daraus abgeleitet sind die beiden Schutzziele:

*Radiation Protection Objective: To ensure in normal operation that radiation exposure within the plant and due to any release of radioactive material from the plant is kept as low as reasonably achievable and below prescribed limits, and to ensure mitigation of the extent of radiation exposure due to accidents.*

und

*Technical Safety Objective: To prevent with high confidence accidents in nuclear plants; to ensure that, for all accidents taken into account in the design of the plant, even those of very low probability, radiological consequences, if any, would be minor; and to ensure that the likelihood of severe accidents with serious radiological consequences is extremely small.*

Die Auslegung eines Kernkraftwerks wird durch diese Forderungen weitgehend geprägt und kann durch zwei grundlegende Auslegungsprinzipien gekennzeichnet werden:

- Barrierenkonzept
- Gestaffeltes Sicherheitskonzept (engl. "Defense in Depth")

Im Weiteren wird bei der Auslegung das Prinzip der inhärenten Sicherheit (im Wesentlichen die Berücksichtigung des Prinzips der negativen Rückkopplung) soweit möglich und sinnvoll realisiert.

---

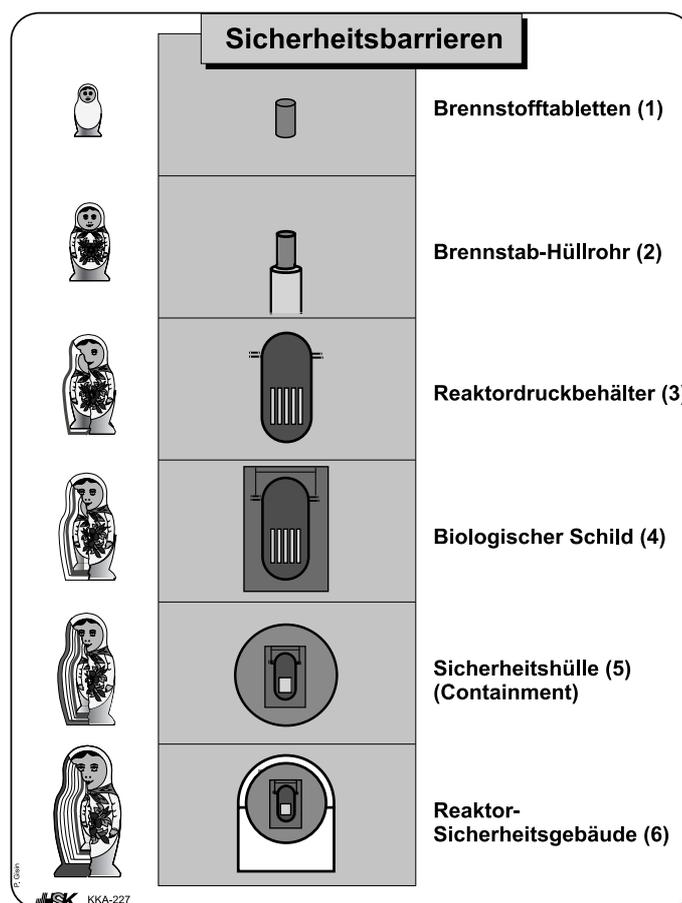
10) Aktivität = Anzahl Zerfälle radioaktiver Teilchen pro Zeiteinheit. Die spezielle Einheit der Aktivität ist das Becquerel (Bq); 1 Bq = 1 Zerfall pro Sekunde

## 3.2 Das Barrierenkonzept

Das Barrierenkonzept ist ein gestaffeltes, passives System zur Rückhaltung der im Reaktorkern vorhandenen radioaktiven Stoffe (Figur 3.1). Das Konzept wurde abgeleitet aus der Erfahrung, dass kein technisches System perfekt ist: Es ist entsprechende Vorsorge zu treffen, dass das Versagen einer Barriere nicht zu einer grösseren Freisetzung radioaktiver Stoffe führen kann.

Die Aktivität eines Kernreaktors ist weitgehend im Brennstoff gebunden. Im Normalfall befindet sich rund 99% der Aktivität im Brennstoff selbst, dessen Keramikstruktur als erste Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe zählt. Die zweite Barriere ist das Brennstabhüllrohr (eine Zirkoniumlegierung), das die flüchtigen, aus der Brennstoffmatrix entweichenden radioaktiven Stoffe zurückhält. Die dritte Barriere ist der aus massivem Stahl gefertigte Reaktordruckbehälter, die vierte Barriere eine massive, den Reaktordruckbehälter umschliessende Betonstruktur, die die  $\gamma$ -Strahlung aus dem Reaktorkern abschirmt, die fünfte Barriere ist der Sicherheitsbehälter (engl. Containment), der die Systeme des Primärkreislaufs umschliesst, sowie als sechste Barriere ein massives Reaktorgebäude aus Stahlbeton, das vor allem als Schutz gegen äussere Einwirkungen dient.

Figur 3.1: Gestaffelte Sicherheitsbarrieren



Dieses Barrierenkonzept ist bei allen westlichen Leichtwasserreaktoren realisiert, hingegen nicht bei den älteren Reaktoren russischer Bauart, bei denen der Sicherheitsbehälter meist fehlt. Die neueren Reaktoren russischer Bauart verfügen hingegen über einen Sicherheitsbehälter. Radioaktive Stoffe können aus dem Brennstoff in die Umgebung nur austreten, falls die Barrieren (2), (3) und (5) alle gleichzeitig undicht sind. Die Barrieren (1), (4) und (6) bilden keine absoluten Barrieren, bilden aber wichtige Filter- und Verzögerungsstrecken für radioaktive Stoffe.

Die Auslegung jeder dieser Barrieren beruht auf spezifizierten Anforderungen (sog. Auslegungsspezifikationen). So ist beispielsweise nachzuweisen, dass alle innerhalb des Sicherheitsbehälters angeordneten sicherheitsrelevanten Einrichtungen einem sogenannten Sicherheitserdbeben (in der Schweiz entspricht dies einem Erdbeben mit einer Wiederholperiode von ca. 10'000 Jahren) standhält. Die Auslegung ist in der Praxis meist deutlich besser und die Einbauten würden Erdbeben bedeutend grösserer Stärke standhalten. Im Weiteren muss auch nachgewiesen werden, dass die Anlage bei allen der Auslegung zugrunde gelegten Störfällen in einen sicheren Zustand überführt werden kann. Aus dieser Forderung werden die Auslegungsspezifikationen für wasser- und dampfführende Leitungen und deren Abstützungen, für elektrische Systeme, für die Instrumentierung und für die Sicherheitssysteme abgeleitet.

### **3.3 Das gestaffelte Sicherheitskonzept (“Defense in Depth”)**

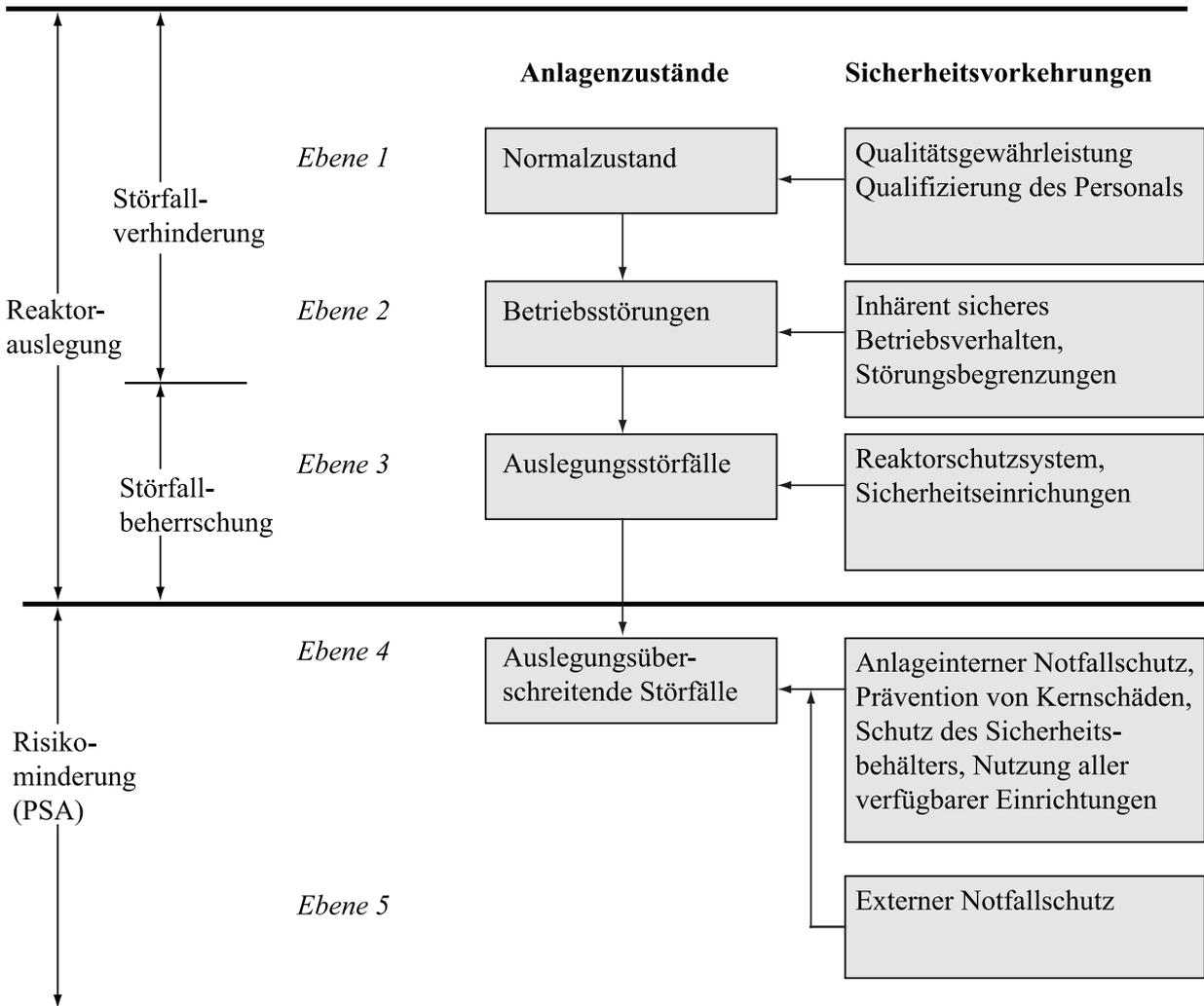
Das gestaffelte Sicherheitskonzept [IAEA 96] ist schematisch in Figur 3.2 dargestellt. Dieses Mehrstufenkonzept umfasst fünf Ebenen, die nachfolgend diskutiert werden.

#### **Ebene 1: Normalbetrieb**

Ein sicherer und möglichst störfallfreier Betrieb ist die erste Stufe zur Gewährleistung eines möglichst geringen Anlagenrisikos. Durch eine konservative Auslegung der Gebäude, Komponenten und Systeme, qualitätsgesicherte Fertigung, Montage, Wartung und Instandhaltung, durch regelmässige Prüfungen und qualifiziertes Personal wird sichergestellt, dass Störungen in der Reaktoranlage auf ein Minimum beschränkt bleiben. Auslegungsgrundsätze sind u.a.:

- Ausreichende Sicherheitsmargen für Bauten, Komponenten und Systeme, eingeschlossen deren Festigkeit und Funktionsfähigkeit unter Störfallbedingungen.

Figur 3.2: Gestaffeltes Sicherheitskonzept ("Defense in Depth")



- Optimierte Schnittstelle Mensch/Maschine, klare Anzeigen, Bedienpulte und Informationsanzeigen; ausreichend Zeit für das Bedienpersonal zur Entscheidungsfindung bei Störungen/Störfällen (in der Schweiz sind 30 Minuten Auslegungsbasis, d.h. im Ereignisfall ist ein Eingreifen der Operateure in den ersten 30 Minuten nach Störfalleintritt nicht notwendig).
- Optimierte Materialwahl, qualifizierte Verarbeitungsprozesse für sicherheitsrelevante Komponenten, um damit ein alterungsbedingtes Versagen möglichst auszuschliessen.
- Umfassende Anweisungen, Vorschriften und Regeln für alle Tätigkeiten an sicherheitstechnisch relevanten Bereichen, sowohl für den Normalbetrieb wie auch im Störfall.
- Kontinuierliche Ausbildung des Anlagenpersonals auf allen Fachgebieten; regelmässige Ausbildungs- und Übungseinheiten der Anlagenoperateure an Simulatoren, um damit auch seltene und hypothetische Störfallszenarien zu üben.

- Aufzeichnung und Auswertung aller Vorkommnisse in der Anlage, aller Wartungs-, Test- und Reparaturmassnahmen ("Lernen aus der Erfahrung"). Berücksichtigung der Erfahrungen aus anderen Anlagen.
- Vorsorgliche Instandhaltung und Wartung aller sicherheitsrelevanten Systeme und Komponenten.

### **Ebene 2: Betriebsstörungen**

Falls Störungen in der Anlage auftreten, sollen diese möglichst durch ein selbst-regulierendes Anlageverhalten und/oder durch automatische Regeleingriffe aufgefangen werden. Durch Auslegung wird ein inhärent sicheres Anlageverhalten sichergestellt, d.h. bei einer Störung kommt ein negativer Rückkoppelungsmechanismus zum Tragen. Bei Leichtwasserreaktoren ist beispielsweise sichergestellt, dass bei einer ungewollten Leistungsexkursion automatisch (ohne Eingriffe von aussen) durch den negativen Leistungskoeffizienten die Leistungsexkursion von selbst begrenzt wird. Eine beschleunigte, unkontrollierte Leistungsexkursion, wie sie sich beispielsweise beim Unfall in der Anlage Tschernobyl ereignete, kann damit nicht eintreten.

### **Ebene 3: Auslegungsstörfälle**

Gemäss Auslegung soll ein Kernkraftwerk Störfälle, die aufgrund der Erfahrung während der Lebensdauer zu erwarten oder nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessen sind, soweit beherrschen können, dass keine schwerwiegenden Auswirkungen in seiner Umgebung auftreten. Diese Ereignisse werden unter dem Sammelbegriff **Auslegungsstörfälle** zusammengefasst. Damit sollen die Fragen

- ob die Sicherheitseinrichtungen die erwartete Wirksamkeit während Störfällen zeigen,
- ob die Beanspruchungen der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile innerhalb des spezifizierten Rahmens bleiben und
- welche Auswirkungen in der Anlage und in der Umgebung zu erwarten sind,

beantwortet werden. Konkret wird dazu der Ablauf eines grossen Spektrums von Störfällen mittels Modellrechnungen analysiert. Ein solches Vorgehen ist zulässig, sofern systematisch gerade jene Ereignisabläufe gesucht werden, welche die maximalen Beanspruchungen verursachen und maximale Anforderungen an die Anlage und die Sicherheitssysteme stellen (umhüllende Störfälle). Es orientiert

sich u. a. am NRC Reg. Guide 1.70, welcher eine systematische Aufzählung von Störfallursachen enthält [NRC 78]. Auf diese Weise kann sichergestellt werden, dass alle Störungen im Rahmen der Auslegung beherrscht und damit die gemäss HSK-Richtlinie R-11 zulässigen radiologischen Belastungen in der Umgebung eingehalten werden.

Die bei Auslegungsstörfällen einzuhaltenden Grenzwerte richten sich nach der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses. Bei sogenannten Betriebsstörungen mit Eintretenshäufigkeiten von  $\geq 10^{-2}$ /Jahr dürfen keine störfallbedingten Brennstoffschäden auftreten. Damit ist sichergestellt, dass die radiologischen Konsequenzen innerhalb und ausserhalb der Anlage gering bleiben. Bei sogenannten Zwischenfällen (Eintretenshäufigkeit  $10^{-2} - 10^{-4}$ /Jahr) sind eine begrenzte Zahl von Brennstabhüllrohrschäden zulässig, die radiologischen Konsequenzen in der Umgebung der Kernanlagen dürfen aber den nach der HSK-Richtlinie R-11 vorgeschriebenen Grenzwert von 1 mSv nicht überschreiten. Bei sogenannten Unfällen (Eintretenshäufigkeit  $\leq 10^{-4}$ /Jahr), z.B. der Bruch einer Hauptkühlmittelleitung, ist mit grösseren Schäden im Reaktorkern zu rechnen. Dessen Kühlbarkeit muss aber gewährleistet bleiben. Die radiologischen Konsequenzen in der Umgebung dürfen an keinem Ort 100 mSv übersteigen. Diese Einteilung der Auslegungsstörfälle in drei verschiedene Störfallkategorien hat einen klar probabilistischen Hintergrund. Der Sicherheitsnachweis wird hingegen rein deterministisch geführt.

Zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen sind in jedem Kernkraftwerk eine Reihe von Sicherheitssystemen vorhanden. Diese sollen sicherstellen, dass die Anlage bei einer Störung möglichst automatisch in einen sicheren Zustand überführt wird. Zu gewährleisten sind die folgenden, zentralen **Schutzziele**:

- Kontrolle und Begrenzung der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente
- Einschluss der radioaktiven Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

Diese übergeordneten Schutzziele werden durch **Sicherheitssysteme** gewährleistet. Die wichtigsten sind:

- Reaktorschutz- und Reaktorschnellabschaltsystem
- Sicherheitsleittechnik
- Notkühlsysteme
- Systeme zur Nachwärmeabfuhr
- Containmentsysteme

Um eine hohe Zuverlässigkeit in der Einhaltung der Schutzziele sicherzustellen, sind den Sicherheitssystemen folgende Auslegungsgrundsätze zugrundegelegt:

- **Redundanz**, d.h. die einzelnen Sicherheitssysteme bestehen oft aus mehreren, funktionstechnisch identischen Einzelsystemen, sogenannten Strängen. Der Ausfall eines einzelnen Stranges darf nicht zum Versagen der Sicherheitsfunktion führen (Einzelfehlerprinzip). In den schweizerischen Anlagen haben sich das 4x50%-Konzept (2 von 4 Strängen reichen zur Erfüllung der dem System zugeordneten Sicherheitsfunktion), das 3x100%-Konzept (ein Strang reicht zur Erfüllung der Sicherheitsaufgabe) und für einzelne Systeme auch das 2x100%-Konzept durchgesetzt.
- **Separation** der einzelnen Systemstränge, um damit einen gleichzeitigen Ausfall aller Sicherheitsstränge, z.B. infolge einer anlageninternen Überflutung oder eines Brandes, zu verhindern.
- **Diversität** der Komponenten der einzelnen Stränge, um damit den gleichzeitigen Ausfall aller Sicherheitsstränge infolge eines Auslegungsfehlers, eines Herstellungsfehlers, eines Betriebsfehlers usw. möglichst zu verhindern.
- **Automatische Funktion** der Sicherheitssysteme zumindest für eine gewisse Zeit ab Störfallbeginn (in der Schweiz für 30 Minuten). Damit wird verhindert, dass das Betriebspersonal unter Stress schnell reagieren muss.
- **Test- und Prüffähigkeit** der Sicherheitssysteme auch während des Reaktorbetriebs.
- **Qualifikation** aller Komponenten eines Sicherheitssystems gegen die bei einem Störfall ungünstigsten Bedingungen (Temperatur, Feuchtigkeit, Strahlung usw.).

Mit diesem Auslegungskonzept wird eine hohe Sicherheit der Anlage gegen alle aufgrund der Erfahrung zu erwartenden und gegen nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessenden Störungen gewährleistet. Viele der erwähnten Auslegungskonzepte haben einen probabilistischen Hintergrund, obwohl sie ursprünglich rein deterministisch abgeleitet wurden. Die probabilistische Sicherheitsanalyse hat gezeigt, dass diese deterministischen Grundprinzipien sehr wirksam sind und massgebend zu einem geringen Risiko einer Kernanlage beitragen.

#### **Ebene 4: Beherrschung schwerer Unfälle und Linderung derer Konsequenzen**

Mit den oben beschriebenen Ebenen 1 bis 3 des Sicherheitskonzepts ist eine weitreichende und umfassende Vorsorge gegen das Eintreten von Störfällen, deren anlageninternen Konsequenzen und die dadurch verursachte Freisetzung

---

radioaktiver Stoffe getroffen worden. Im Rahmen dieses Auslegungskonzepts werden Störfälle durch die Sicherheitssysteme auslegungsgemäss beherrscht, und es treten somit keine oder zumindest keine schwerwiegenden Auswirkungen in der Umgebung auf.

Aufgrund von Studien und Betriebserfahrungen ist bekannt, dass auch das Eintreten von Mehrfachfehlern in Sicherheitssystemen oder das Versagen mehrerer Rückhaltebarrieren für radioaktive Stoffe nicht gezwungenermassen zu einem Unfall mit massiver Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen muss, da Kernkraftwerke über Sicherheitsreserven verfügen, die das Spektrum der beherrschbaren Störfälle über die eigentliche Auslegungsbasis hinaus erstreckt. Es ist das Ziel und die Aufgabe einer Risikountersuchung, diese Sicherheitsreserven zu beurteilen und diejenigen Grenzen der Anlage aufzuzeigen, bei deren Überschreiten mit schweren Unfällen zu rechnen ist. Sie kann Schwachstellen in der sicherheitstechnischen Auslegung identifizieren und Massnahmen zur Störfallbeherrschung resp. -linderung aufzeigen. Umfassend angewendet liefert sie einen wertvollen Beitrag zu einer ausgewogenen sicherheitstechnischen Beurteilung der Anlage und ihrer Betriebsführung.

Auch bei auslegungsüberschreitenden Unfällen ist es das Ziel, die Einhaltung der oben bereits erwähnten wichtigen Schutzziele (Kontrolle und Begrenzung der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente [Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr], Einschluss der radioaktiven Stoffe, Begrenzung der Strahlenexposition) sicherzustellen.

Nachfolgend werden einige typische Massnahmen aufgezählt, die sich aufgrund von Risikostudien als sinnvoll für die Beherrschung schwerer Unfälle und zur Linderung derer Konsequenzen gezeigt haben. Es ist an dieser Stelle wichtig darauf hinzuweisen, dass konkrete Massnahmen vor allem aufgrund einer anlagenspezifischen Risikostudie umgesetzt werden sollten.

Wichtige Massnahmen sind:

- umfassende Anlageninstrumentierung, verknüpft mit einem Datenerfassungs- und -auswertungssystem. Damit soll sichergestellt werden, dass man jederzeit über den Anlagenzustand ausreichend informiert ist.
- umfassende Störfall- und Notfallvorschriften, ergänzt durch sogenannte Leitlinien mit Accident Management Massnahmen
- vorbereitete technische Massnahmen, wie z.B:
  - Druckentlastung des Reaktordruckbehälters via spezielle Ventile
  - Kernnotkühlung mittels mobiler Pumpen

- Bespeisung der Dampferzeuger mittels Brunnenwasser, Trink- und Löschwasser (bei Druckwasserreaktoren)
- Containment-Kühlsysteme zur Dampfkondensierung und zum Druckabbau im Containment
- Möglichkeit zum Fluten eines geschmolzenen Kerns im Containment
- Gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments
- Wasserstoffbeherrschung im Containment mittels Inertierung, Zünder, passiver Rekombinatoren usw.

Im Bereich der Ebene 4 sind in den letzten Jahren umfassende Nachrüstungen durchgeführt worden. Es ist vor allem in diesem Bereich, wo noch Verbesserungen denkbar sind, die zu einer Risikoreduktion beitragen. Im Bereich der schweren Unfälle ist man ausschliesslich auf analytische Untersuchungen und experimentelle Informationen zu Teilaspekten angewiesen, was zu relativ grossen Unsicherheiten in den Aussagen führt. Diese Unsicherheiten müssen bei den zu ergreifenden Massnahmen berücksichtigt werden, was mit Blick auf eine Kostenoptimierung schwierig ist.

Abschliessend sei noch darauf hingewiesen, dass dem Betreiber, resp. der Betriebsmannschaft einer Kernanlage bei der Beherrschung eines schweren Unfalls eine entscheidende Rolle zukommt. Es wird deshalb heute grosses Gewicht auf eine umfassende Ausbildung auch für die Beherrschung hypothetischer Unfälle gelegt und Unfallszenarien werden regelmässig in Übungen durchgespielt. Damit soll nebst der Technik auch die Notfallorganisation und das menschliche Verhalten unter aussergewöhnlichen Stresssituationen geübt werden.

### **Ebene 5: Linderung radiologischer Konsequenzen in der Umgebung**

Sollte es trotz aller ergriffenen Massnahmen und Vorsorge zu einem schweren Unfall mit einer signifikanten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung kommen, können durch geeignete Notfallmassnahmen die Konsequenzen für die Menschen in der Umgebung der betroffenen Anlage gemildert werden. Für jede Kernanlage ist deshalb eine externe Notfallplanung vorhanden. Ein wichtiges Element ist dabei die Alarmorganisation auf lokaler, kantonaler und Bundesebene. Damit wird sichergestellt, dass die Bevölkerung im Ernstfall rechtzeitig alarmiert und instruiert wird. Die dafür notwendigen Massnahmen wie Sirenen, Anweisungen via Radio, Verhaltensregeln, Jodtabletten, Messequipen usw. sind vorbereitet. In der Schweiz ist zudem in der Umgebung eines jeden Kernkraftwerks ein dichtes Netz von Strahlungsmessgeräten installiert. Damit ist es möglich, jederzeit die aktuelle Strahlensituation in der Umgebung einer Kernanlage online an verschiedenen Orten (HSK, NAZ) zu verfolgen.

Das Funktionieren der externen Notfallorganisation wird zudem regelmässig im Rahmen von Notfallübungen geprüft. Diese Übungen geben wichtige Hinweise über sinnvolle und notwendige Verbesserungsmaßnahmen.

## **Zusammenfassung**

Mit dem Barrieren- und "Defense in Depth"-Konzept für Kernkraftwerke ist eine umfassende Vorsorge für alle denkbaren und hypothetischen Unfallabläufe getroffen worden. Trotz dieser umfassenden Vorsorge kann ein schwerer Unfall nicht mit absoluter Sicherheit ausgeschlossen werden. Wie für jedes technische System ist das Nullrisiko auch für Kernanlagen nicht realisierbar. Es ist das Ziel und die Aufgabe einer Risikountersuchung, diejenigen Grenzen der Anlage aufzuzeigen, bei deren Überschreiten mit schweren Unfällen zu rechnen ist. Risikoanalysen befassen sich daher mit Ereignisabläufen, bei denen mehrere Sicherheitssysteme versagen oder aus anderen Gründen Auslegungsgrenzwerte überschritten werden. Mit ihrer probabilistischen Methode erlauben die Risikoanalysen zudem eine quantitative Bewertung der Bedeutung von schweren Unfällen und somit die Bestimmung des Restrisikos einer Kernanlage. Umfassend angewendet liefern sie einen wertvollen Beitrag zu einer ausgewogenen sicherheitstechnischen Beurteilung der Anlage und ihrer Betriebsführung.

## 4 Methodik der Risikoanalyse für Kernkraftwerke

Mit dem für Kernkraftwerke entwickelten Sicherheitskonzept (siehe Kapitel 3) ist eine weitreichende und umfassende Vorsorge gegen das Eintreten und die Konsequenzen von Störfällen getroffen worden. Beim Betrieb im Rahmen dieser Auslegungsbasis ist die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung und die damit verbundene Belastung sehr gering.

Störfälle ausserhalb der Auslegung sind nur bei Mehrfachfehlern und bei Versagen mehrerer Rückhaltebarrieren denkbar. Erst das Auftreten einer Reihe von Fehlern kann zu einem Unfall mit Freisetzung einer gefährlichen Menge radioaktiver Stoffe führen.

Es ist die Aufgabe der *Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA)* das Risiko der durch das umfassende Sicherheitskonzept einer Anlage nicht mehr beherrschbaren Unfallabläufe qualitativ und quantitativ zu bewerten. In der Aufsichtspraxis wichtig sind die Ergebnisse der PSA-Analyse vor allem deshalb, weil sie wichtige Hinweise geben auf mögliche Schwachstellen der Anlage sowie auf sinnvolle Anlagenverbesserungen.

Mit der PSA werden ausschliesslich Risiken aus schweren Unfällen behandelt.

### 4.1 Einfaches Risikomodell

Schwere Unfälle in Kernkraftwerken sind sehr seltene Ereignisse. Damit ist aber auch keine zuverlässige statistische Aussage über deren Eintrittshäufigkeit möglich. In der PSA wird die Eintrittshäufigkeit eines Unfalls durch die Verkettung von Ereignissen mit bekannten (bedingten) Wahrscheinlichkeiten hergeleitet. Ein vereinfachtes Risikomodell ist in Figur 4.1 dargestellt. Es werden drei Ereigniskategorien unterschieden:

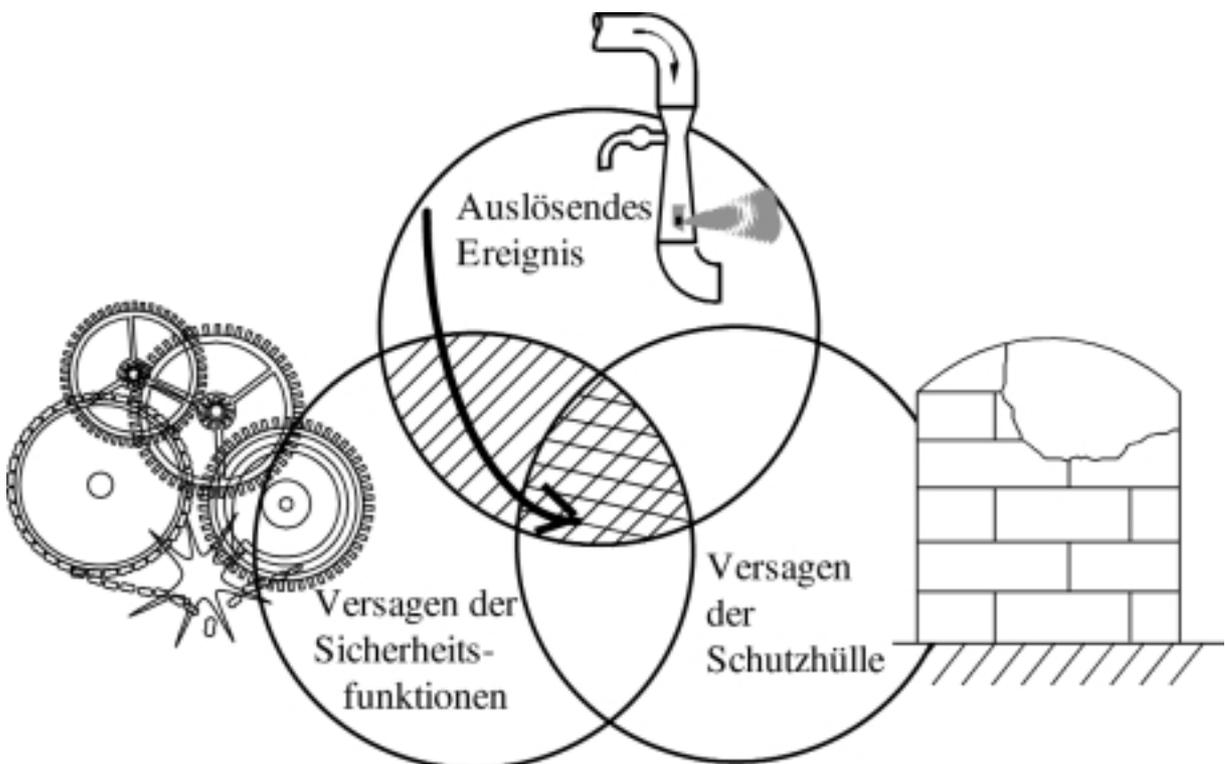
- **Auslösende Ereignisse** sind Störungen, die eine Abschaltung der Anlage erfordern. Üblicherweise wird dabei unterschieden zwischen *intern* auslösenden Ereignissen (Beispiel: Bruch einer Kühlmittelleitung) und *extern* auslösenden Ereignissen (Beispiel: Erdbeben).
- **Versagen der Sicherheitsfunktionen** sind Störungen, die das Abschalten und/oder das Kühlen des Reaktors und damit das Abfahren der Anlage in einen sicheren Zustand verhindern.
- **Versagen der Schutzhülle** sind Störungen, welche die Rückhaltefunktion der Sicherheitshülle (auch Containment genannt) beeinträchtigen.

Die Schnittmengen in Figur 4.1 stellen Kombinationen von Ereignissen dar: versagen nach Eintreten des auslösenden Ereignisses die Sicherheitsfunktionen, so muss mit einem Kernschaden gerechnet werden (gestrichelter Bereich); wird zusätzlich auch noch die Schutzhülle unwirksam, ist mit einer Freisetzung von radioaktiven Substanzen in die Umgebung zu rechnen (schraffierter Bereich). Die Entwicklung eines Unfalls vom auslösenden Ereignis bis zum schweren Unfall ist durch den Pfeil angedeutet.

Für die Risikostudie entscheidend ist die Zuordnung von (bedingten) *Wahrscheinlichkeiten* zu den verschiedenen Ereignissen der Kette. Sie sind zum Teil aus der Erfahrung vorhanden (Zuverlässigkeit von Komponenten), vor allem für sehr seltene Ereignisse müssen sie aber auch durch Expertenschätzungen ermittelt werden. Die Eintretenshäufigkeit eines schweren Unfalls kann rechnerisch aus den (bedingten) Wahrscheinlichkeiten der einzelnen Ereignisse der Kette hergeleitet werden.

Es ist klar, dass die einzelnen (bedingten) Wahrscheinlichkeiten der Ereignisse in der Ereigniskette für jeden Unfall verschiedene Werte annehmen. In Risikostudien werden typischerweise zirka 100 auslösende Ereignisse berücksichtigt. Daraus ergeben sich mehrere Millionen von Ereignisketten, die mit Hilfe von Computerprogrammen ausgewertet werden.

Figur 4.1: Vereinfachtes Risikomodell: Kombinationen von Ereignissen verschiedener Kategorien führen zu unerwünschten Konsequenzen.



Eine vollständige Risikoanalyse erfolgt in drei Schritten, die als PSA-Studien der Stufen 1, 2 und 3 bezeichnet werden. Die PSA der Stufe 1 bestimmt die Häufigkeit derjenigen Unfälle, die zu einer Beschädigung des Kerns führen. Die Analyse der Stufe 2 berechnet für diese Unfälle die zeitabhängige Freisetzungsrates radioaktiver Stoffe in die Umgebung, und die Analyse der Stufe 3 bestimmt schliesslich die Schäden in der Umgebung des KKW. In der Praxis werden für die Aufsicht über Kernkraftwerke in der Schweiz PSA-Analysen der Stufen 1 und 2 verwendet. Die systematische Anwendung der PSA-Ergebnisse und -Erkenntnisse in der Aufsichtspraxis ist erst in einigen wenigen Ländern üblich (vgl. Kapitel 5.6).

## 4.2 PSA Stufe 1

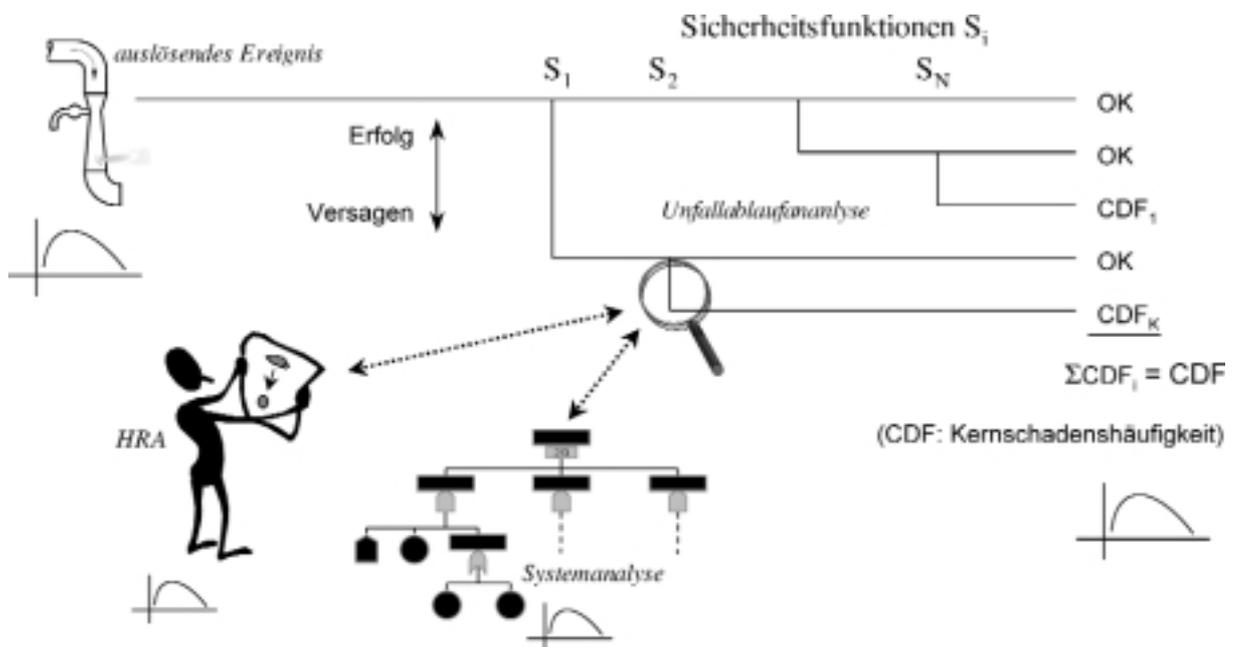
In der *Unfallablaufanalyse* werden diejenigen denkbaren Ereignisketten untersucht, deren *auslösendes Ereignis* die Abschaltung der Anlage erfordert. Zur Störfallbeherrschung werden eine Reihe von Sicherheitsfunktionen automatisch oder manuell angefordert, mit dem Ziel, die Anlage in einen stabilen Zustand zu bringen (Reaktor abgeschaltet, Nachwärmeabfuhr sichergestellt). Dieser Störfallablauf wird in der Stufe-1-Analyse [IAEA 92] als Ereigniskette dargestellt. Versagen die Sicherheitsfunktionen, das heisst, gelingt es nicht, die Anlage in einen stabilen Zustand zu führen, resultiert ein Kernschaden. Durch die Analyse der physikalischen (insbesondere der thermohydraulischen) Vorgänge wird für jeden Unfall bestimmt, welche minimalen Kombinationen von Sicherheitsfunktionen ausreichen, um die Anlage in einen sicheren Zustand zu bringen und welche minimalen Anforderungen die Sicherheitssysteme dabei erfüllen müssen (sogenannte Erfolgskriterien).

Damit hängt der Erfolg einer Sicherheitsfunktion von der Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme ab. Eine erfolgreiche Reaktorschnellabschaltung (RESA) ist von der Verfügbarkeit des Reaktorschutzsystems abhängig, welche aufgrund der Verfügbarkeit seiner Komponenten (Sensoren, Relais) ermittelt wird. Diese müssen zudem mit Gleichstrom versorgt werden. Die Verfügbarkeit der Gleichstromversorgung wird für die Bestimmung der Verfügbarkeit der RESA mitberücksichtigt. Auf diese Weise wird mit der *Systemanalyse* unter Berücksichtigung der *Zuverlässigkeitsdaten* der einzelnen Komponenten die Verfügbarkeit (genauer: die Unverfügbarkeit<sup>11)</sup>) von Systemen und Sicherheitsfunktionen berechnet. Dabei werden insbesondere auch die Abhängigkeiten unter den Komponenten und Systemen erfasst (Abhängigkeiten, wie zum Beispiel gemeinsame Komponenten

---

11) Unverfügbarkeit: Wahrscheinlichkeit, dass eine Komponente oder ein System seine sicherheitstechnische Funktion nicht erfüllt

Figur 4.2: Stufe-1-Analyse



oder gemeinsame Hilfssysteme, reduzieren die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme). Die Fehlerwahrscheinlichkeit bei *Operateurhandlungen* wird in einer separaten Analyse, der “Human Reliability Analysis” (HRA) bestimmt.

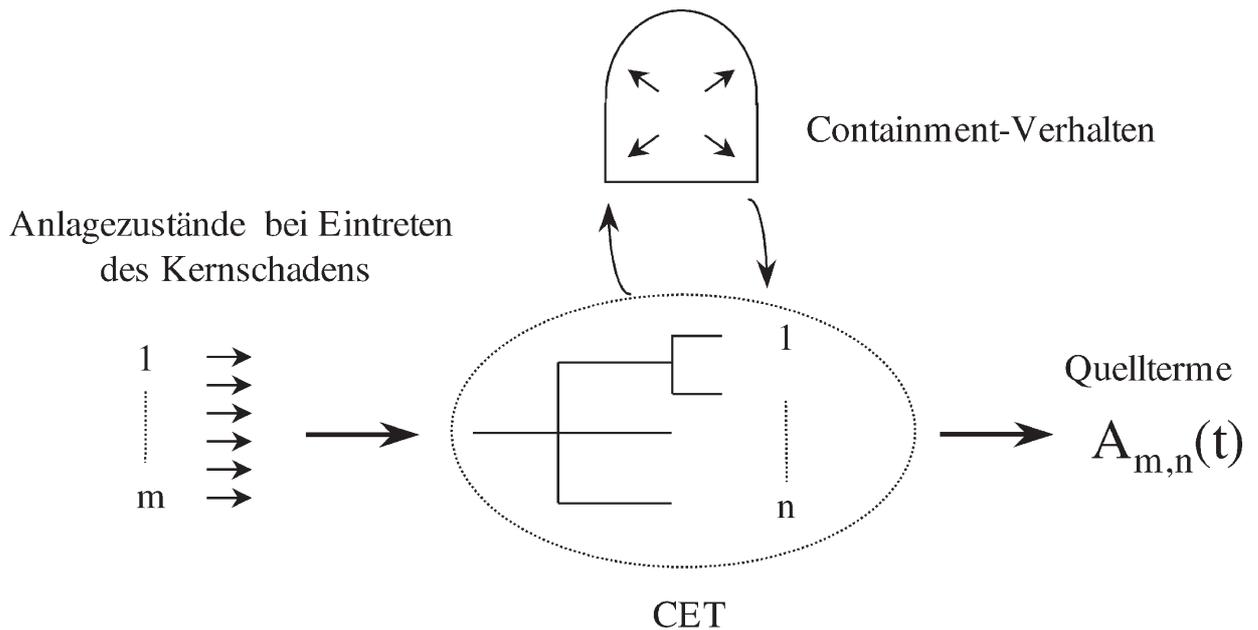
Die Häufigkeiten der Unfallabläufe mit Kernschaden werden ermittelt, indem das Produkt der Unverfügbarkeiten der Sicherheitsfunktionen und Operateurhandlungen in der Ereigniskette mit der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses multipliziert wird (Figur 4.2). Das Risiko eines Kernschadens, die *Kernschadenshäufigkeit* (engl.: Core Damage Frequency, CDF) ist die Summe der Eintretenshäufigkeiten aller Kernschadensunfälle. Die Menge von Ereignissen (Ausfälle von Komponenten, Fehlhandlungen von Operateuren usw.), deren Verkettung (gleichzeitiges Eintreffen) zu einem Kernschaden führt, wird auch als *Schnittmenge* bezeichnet. Die CDF ist somit die Summe der Häufigkeiten aller Schnittmengen.

### 4.3 PSA Stufe 2

Ausgangspunkt für die Stufe-2-Analyse [IAEA 95] sind die Ergebnisse der Stufe-1-Analyse. Jeder Störfall, der gemäss Stufe-1-Analyse zum Kernschaden führt, wird einem sogenannten *Anlagenschadenszustand* zugeordnet, der durch typische, den weiteren Unfallablauf bestimmende Parameter charakterisiert ist. Dies sind Parameter wie das auslösende Ereignis (Kühlmittelverlust, Brand etc.), der Zeitpunkt des Kernschmelzens, der Zustand des Primärkreislaufs

(Hochdruck, Niederdruck), die Dichtigkeit des Containments zum Zeitpunkt des Kernschadens und die Verfügbarkeit der Containmentsysteme.

Figur 4.3: Stufe-2-Analyse



Dem Containment kommt bei einem schweren Unfall als letzte Barriere zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe eine entscheidende Bedeutung zu. Je länger das Containment intakt bleibt, desto geringer sind die Konsequenzen eines Unfalls.

Mit der "Containment Event Tree"-(CET)-Analyse werden die möglichen Freisetzungspfade innerhalb der Anlage probabilistisch bewertet. Ausgehend von den Anlagenschadenszuständen werden damit diejenigen physikalisch-chemischen Prozesse und Phänomene sowie die anlageninternen Notfallmassnahmen modelliert, die den Transport der radioaktiven Stoffe innerhalb der Anlage wesentlich beeinflussen.

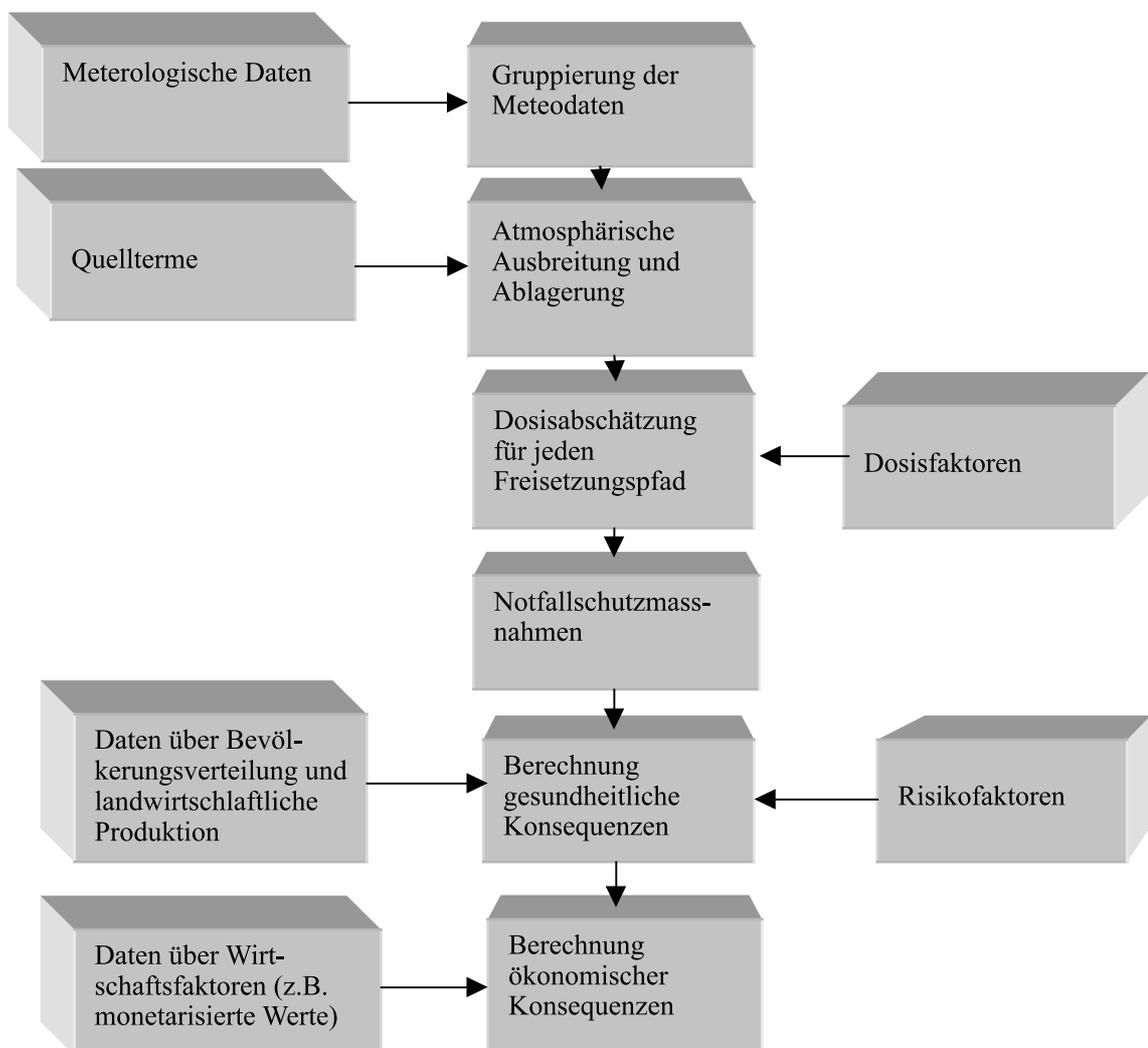
Die Bestimmung des zeitlichen Verlaufs und der Menge der in die Umgebung freigesetzten radioaktiven Stoffe, des sogenannten *Quellterms*, erfolgt mittels deterministischer Unfallablaufanalysen.

Das *Freisetzungsrisiko* ist die Summe der Teilrisiken aller Unfallabläufe, wobei das Risiko eines Unfallablaufes als Produkt aus dessen Eintretenshäufigkeit und der dabei freigesetzten Aktivität aller Nuklidgruppen definiert wird (Figur 4.3).

#### 4.4 PSA Stufe 3

Mit der Stufe-3-PSA werden die Konsequenzen für die Umgebung einer Kernanlage als Folge eines Unfalls und deren Häufigkeit berechnet. Ausgangspunkt sind die Quellterme gemäss Stufe-2-Analyse, also der zeitliche Verlauf und die nuklidspezifische Menge der in die Umgebung freigesetzten radioaktiven Stoffe. Effektiv sind zwei Pfade denkbar, nämlich eine Freisetzung in die Atmosphäre (luftgetragen) und eine Freisetzung in Oberflächengewässer und Böden. Untersuchungen zeigen, dass der Risikobeitrag des letztgenannten Freisetzungsweges klein ist, weshalb sich die meisten der bisherigen Stufe-3-Studien auf den luftgetragenen Freisetzungsweg konzentrierten.

Figur 4.4: Vorgehen zur Berechnung der radiologischen Konsequenzen in der Umgebung (nach [IAEA 96b]).



Die Stufe-3-PSA besteht aus einem deterministischen Teil (Berechnung der Konsequenzen) und einem probabilistischen Teil (Berechnung der bedingten Wahrscheinlichkeit einer bestimmten Konsequenz als Folge eines bestimmten Quellterms). Der deterministische Teil umfasst im wesentlichen die in Figur 4.4 zusammengefassten Schritte.

Die atmosphärische Ausbreitung wird von vielen Parametern und komplexen Vorgängen beeinflusst. Es sind dabei sowohl die grossräumigen Transportmechanismen (Advektion) als auch die kleinräumigen Mechanismen (Konvektion) zu berücksichtigen. Letztere wird wesentlich bestimmt durch die vertikale Stabilität der Luftmassen, die Bodenrauigkeit und die Geländeform.

Bei der Dosisberechnung wird unterschieden zwischen externer Bestrahlung, wenn sich die Quelle ausserhalb des Körpers befindet und internen Quellen, wenn radioaktive Stoffe durch Inkorporation in den Körper gelangt sind. Typischerweise werden effektive Dosis, akute Knochenmarkdosis, Lungendosis, Schilddrüsendosis und Hautdosis über einen Belastungszeitraum von 50 Jahren einzeln ausgewiesen. Mit der Integration über 50 Jahre wird einerseits die Belastung infolge interner Bestrahlung berücksichtigt, andererseits aber auch die externe Bestrahlung infolge Kontamination der Umgebung. Aus diesen Ergebnissen lassen sich diejenigen Gebiete aussondern, die wegen einer zu hohen Dosis nicht mehr bewohnbar sind und aus denen die Bevölkerung evakuiert werden muss. Die Ergebnisse der bisher vorliegenden Studien zeigen, dass das akute Todesfallrisiko als Folge eines Unfalls meist viel geringer ist als das Risiko einer Landkontamination, die eine Umsiedlung verlangt. Eine Umsiedlung kann grosse ökonomische und soziale Konsequenzen mit sich bringen.

Für jeden denkbaren Freisetzungspfad wird mittels probabilistischer Analyse dessen Häufigkeit bestimmt. Die Häufigkeit wird bestimmt durch die Häufigkeit des Quellterms und der bedingten Wahrscheinlichkeit eines bestimmten Freisetzungspfades. Letztere wird im Wesentlichen bestimmt durch die Wahrscheinlichkeit einer bestimmten Wetterkonstellation. Die Streuung in den Ergebnissen wird zudem beeinflusst durch die Topographie der kraftwerksnahen Umgebung, die Essgewohnheiten der Bevölkerung, die Bevölkerungsverteilung und die Unsicherheiten in den Dosis- und Risikofaktoren. Die Ergebnisse werden analog zu den Stufe-2-Ergebnissen in Form von komplementären Verteilungskurven dargestellt. Als Mass für die Konsequenzen werden nebst den Dosiswerten u.a. auch die kontaminierte Landfläche, die Früh- oder Spättoten (infolge Krebs) oder monetisierte Industrieverluste ausgewiesen.

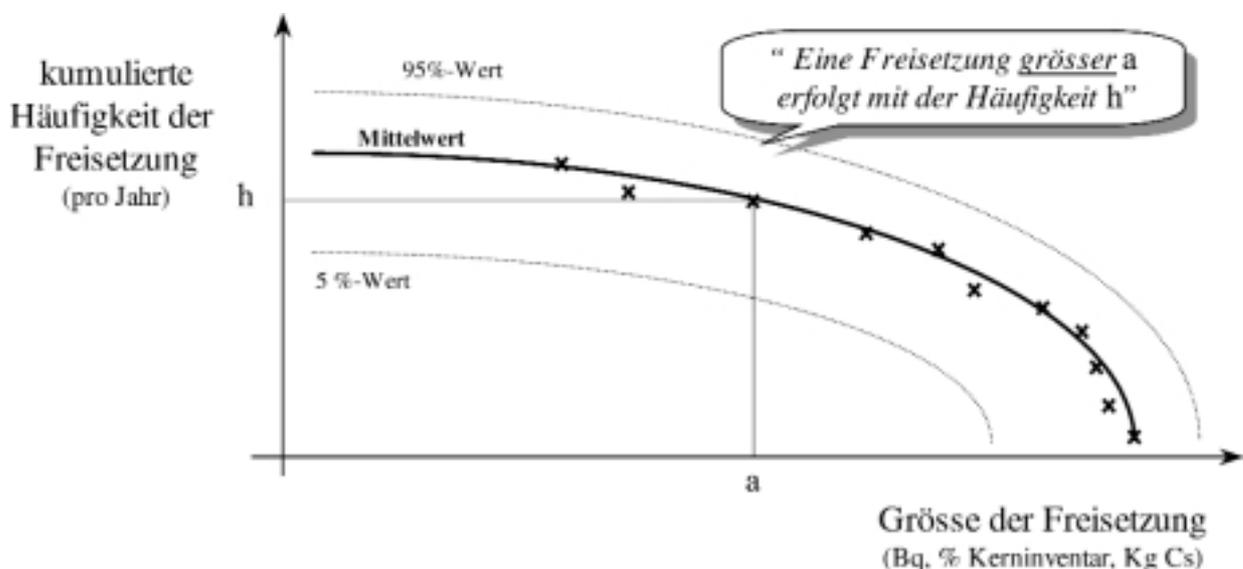
## 4.5 Definition von Schadensindikatoren und Risikogrössen

Das Risiko eines Unfalls wird als Funktion der Eintrittswahrscheinlichkeit und des durch den Unfall verursachten Schadens definiert, häufig einfach als deren Produkt. In diesem Beitrag wird die Produktdefinition bei der Quantifizierung des Risikos verwendet. Das Gesamtrisiko (Anlagenrisiko) ergibt sich aus der Summe der Risiken aller Unfälle.

Mit den PSA-Studien für Kernanlagen werden zwei wichtige Risikogrössen bestimmt. Anstelle der Wahrscheinlichkeit wird die Häufigkeit (Wahrscheinlichkeit pro Zeiteinheit) angegeben;

- **Kernschadenshäufigkeit:** Summe der Häufigkeiten aller Unfälle, die zu einem Kernschaden führen. Die Analyse der Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit (Risikoquellen) bildet die Basis für die Umsetzung von Massnahmen zur Verhinderung von schweren Unfällen (*präventive* Massnahmen).
- **Freisetzungsrisiko:** Das Freisetzungsrisiko eines einzelnen Unfalls ist das Produkt seiner Häufigkeit und der Aktivität (in Becquerel) aller dabei freigesetzten radioaktiven Substanzen. Das Freisetzungsrisiko ist die Summe der Freisetzungsriskiken aller Unfälle. Das Freisetzungsrisiko bildet die Basis für die Umsetzung von Massnahmen zur Linderung der Konsequenzen schwerer Unfälle (*mitigative* Massnahmen). Weil das Ausmass des Schadens (Menge freigesetzter Aktivität) eine kontinuierliche Grösse ist, wird das Freisetzungsrisiko als Summenkurve im  $h/a$ -Diagramm dargestellt (Figur 4.5).

Figur 4.5: Summenkurve für das Freisetzungsrisiko



Als Ersatzgrösse für das Freisetzungsrisiko wird auch die Häufigkeit einer grösseren Freisetzung (engl.: “large release”) verwendet, wobei dieser Begriff international noch nicht einheitlich definiert ist.<sup>12</sup>

- Für gewisse Anwendungen wird die Risikoanalyse weitergeführt bis zur Bestimmung der Schäden am Menschen und an der Umgebung. Eine repräsentative Auswahl von Schadensindikatoren wird mit dem Beispiel in Abschnitt 5.3 präsentiert (Tabelle 5.1).

## 4.6 Unsicherheiten

Die Ausweisung von Unsicherheiten (engl.: uncertainty) ist ein wesentlicher Bestandteil einer Risikoanalyse [Polyprojekt 95]. Grundsätzlich sind bei der Untersuchung komplexer Systeme zwei Arten von Unsicherheiten zu unterscheiden, nämlich:

- Unsicherheiten aufgrund der beschränkten Datenbasis für statistisch interpretierte Grössen, die zur Modellierung der stochastischen Variation von Einflussgrössen gemäss dem klassischen Wahrscheinlichkeitsbegriff dienen. Derartige Unsicherheiten (z.B. unterschiedliche Wetterlagen oder Ausfall einer technischen Komponente im Anforderungsfall) gehen direkt in das zu ermittelnde Risiko ein. Das Ausmass solcher Unsicherheiten ist bestimmt durch die Zahl der Beobachtungen (Umfang der Datenbasis).
- Unsicherheiten aufgrund unvollständiger Kenntnisse über Phänomene und Zusammenhänge, die invariant sind bezüglich der zufälligen Realisierung statistischer Grössen. Derartige Unsicherheiten werden unter Verwendung des “subjektivistischen” Wahrscheinlichkeitsbegriffs durch subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen ausgedrückt. Kenntnisunsicherheiten entstehen durch ungenaue Kenntnis fester und für den beobachteten Zeitraum als fest vorausgesetzter Grössen wie Wahrscheinlichkeiten, zu erwartende Häufigkeiten oder die Parameter in einem physikalischen Modell. Zudem beschreiben Modelle die Natur nicht beliebig genau, sondern sind eine Beschreibung der Realität aufgrund unseres Kenntnisstandes, basierend auf Experimenten, Messungen, Erfahrungen zu Teilaspekten des Modells, aber auch auf Annahmen. In die Beschreibung gehen manchmal auch strukturierte Expertenumfragen (“expert judgement”) ein, beispielsweise im Bereich schwerer Unfälle, wo die physikalisch-chemischen Vorgänge zwar bekannt, zu deren Quantifizierung aber noch gewisse Kenntnisdefizite vorhanden sind.

---

12) Die IAEA definiert “large off-site release” “... as [a release] that has severe social implications.” [IAEA 92b].

---

In praktisch relevanten Fällen ist eine scharfe Trennung meist nicht möglich, vielmehr überlagern sich beide Arten von Unsicherheiten. Sowohl in der Stufe 1 als auch in der Stufe 2 und 3 sind beide Arten von Unsicherheiten zu verarbeiten, wobei in der Stufe 1 in der Regel der Einfluss der statistisch bedingten Unsicherheiten grösser ist als in den Stufen 2 und 3. Zur Darstellung der Ergebnisse der Stufe 2 und 3 wird die sog. komplementäre Verteilungsfunktion verwendet, diese ist durch die zufällige Variation der statistischen Grössen bei festen Werten der subjektiv interpretierten Grössen bestimmt. Die Variation der subjektiv interpretierten Grössen bestimmt die Breite des Bandes, in dem die Verteilungsfunktion liegt.

Es ist wichtig, dass bei Risikoanalysen die Unsicherheiten in den Ergebnissen ausgewiesen werden, da nur dann die Aussagekraft der Ergebnisse bewertet werden kann und somit eine belastbare Grundlage für Entscheidungen vorhanden ist. Punktwerte allein, obwohl oft nur solche ausgewiesen werden, sind nicht ausreichend und können zu falschen Schlussfolgerungen führen.

Es ist auch wichtig darauf hinzuweisen, dass ungenaue Kenntnisse nicht Anlass sein dürfen, eine Risikostudie nicht durchzuführen. Durch geeignete Verfahren ("expert judgement") können solche durchaus auch quantitativ in der Risikoanalyse berücksichtigt und deren Einfluss auf das Endergebnis kann mittels Sensitivitätsrechnungen explizit ausgewiesen werden. Solche Verfahren sind heute Stand der Technik und Bestandteil einer umfassenden Risikoanalyse für Kernanlagen. Aufgrund solcher Ergebnisse lassen sich zudem u.U. technische oder organisatorische Massnahmen ableiten, um die Wahrscheinlichkeit bestimmter Unfallabläufe, die mit erheblichen Unsicherheiten behaftet sind, so zu verringern, dass die betreffenden Unsicherheiten das Gesamtrisiko nicht mehr oder nur noch unwesentlich beeinflussen.

Bei einer Risikoanalyse muss aber auch klar die Abgrenzung der Risikounter-suchung angegeben werden. Es muss beispielsweise ausgewiesen werden, welche denkbaren Ereignisabläufe und Betriebszustände berücksichtigt resp. bewusst nicht berücksichtigt wurden. So werden in der Kerntechnik terroristische und kriegerische Einwirkungen meist nicht berücksichtigt. Auch werden nicht immer Unfälle infolge externer Ereignisse wie Überschwemmung, Blitzschlag, Erdbeben usw. ausgewiesen. Die bekannten Risikostudien weisen zudem meist nur das Risiko aus schweren Unfällen und nicht das Risiko aus dem ungestörten Normalbetrieb aus.

Die Frage der Vollständigkeit einer Risikostudie gilt für alle technischen Bereiche. Eine Vollständigkeit im mathematischen Sinne ist nicht erreichbar, auch weil die Zahl der denkbaren Unfallabläufe praktisch unbegrenzt ist. Dies sollte aber kein Grund sein, die Ergebnisse einer Risikostudie grundsätzlich in Frage

zu stellen. Eine moderne Risikostudie für Kernanlagen umfasst heutzutage mehrere Millionen denkbarer Unfallabläufe und es ist nicht zu erwarten, dass durch nicht berücksichtigte Ereignisabläufe das Risiko falsch eingeschätzt wird.

Zusammenfassend ist darauf hinzuweisen, dass das Aufzeigen und Bestimmen der Unsicherheiten im Rahmen einer Risikoanalyse für Kernanlagen heute Stand der Technik ist und auch eine notwendige Voraussetzung darstellt, um Risikoaspekte bei der Entscheidungsfindung zu berücksichtigen. Im Abschnitt 5.6.2 wird ein entsprechendes Verfahren für die Entscheidungsfindung vorgestellt, welches die Unsicherheiten explizit berücksichtigt. Vorhandene Kenntnisdefizite können mittels geeigneter Techniken berücksichtigt werden. Wichtig sind Angaben zur Abgrenzung von Risikostudien, andernfalls ist ein Vergleich der Risikowerte mit anderen Studien nicht möglich.

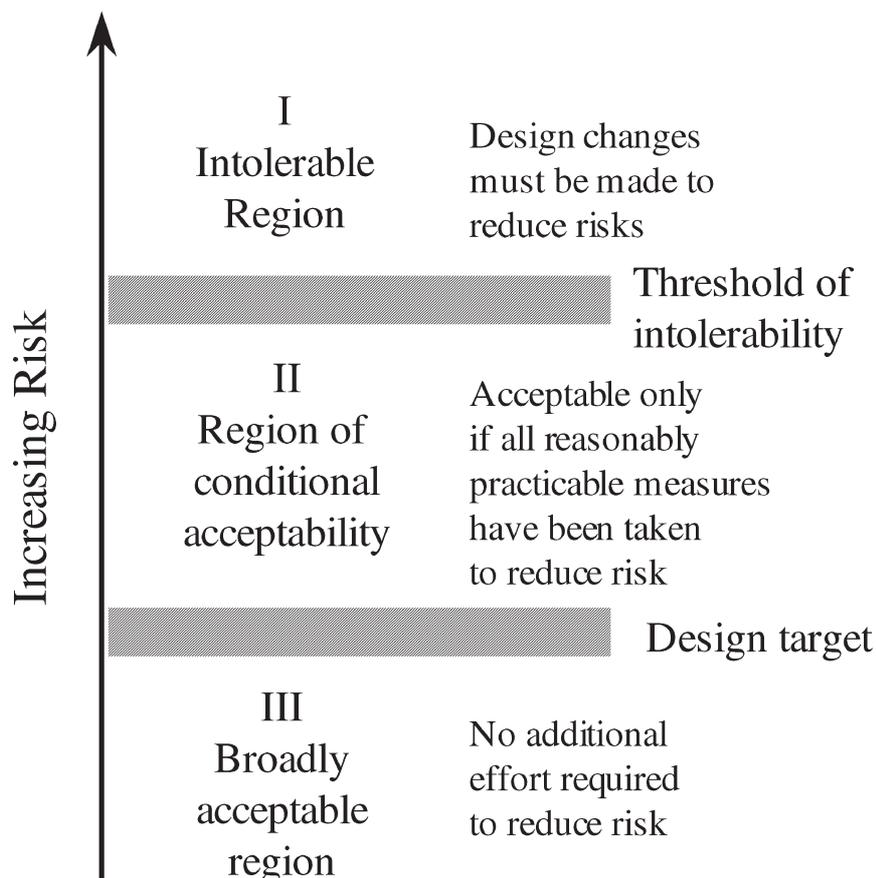
## 5 Anwendung der PSA in der Aufsicht über die Kernanlagen

In den folgenden Abschnitten werden einige Anwendungen der Risikostudien im Rahmen der Aufsichtstätigkeit der HSK beleuchtet.

### 5.1 Einhaltung internationaler Sicherheitsstandards

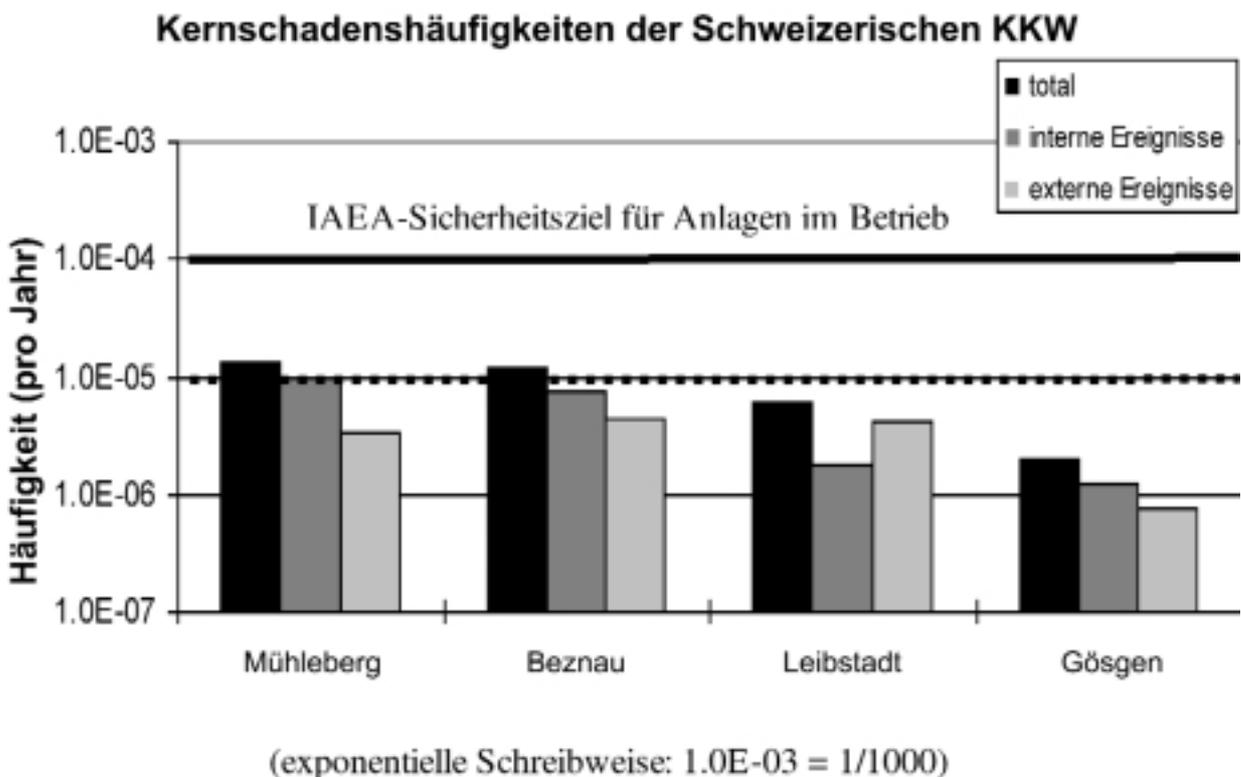
Die "International Atomic Energy Agency" (IAEA) mit Sitz in Wien fördert die Entwicklung und Einführung probabilistischer Sicherheitskriterien für Kernanlagen. Sie hat Richtwerte für ein Sicherheitsziel ("design target") und für die Tolerabilitätsgrenze ("threshold of intolerability") vorgeschlagen [IAEA 92b, vgl. Fig. 5.1]. Bei einem Anlagenrisiko unterhalb des Sicherheitsziels sind keine weitergehenden Massnahmen zur Risikoreduktion zu treffen (Bereich III). Oberhalb des Sicherheitsziels, aber unterhalb der Tolerabilitätsgrenze, sollen alle zumutbaren Vorkehrungen getroffen werden, um das Risiko so klein wie möglich zu halten (Bereich II). Oberhalb der Tolerabilitätsgrenze (Bereich I) sind wirksame Anlagenänderungen zwingend.

Figur 5.1 Akzeptanzkriterien der IAEA



Figur 5.2 zeigt die Kernschadenshäufigkeiten für die Schweizer Kernkraftwerke zusammen mit den IAEA-Sicherheitszielen. Die Sicherheitsziele für Neuanlagen liegen gemäss IAEA-Vorschlag einen Faktor 10 tiefer als für Anlagen im Betrieb [IAEA 95b]. Die (auch im internationalen Vergleich) relativ tiefen Kernschadenshäufigkeiten für die Schweizer KKW bestätigen den sehr hohen Sicherheitsstand der neueren Werke Gösgen und Leibstadt (Inbetriebnahme in den achtziger Jahren) sowie die Wirksamkeit der für die beiden älteren Anlagen Mühleberg und Beznau (Inbetriebnahme anfangs der siebziger Jahre) getätigten Nachrüstungen (seit 1992, resp. 1994 vorhanden).

Figur 5.2 PSA-Stufe-1-Ergebnisse für die schweizerischen KKW



## 5.2 Identifikation risikowirksamer Nachrüstungen

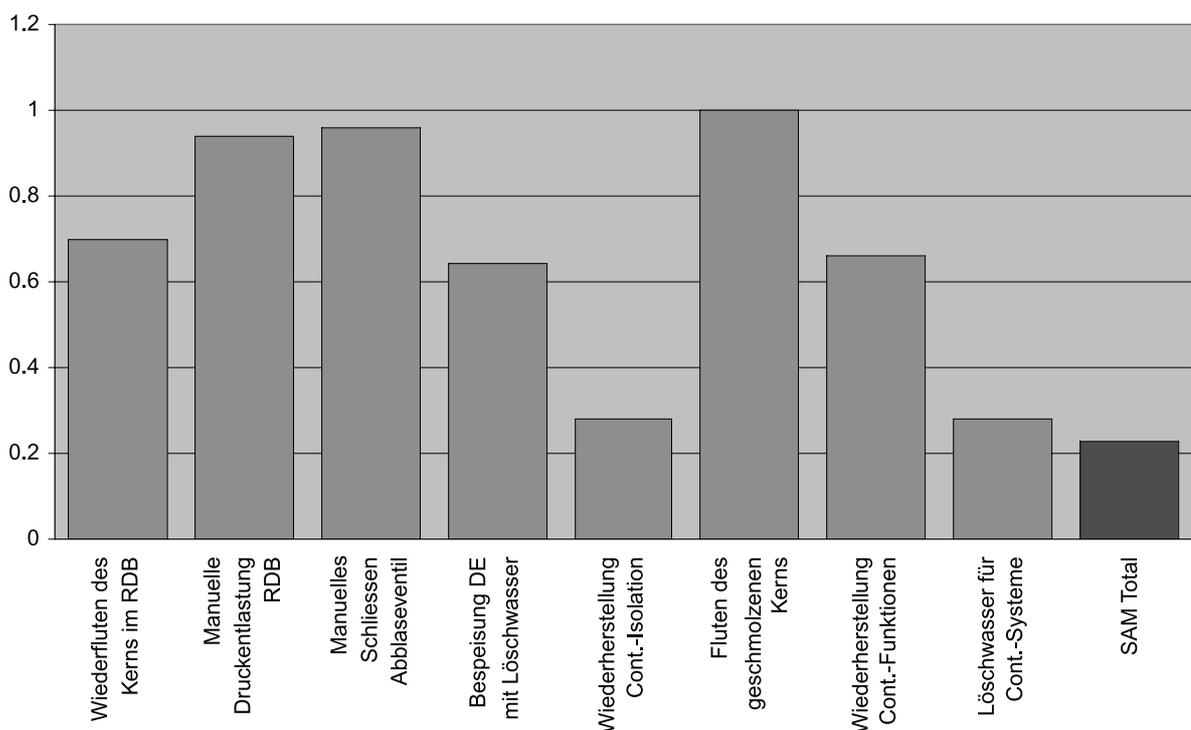
Bei der Suche nach sinnvollen Massnahmen zur Risikoreduktion zeigen die anlagenspezifischen PSA-Studien, dass für die schweizerischen Kernkraftwerke das Spektrum der *präventiven* Massnahmen (Verhinderung eines Kernschadens) praktisch ausgeschöpft ist. Eine genaue Analyse des Freisetzungsriskos zeigt hingegen noch potentielle risikoreduzierende Massnahmen im *mitigativen* Bereich (Linderung der Konsequenzen eines Kernschadens). Das folgende Beispiel stammt aus dem Bereich des mitigativen "Accident Management".

### 5.2.1 Beispiel: Technische Massnahmen zur Begrenzung der Unfallkonsequenzen im KKW Beznau

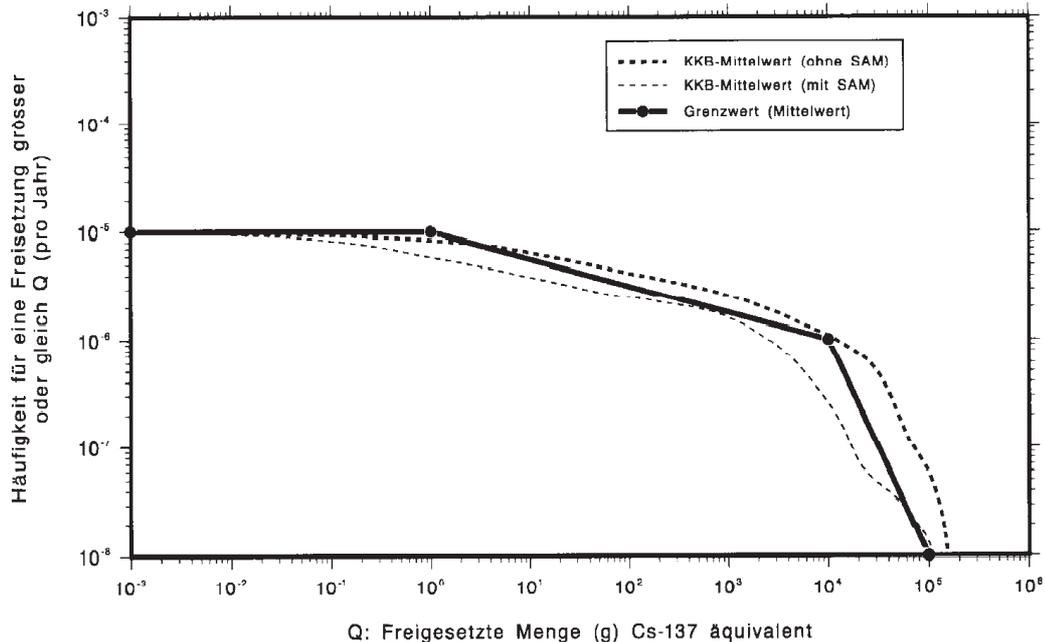
Durch ein umfassendes, 1994 abgeschlossenes Nachrüstprogramm wurde die Kernschadenshäufigkeit des KKW Beznau deutlich reduziert. Nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik stehen kaum mehr zumutbare Massnahmen zur Reduktion der Kernschadenshäufigkeit (Prävention) zur Verfügung.

Hingegen hat der Betreiber des KKW Beznau verschiedene anlagenspezifische Massnahmen vorgeschlagen, um die Konsequenzen eines Kernschadens zu lindern. Die HSK hat diese Massnahmen, zusammen mit den in Beznau bereits bestehenden Vorkehrungen gegen schwere Unfälle, einzeln auf ihren Einfluss auf das Freisetzungsrisko bewertet [Schmocker 97]. Es zeigt sich, dass der Risikoeinfluss der einzelnen Massnahmen unterschiedlich ist (Figur 5.3). Als Risikomassstab wurde in diesem Beispiel die freigesetzte Cäsiummenge verwendet (Cs-137 ist für die Landkontamination das entscheidende Nuklid). Der gesamte Einfluss aller Massnahmen auf das Freisetzungsrisko ist aus der Summenkurve (Figur 5.4) ersichtlich. Die gestrichelten Kurven zeigen das Risiko vor, respektive nach der Einführung der verschiedenen lindernden Massnahmen. Die ausgezogene Linie ist ein von der HSK vorgeschlagener Richtwert, unterhalb dessen weitergehende Massnahmen zur Risikoreduzierung nicht mehr erforderlich wären [Schmocker 97].

Figur 5.3: Einfluss verschiedener SAM-Massnahmen auf das Risiko einer Freisetzung von Cs (Multiplikationsfaktor).



Figur 5.4: Einfluss von Accident-Management-Massnahmen auf das Freisetzungsrisiko des KKW Beznau.



### 5.3 Ermittlung von Risiken für Mensch und Umwelt

1993 hat die HSK im Rahmen der Begutachtung der PSA-Studie des KKW Mühleberg, zusätzlich zur Kernschadenshäufigkeit und dem Freisetzungsrisiko auch Schäden in der Umgebung probabilistisch berechnet [HSK/ERI 93]. Dabei wurden die in der Schweiz etablierten Notfallmassnahmen zum Schutz der Bevölkerung berücksichtigt, soweit dies mit den vorhandenen Computerprogrammen möglich war.

Die Schäden an Leib und Gut und an der Umwelt als Folge eines schweren Reaktorunfalls sind vielfältig und deshalb nicht sinnvoll mit einem einzigen Indikator erfassbar. Es wird deshalb mit einer ganzen Reihe von Schadensindikatoren gearbeitet [NRC 97].

Für die Mühleberg-Studie wurden für die in Tab. 5.1 angegebenen Grössen entsprechende Häufigkeiten ermittelt (Darstellung im h/a-Diagramm), und zwar aus der Summe aller denkbaren Unfallabläufe. Aus Platzgründen werden nachfolgend nur Mittelwerte angegeben:

Tabelle 5.1: Ergebnisse der Stufe-3-Analyse für das KKW Mühleberg

Todesfälle in der Akutphase (pro Jahr)	$1.0 \times 10^{-13}$
Verletzte in der Akutphase (pro Jahr)	$3.0 \times 10^{-11}$
Krebstote im Umkreis von 800 km (pro Jahr)	$1.7 \times 10^{-3}$
Krebstote im Umkreis von 75 km (pro Jahr)	$5.3 \times 10^{-4}$
Kollektivdosis der Bevölkerung im Umkreis von 75 km (Personen-mSv pro Jahr)	34
Kollektivdosis der Bevölkerung im Umkreis von 800 km (Personen-mSv pro Jahr)	103
Individual-Todesrisiko in der Akutphase (pro Jahr)	$5.0 \times 10^{-16 (*)}$
Individual-Todesrisiko an Spätfolgen (pro Jahr)	$4.1 \times 10^{-10}$
Unbewohnbares Land ("Interdicted Area") (km <sup>2</sup> pro Jahr)	$1.4 \times 10^{-3}$
Verlorenes Land ("Condemned Area") (km <sup>2</sup> pro Jahr)	$1.6 \times 10^{-3}$

(\*) Der entsprechende IAEA-Richtwert ("Design Target") liegt bei  $10^{-6}$  pro Jahr

Sensitivitätsanalysen für die Unfallklasse mit dem grössten Risiko (Bypasssequenzen) ergaben, dass die akuten Todesfälle sowie die Zahl der Verletzten stark zunehmen, falls die (vertikale) Evakuierung in die Schutzräume ausbleibt. Die absoluten Zahlen bleiben jedoch sehr klein. Eine Evakuierung des kontaminierten Gebietes nach 24-stündigem Aufenthalt in den Schutzräumen erwies sich zudem als günstiger als ein längeres Verbleiben in den Schutzräumen. Dieses Ergebnis muss jedoch mit Vorsicht interpretiert werden, da die verwendeten Computermodelle nur eine vereinfachte Berücksichtigung der tatsächlich vorgesehenen Notfallmassnahmen (und deren Auswirkung auf die Strahlenexposition) erlauben.

Die Verwendung des 95%-Fraktilwerts des Quellterms für Bypasssequenzen (was einer ca. 3 mal höheren Aktivitätsfreisetzung, oder einem Drittel des gesamten Kerninventars entspricht) führt zu deutlich höheren Konsequenzen in der akuten Phase (Anzahl Tote, Verletzte). Dabei spielen die Unsicherheiten in den Modellen für die gesundheitlichen Auswirkungen (als Funktion der Dosis) eine gewichtige Rolle. Die berechneten Strahlendosen sind dabei immer noch so gering, dass die Konsequenzen nicht auf direkte Erfahrungen, sondern auf einer

Extrapolation von (bekannten) Auswirkungen bei deutlich höheren Dosen abgestützt werden müssen (Annahme einer linearen Dosis-Wirkungs-Beziehung).

Für die sicherheitstechnische Optimierung einer Kernanlage bringen die Ergebnisse der Stufe-3-Analyse gegenüber der Stufe-2-Analyse kaum neue Erkenntnisse. Zudem ist es mit den heute verfügbaren Methoden für Risikoanalysen schwierig, den Einfluss einer Massnahme in der Anlage auf die Schadensindikatoren der Stufe-3-PSA nachzuweisen. Die Schadensindikatoren der Stufen 1 (CDF) und 2 (Freisetzung) erweisen sich hingegen als empfindlich genug, um den Einfluss konkreter Massnahmen quantitativ nachzuweisen. Deshalb spielt die Stufe-3-PSA bei der Aufsicht eine untergeordnete Rolle.

#### **5.4 Sicherheit zukünftiger Kernanlagen**

Wie bereits erwähnt, sind ausser im mitigativen Bereich für die heute in Betrieb stehenden schweizerischen Anlagen mittelfristig kaum mehr technische Massnahmen erkennbar, die zu einer bedeutsamen Risikoreduktion führen könnten. Eine weitere Reduktion des Risikos von Kernanlagen kann deshalb nur durch Einsatz neuer Konzepte erreicht werden. Es erscheint deshalb wichtig, neue Tendenzen und Entwicklungen zu erkennen und deren Risikopotential frühzeitig abzuklären. Bei neuen Kernanlagen wird deshalb die PSA bereits in der Konzeptionsphase eingesetzt [KTG/SFEN 97].

#### **5.5 Umfassende Risikokontrolle mittels PSA (“Living-PSA”)**

Die in der Schweiz entwickelten PSA-Studien sind detaillierte, quantitative Modelle, die eine Analyse des Gesamtanlageverhaltens bei Vorkommnissen und Unfällen erlauben. Sie enthalten eine Fülle von Informationen über die Auslegung und den Betrieb der Anlage. Es ist deshalb naheliegend, die PSA-Modelle zur Entscheidungsfindung heranzuziehen und Massnahmen im Zusammenhang mit Nachrüstungen sowie Anlagen- und Vorschriftenänderungen auch in Bezug auf das Risiko zu optimieren.

Voraussetzung für die Anwendung solcher Werkzeuge ist ein vollständiges, werkspezifisches, validiertes und qualifiziertes PSA-Modell. Dies bedeutet auch, dass das Modell laufend dem sich ändernden Anlagenzustand angepasst werden muss, im Sinne einer “Living-PSA”.

Die Kontrolle des Risikos kann durch Anwendung der PSA-Modelle auf alle Bereiche der Auslegung und des Betriebs von Kernkraftwerken, im Sinne eines “totalen Risikomanagements”, ausgedehnt werden [SKI 94]. Tabelle 5.2 zeigt das Spektrum der PSA-Anwendungen, gegliedert in die drei Kategorien

“Langfristige Sicherheitsplanung”, “Risikoplanung und Risikoüberwachung während des Betriebs” sowie “Auswertung betrieblicher Erfahrungen”.

*Tabelle 5.2: Spektrum der PSA-Anwendungen*

<b>Langfristige Sicherheitsplanung</b>	<b>Risikoorientierte Planung des Betriebs</b>	<b>Auswertung betrieblicher Erfahrungen</b>
Risikoanalyse und -Bewertung	vorbeugende Instandhaltung (Strategie)	rückblickende Risikobewertung
Auslegungs- und Änderungen	Reparatur	Ereignisanalyse
Optimierung der Technischen Spezifikationen	Abweichung von der Technischen Spezifikation	Verifikation des PSA-Modells
Accident Management Massnahmen	wiederkehrende Funktionsprüfungen	
Ausbildung Betriebspersonal	Risikomanagement während eines Zwischenfalls	

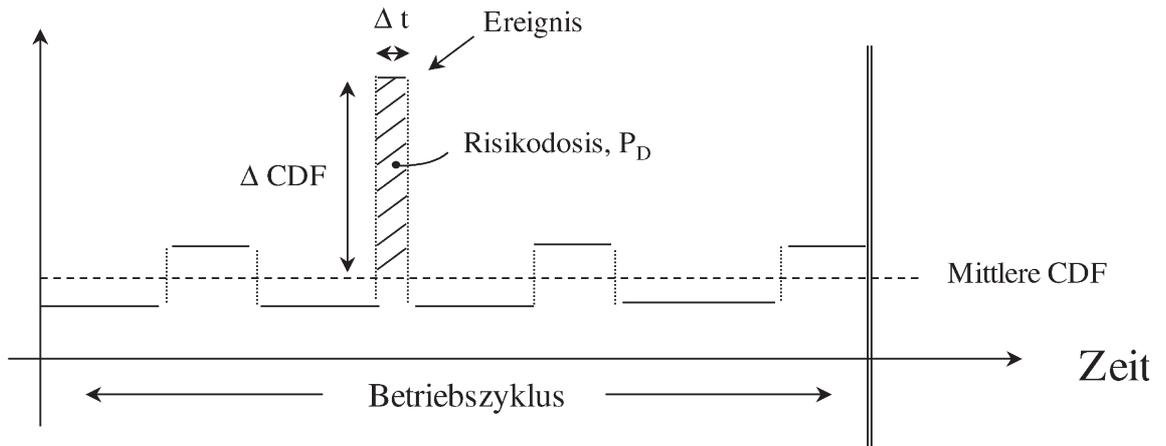
Die CDF dient für die meisten PSA-Anwendungen als Schadensindikator. Im Allgemeinen kommen je nach Anwendung unterschiedliche, von der CDF abgeleitete Risikogrößen zum Einsatz [VTT 93]. Grundsätzlich unterscheidet man zwischen Anwendungen, bei welchen das (über einen Betriebszyklus) gemittelte Risiko (mittlere CDF, mittleres Freisetzungsrisiko [Definition siehe oben]) verwendet wird und Anwendungen, bei welchen der zeitliche Verlauf des Risikos eine Rolle spielt.

### 5.5.1 Momentane CDF

Während bei der langfristigen Risikoplanung vor allem die bereits diskutierten mittleren Risiken verwendet werden, spielen bei der risikoorientierten Betriebsplanung und der Auswertung betrieblicher Erfahrungen auch der zeitliche Verlauf des Risikos (meistens die zeitabhängige CDF) eine Rolle. In Figur 5.5 sind das zeitabhängige und das über einen Betriebszyklus gemittelte Risiko dargestellt (CDF). Erhöhte Werte der momentanen CDF (“Peaks”) werden durch geplante Ereignisse wie Instandhaltungsarbeiten, oder durch (ungeplante) betriebliche Störungen (wie zum Beispiel dem Ausfall eines Sicherheitssystems) verursacht.

Figur 5.5: Mittlere und zeitabhängige CDF

Risiko (CDF)



### 5.5.2 Importanzgrößen

Eine wichtige Rolle bei manchen PSA-Anwendungen spielen ausserdem die sogenannten Importanzgrößen. Importanzgrößen geben den relativen Anteil einzelner Komponenten oder Systeme am Gesamtrisiko an. Dies wird am Beispiel der Risikokategorien am Ende dieses Abschnitts veranschaulicht.

### 5.5.3 Langfristige Sicherheitsplanung

In der *Risikoanalyse und -bewertung* wird einerseits das Gesamtrisiko der Anlage mit vorgegebenen Sicherheitszielen verglichen (siehe Abschnitt 5.1). Damit kann entschieden werden, ob die Anlage ein akzeptables Sicherheitsniveau aufweist. Andererseits liefert das PSA-Modell ein Risikoprofil der Anlage und bildet damit die Grundlage für die Analyse eventueller Schwachstellen.

Bei *Anlagen- oder betrieblichen Änderungen* mit Einfluss auf die Sicherheit kann das PSA-Modell für die Bewertung von Alternativlösungen herangezogen werden, sofern solche Änderungen durch das Modell erfasst werden. Gleichermassen werden Änderungen in den *Betriebsbegrenzungen* und Bedingungen der *Technischen Spezifikation* im Hinblick auf eine Änderung des Gesamtrisikos bei der Untersuchung von Alternativlösungen analysiert. Weiter können die durch die Technische Spezifikation zugelassenen, momentanen Risiko-“Peaks” (siehe Figur 5.5) ermittelt werden. Dies gibt die Möglichkeit, das momentane Risiko durch geeignete Massnahmen zu begrenzen. Umgekehrt können allzu streng formulierte Begrenzungen durch flexiblere, für den Betrieb vorteilhaftere

---

ersetzt werden, wenn gezeigt werden kann, dass sowohl das totale (mittlere) Risiko wie auch momentane Risiko unterhalb sinnvoller Grenzwerte bleiben.

Die Identifikation der wichtigsten Risikobeiträge kann für die *Ausbildung des Betriebspersonals* genutzt werden, indem zum Beispiel häufiger zu erwartende Unfälle, oder Unfälle mit einem besonders hohen Risikobeitrag vermehrt besprochen und geschult werden.

Weil in der PSA (im Gegensatz zu den Berechnungen im Rahmen der Auslegung) eine möglichst realistische Modellierung der Unfallabläufe angestrebt wird, liefert sie eine äusserst wertvolle Grundlage für die Bewertung von Massnahmen zur Verhinderung und Linderung schwerer Unfälle (*“Accident Management”, AM*). Umgekehrt kann der Einfluss bestehender oder geplanter AM-Massnahmen auf das Risiko durch deren Berücksichtigung im PSA-Modell ermittelt werden. Je nachdem ob es sich um eine präventive oder eine mitigative AM-Massnahme handelt, ist der Risikoeinfluss anhand der CDF oder anhand des Freisetzungsriskos zu beurteilen.

#### **5.5.4 Risikoorientierte Planung des Betriebs**

Die *vorbeugende Instandhaltung* sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten führt, sofern die Komponenten dazu freigeschaltet werden müssen, vorübergehend zu einer Zunahme des Risikos. Die maximale Dauer der Ausserbetriebnahme sowie die Kombination momentan unverfügbarer Komponenten und Systeme ist in der Technischen Spezifikation festgeschrieben. Für die kurzfristige Planung können Instandhaltungsarbeiten mit Hilfe der PSA derart gestaffelt werden, dass unter Berücksichtigung des aktuellen Anlagenzustandes keine unzulässigen Risikoerhöhungen (Risikopeaks) auftreten. Zudem kann die vorbeugende Instandhaltung entsprechend der Risikorelevanz der Komponenten optimiert werden (siehe dazu das Beispiel am Ende dieses Abschnittes). Dieses Vorgehen erlaubt die Umsetzung einer risikooptimierten Technischen Spezifikation, die dem Betreiber durchaus wirtschaftliche Vorteile bringen kann, ohne dass damit die Sicherheit der Anlage beeinträchtigt wird.

Im Gegensatz zur vorbeugenden Instandhaltung treten *Reparatur- und Instandstellungsarbeiten* zeitlich zufällig auf. Mit der Kenntnis über die mittlere Häufigkeit dieser Ereignisse kann deren Risikobeitrag kontrolliert werden, indem die zulässige Reparaturzeit entsprechend begrenzt wird (das Risiko wird durch die Häufigkeit des Auftretens und der Zeitdauer bestimmt). Durch ähnliche Überlegungen können Risikobeiträge kontrolliert werden, welche durch *Abweichungen von der Technischen Spezifikation* verursacht werden.

Die Verfügbarkeit von Komponenten "in Bereitschaft" ("stand-by"-Komponenten) kann nur bei Tests oder bei Störungen, bei welchen Sicherheitssysteme angefordert werden, bestimmt werden. Zwischen den einzelnen Tests kann die Unverfügbarkeit von "stand-by"-Komponenten zum Beispiel mit einem linearen Modell (lineare Zunahme der Unverfügbarkeit mit der Zeit) abgeschätzt werden. Ist dies im PSA-Modell sinngemäss modelliert, so kann der Risikogewinn alternativer *Prüfstrategien* bestimmt werden.

Vorausgesetzt, Änderungen im Anlagenzustand können schnell genug am PSA-Modell nachvollzogen und rasch quantitativ ausgewertet werden, kann das PSA-Modell als Werkzeug für die Bestimmung alternativer Strategien zur Störfallbeherrschung während eines *Zwischenfalls* benutzt werden, indem insbesondere der kurzfristige Verlauf des momentanen Risikos für die verschiedenen Strategien vorausberechnet wird.

### 5.5.5 Auswertung betrieblicher Erfahrungen

Auch für die Auswertung betrieblicher Erfahrungen unterstützt das PSA-Modell eine risikoorientierte Vorgehensweise. In der *rückblickenden Risikobewertung* werden Risikoindikatoren über einen bestimmten Zeitraum ermittelt [VTT 93]. Nebst der mittleren CDF sind dies Grössen wie zum Beispiel die Anzahl (probabilistisch) bedeutender Ereignisse in der interessierenden Zeitperiode. Die Risikobedeutung eines *Ereignisses* (Störung) kann näherungsweise mit der Dauer des Ereignisses und der entsprechenden Risikoerhöhung während des Ereignisses nach folgender Beziehung ermittelt werden (siehe Figur 5.5):

$$P_d = \Delta CDF \times \Delta t \quad : \text{bedingte Kernschadens-} \\ \text{wahrscheinlichkeit (Risikodosis)}$$

Als nützliche Ergänzung zur traditionellen "root cause"-Analyse bietet die PSA zudem die Möglichkeit, denkbare Folgen eines Zwischenfalls anhand der Ereignisablaufmodelle zu studieren ("wie hätte sich das Ereignis weiterentwickelt, wenn...").

Schliesslich beinhaltet der Living-PSA-Prozess auch eine ständige *Verifikation des PSA-Modells*, indem dieses auf Übereinstimmung mit den beobachteten Abläufen in der Anlage geprüft wird.

### 5.5.6 Einteilung von Komponenten in Risikokategorien

In einer Pilotstudie hat die HSK sämtliche sicherheitstechnisch wichtigen Pumpen im KKW Leibstadt in drei verschiedene Risikokategorien eingeteilt. Risikokategorien können dazu verwendet werden, um abgestufte Anforderungen für die Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme zu definieren. Sie können jedoch auch für die Entwicklung von Inspektionsprogrammen verwendet werden oder grundsätzlich überall dort, wo Prioritäten nach der risikomässigen Bedeutung einer Komponente oder eines Systems festgelegt werden sollen.

- Der *relative Beitrag* einer Komponente zum Risiko (CDF) wird auch *Fussel-Vesely-Importanz* (FV) genannt. Die Fussel-Vesely-Importanz eines Ereignisses (zum Beispiel, das Versagen einer Pumpe) ist die relative Häufigkeit aller Schnittmengen (individuelle Unfallsequenzen), in welchen das betreffende Ereignis vorkommt.

$$FV = [CDF_n - CDF \text{ (Komponente perfekt)}] / CDF_n \quad : \text{ relativer Beitrag}$$

- Die *Risikozunahme* (engl.: Risk Increase Factor, RIF) ist die relative Erhöhung des Risikos, wenn angenommen wird, dass ein Ereignis (Versagen der Pumpe) mit Sicherheit eintritt ( $X=1$ ).

$$RIF = CDF (X=1) / CDF_n \quad : \text{ Risikozunahme}$$

Durch die Festlegung von Intervallen für diese beiden Grössen können Kategorien mit unterschiedlichen Risikobedeutungen gebildet werden. Das für die HSK-Pilotstudie verwendete Kriterium wurde der Literatur entnommen [EC 98] und definiert drei Kategorien:

Risikokategorie (Risikobedeutung)	Kriterium	Anforderungen (zum Beispiel an die vorbeugende Instandhaltung)
hoch	$FV > 1 \times 10^{-3}$	hoch
mittel	$FV < 1 \times 10^{-3}$ <u>und</u> $RIF > 2$	mittel
tief	$FV < 1 \times 10^{-3}$ <u>und</u> $RIF < 2$	tief

Die Anwendung dieser Kriterien auf die 500 wichtigsten Komponenten des Kernkraftwerks Leibstadt im Rahmen der HSK-Pilotstudie ergab folgende Einteilung: ca. 30% der Komponenten fallen in die Risikokategorie "hoch", weitere 30% fallen in die Kategorie "mittel" und der Rest der Komponenten wurde in die Kategorie "tief" eingestuft.

Aufgrund dieser Einteilung können nun angepasste Instandhaltungsprogramme für die einzelnen Komponenten definiert werden. Dabei wird man für risikomässig wichtigere Komponenten mehr Mittel für die vorbeugende Instandhaltung einsetzen als für risikomässig weniger wichtige oder unbedeutende Komponenten.

Man beachte, dass die Grenzwerte für FV und RIF willkürlich und ohne Bezug auf das absolute Risiko definiert werden. Als Alternative zu den hier verwendeten Kriterien können die Grenzen zwischen den Kategorien auch allein aufgrund des RIF definiert werden, und anstelle von Komponenten können ganze Sicherheitssysteme kategorisiert werden. So wurde zum Beispiel vorgeschlagen, ein System mit einem RIF > 5 direkt in die Kategorie "hoch" einzustufen [Brewer 99].

## **5.6 Verfahren und Kriterien für die risikoorientierte Aufsicht**

Risikobetrachtungen können zur Unterstützung einer Reihe von Aufsichtstätigkeiten herangezogen werden. Beispiele für die Einhaltung von Sicherheitsstandards, der Identifikation risikoreduzierender Massnahmen und zur Entscheidungsfindung wurden im Abschnitt 5.5 beschrieben. Bei der Optimierung von Betriebsregeln (der sogenannten Technischen Spezifikation) oder der Instandhaltungsstrategie, und bei der Auswertung der Betriebserfahrung (insbesondere der betrieblichen Ereignisse) spielen Risikobetrachtungen ebenfalls eine wichtige Rolle.

In manchen Ländern, in denen Kernkraftwerke betrieben werden, entwickeln die zuständigen Behörden zurzeit Richtlinien für den systematischen Einbezug der PSA in ihre Aufsichtstätigkeit. Nebst einer besseren Kontrolle über das Risiko verspricht der risikoorientierte Ansatz auch eine bessere Übereinstimmung bei der Beurteilung verschiedener Anlagen. Damit kann von Anlagen mit einem höheren Risiko mehr an risikoreduzierenden Massnahmen gefordert werden als von Anlagen mit einem geringeren Risiko.

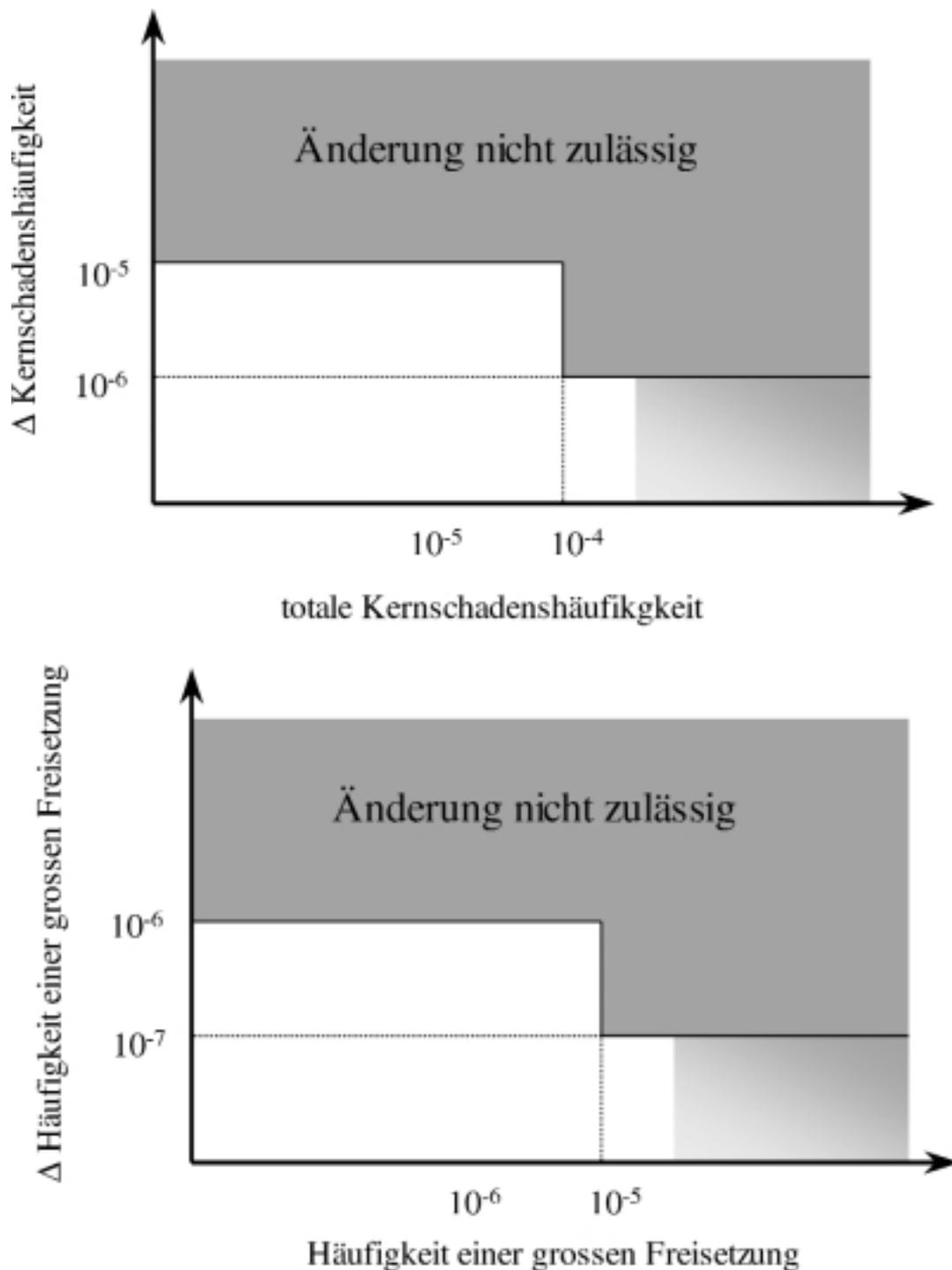
Als Beispiele für die risikoorientierte Aufsicht dienen nachfolgend je eine Anwendung aus den USA und aus der Schweiz.

### **5.6.1 "Risk-Informed Regulation" (USA)**

Die amerikanische Aufsichtsbehörde über die Nuklearanlagen, die USNRC, hat 1998 Richtlinien für die Anwendung der PSA für die Aufsichtstätigkeit über die amerikanischen Kernanlagen publiziert [NRC 98]. Diese Richtlinien sollen es

den Betreibern der KKW's ermöglichen, vorgesehene Änderungen betrieblicher Natur sowie Änderungen in der sicherheitstechnischen Auslegung durch Risikoüberlegungen unterstützend zu begründen. Den NRC-Inspektoren sollen sie als Wegleitung für eine risikoorientierte Aufsicht dienen.

Figur 5.6: NRC-Kriterien für die Zulässigkeit von Änderungen (sinngemäss wiedergeben aus [NRC 98])



Die Richtlinien der NRC enthalten nebst einer Reihe von formalen Bedingungen betreffend der Güte der zu verwendenden PSA-Modelle oder des Umfangs der einzureichenden Dokumentation auch quantitative Sicherheitskriterien, sogenannte "Acceptance Guidelines". Daraus kann ermittelt werden, ob eine vorgesehene Änderung vom Risikostandpunkt her betrachtet zulässig ist oder nicht (Figur 5.6). Die verwendeten Risikogrößen sind die mittlere CDF und die Häufigkeit einer grossen Freisetzung ("Large Early Release Frequency", LERF) als Mass für das Freisetzungsrisiko.

Das Akzeptabilitätskriterium für die CDF wird folgendermassen angewendet:

- Resultiert die geplante Änderung in einer Abnahme der CDF, oder ist die Zunahme der CDF kleiner als  $10^{-6}$  pro Jahr, so ist der Antrag risikomässig grundsätzlich zulässig und wird weiterbehandelt.
- Resultiert die geplante Änderung in einer Zunahme der CDF  $>10^{-6}$ , aber  $\leq 10^{-5}$  pro Jahr, so wird der Antrag behandelt, sofern die Anlage eine totale CDF von weniger als  $10^{-4}$  pro Jahr ausweisen kann.
- Änderungen, welche in einer Zunahme der CDF von  $\geq 10^{-5}$  resultieren, sind grundsätzlich nicht zulässig und haben wenig Aussicht, akzeptiert zu werden.

Das Akzeptabilitätskriterium basierend auf der LERF funktioniert sinngemäss und muss gleichzeitig mit dem CDF-Kriterium erfüllt werden. Die festgelegten Zahlenwerte sind keine harten Grenzen, sondern werden als Richtwerte interpretiert.

Die "Acceptance Guidelines" der NRC besitzen folgende Eigenschaften:

- Die Risikokriterien fördern die Entwicklung anlagenspezifischer, realistischer Risikomodelle, denn
- Betreiber, die für ihre Anlage ein insgesamt tiefes Risiko ausweisen können (CDF, LERF), geniessen mehr Spielraum bei Anlagenänderungen und gewinnen damit an Flexibilität bei der betrieblichen Optimierung.
- Die gleichzeitige Verwendung von CDF und LERF als Akzeptabilitätskriterien entspricht dem "defense-in-depth"-Gedanken (streng genommen ist die CDF bei der Bestimmung des Risikos für die Umgebung eine vorgelagerte Grösse; das Freisetzungsrisiko [hier LERF] ist dafür aussagekräftiger. Mit dem CDF-Kriterium soll aber verhindert werden, dass Defizite in der Unfallprävention mit einem guten Containment kompensiert werden).

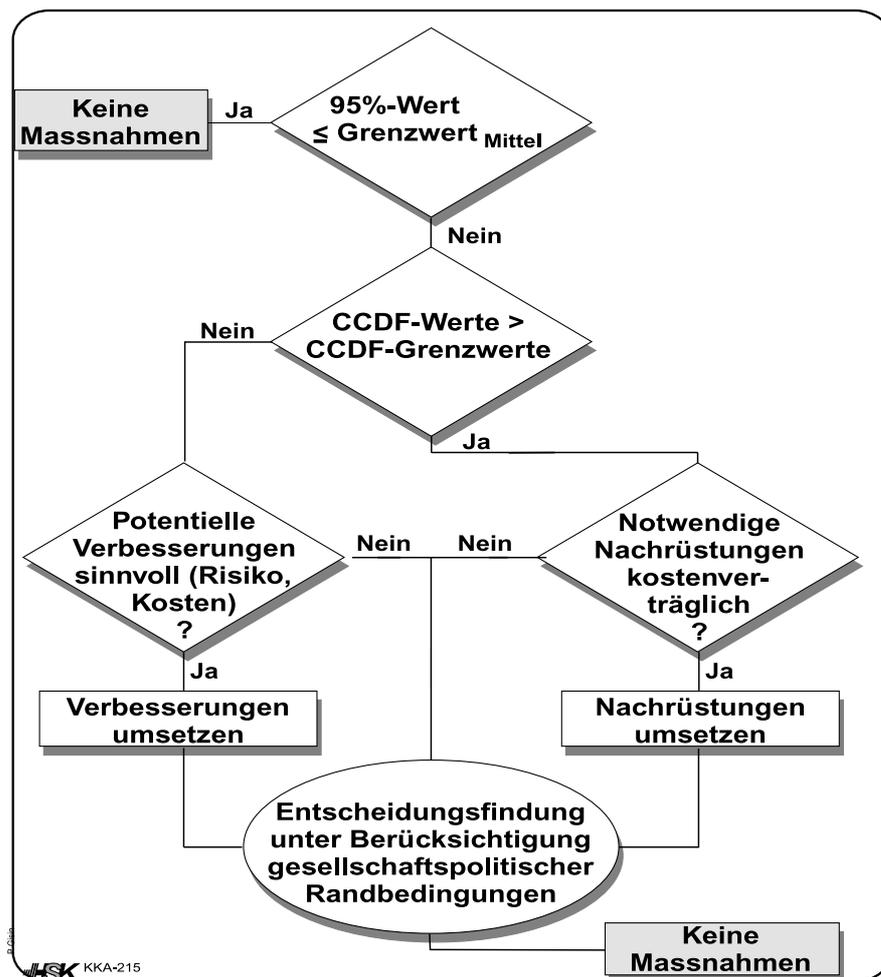
Nebst den Risikobetrachtungen verlangt [NRC 98], dass nach wie vor klassische (deterministische) Sicherheitsnachweise geführt werden müssen, zumindest dort, wo die geplante Änderung einen Einfluss auf Auslegungskriterien und/oder

Sicherheitsreserven haben könnte. Zudem sind risikobasierte Betrachtungen bei Änderungsanträgen nicht obligatorisch. Es bleibt dem Betreiber überlassen, ob er seinen Antrag mit probabilistischen Überlegungen ergänzen will. Diese Einschränkungen gegenüber einer rein risikobasierten Aufsicht haben in den USA den Begriff der "Risk-Informed Regulation" geprägt (im Gegensatz zur "Risk-Based Regulation"). Damit wird ein (vorsichtiger) Schritt in Richtung RBR genommen, ohne dabei die bestehende deterministische Sicherheitsphilosophie aufzugeben.

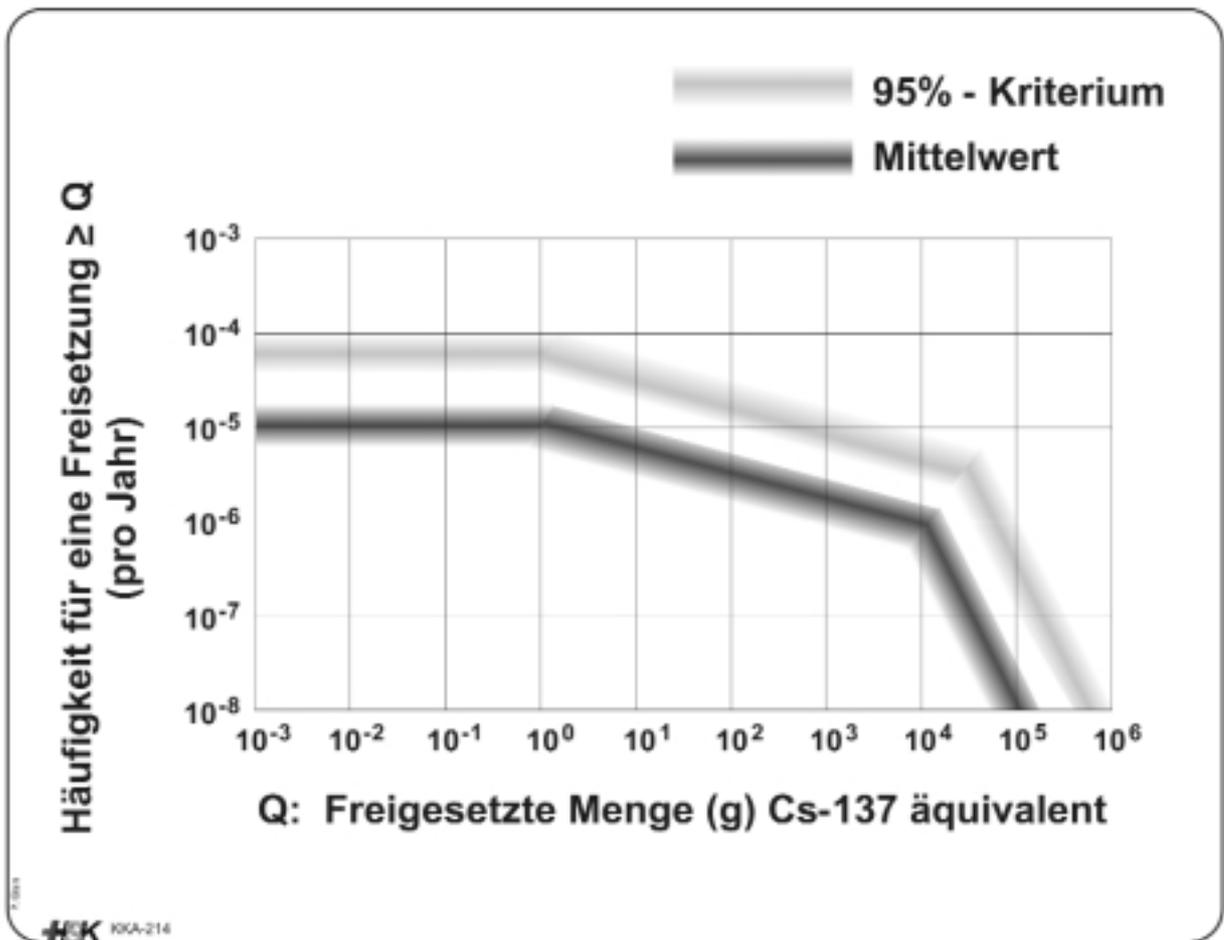
### 5.6.2 Risikobasierte Entscheidungsfindung (Schweiz)

Im Zusammenhang mit der Bewertung von Massnahmen gegen schwere Unfälle (siehe Abschnitt 5.2) hat die HSK in Anlehnung an [IAEA 95b] erstmals quantitative Sicherheitskriterien definiert. Gleichzeitig hat sie ein Vorgehen für den systematischen Einbezug von Risikoüberlegungen für Entscheidungsfindungen vorgeschlagen [Schmocker 97].

Figur 5.7a: Entscheidungsprozess



Figur 5.7b: HSK-Kriterien



Ähnlich wie die Akzeptabilitätskriterien der USNRC werden sowohl die Resultate der Stufe-1-PSA als auch diejenigen der Stufe-2-PSA berücksichtigt, wobei anstelle der (punktuellen) LERF nun auch auf Stufe 2 das ganze Spektrum der Unfälle betrachtet wird. Ausserdem fordert die HSK eine systematische Berücksichtigung der Unsicherheiten. Die beiden Figuren 5.7a und 5.7b illustrieren die HSK-Kriterien sowie den damit verbundenen Entscheidungsprozess. Die von der HSK verwendeten Kriterien sind als Richtwerte, und nicht als absolute Grenzwerte, zu verstehen.

## 6 “Risk-Based Regulation” in der Kernindustrie: Bilanz und Ausblick

Seit einiger Zeit werden im Bereich der Reaktorsicherheit risikobasierte oder risikoorientierte Überlegungen angestellt, insbesondere für die Bewertung zusätzlicher Sicherheitsmassnahmen (z.B. Nachrüstung) und bei der Bewilligung von Änderungen betrieblicher Natur (z.B. Leistungserhöhungen). Ebenso lässt sich die relative Wirksamkeit unterschiedlicher risikoreduzierender Massnahmen aufzeigen (direkte Anwendungen von Risikoüberlegungen).

Jedoch wurden Kernkraftwerke ursprünglich nicht mit Risikoüberlegungen, sondern nach deterministischen Kriterien ausgelegt. Diese in Auslegungs- und Ausführungsregeln festgelegten Kriterien sind weiterhin gültig. Mit den PSA-Studien wird überprüft, ob die deterministischen Auslegungsgrundlagen ein akzeptables Sicherheitsniveau gewährleisten (indirekte Anwendung von Risikoüberlegungen).

Risikoüberlegungen spielen also bereits seit einigen Jahren eine wichtige Rolle bei der Optimierung von Betriebs- und Aufsichtstätigkeiten. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, dass sich die Risikoanalysen weitgehend auf Stufe-1- und Stufe-2-Analysen beschränken, d.h. es werden die Kernschadenshäufigkeit bzw. die Wahrscheinlichkeit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe untersucht, nicht aber die effektiven Schäden (Stufe 3). Letztere geben wenig Aufschluss im Hinblick auf gezielte Verbesserungen in der Anlage und spielen somit in der Aufsicht eine untergeordnete Rolle.

### 6.1 Schwierigkeiten für die Umsetzung von RBR in der Kernindustrie

Nachfolgend werden einige Faktoren aufgezählt, welche im Falle der Kernenergie eine Umsetzung von RBR in der Kernindustrie im Sinne von [Seiler 2000] erschweren:

- Die (risikoorientierte) sicherheitstechnische Optimierung von Kernkraftwerken geschieht mit Hilfe von “vorgelagerten” Risikoindikatoren. Gemeint sind Grössen wie die Kernschadenshäufigkeit (CDF) und das Freisetzungsrisiko, nicht aber Schadensindikatoren wie die Anzahl Todesopfer als Folge eines schweren Unfalls. Damit steht die von RBR vorgeschlagene Bezugsgrösse für die Risikobegrenzung und für die (bereichsübergreifende) Optimierung der dazu einzusetzenden Mittel vorerst nicht zur Verfügung. Möglich (und zum Teil in der Praxis umgesetzt) sind jedoch Ansätze, welche

eben diese vorgelagerten Grössen als Risikokriterien benutzen. Auf Stufe der Schadensindikatoren wäre die Anwendung eines einzelnen Kriteriums wie die Anzahl Todesopfer ohnehin problematisch, denn die Auswirkungen eines schweren Unfalls sind vielfältig (siehe Abschnitt 5.3).

- Zur Zeit existieren noch keine allgemein akzeptierten probabilistischen Sicherheitskriterien (Grenzwerte) für Kernkraftwerke. Zum Teil fehlen auch einheitliche Definitionen für die Risikoindikatoren. Die von der IAEA vorgeschlagenen probabilistischen Sicherheitskriterien [IAEA 92b] (siehe auch Abschnitt 5.1) haben keinen verbindlichen Charakter. Es ist den einzelnen Mitgliederstaaten überlassen, diese Kriterien zu übernehmen, oder eventuell eigene Kriterien zu definieren. Auch in der Schweiz existieren keine verbindlichen probabilistischen Sicherheitskriterien. Die von der HSK vorgeschlagenen Kriterien werden bis jetzt nur für bestimmte Anwendungen benutzt (siehe Abschnitt 5.6.2).
- Die beim Betreiber entstehenden Kosten einer von der Behörde verlangten Änderung oder eines Nachweises werden bei der Aufsicht nicht systematisch miteinbezogen. Obwohl die Kosten von Behördenforderungen im Entscheidungsprozess grundsätzlich berücksichtigt werden (vgl. Figur 5.7a, Abschnitt 5.6.2), existieren dazu in der Schweiz noch keine quantitativen Kriterien. Für die systematische Anwendung eines Kostenkriteriums in der Aufsicht müsste insbesondere auch eine (vom Betreiber) unabhängige Kostenschätzung vorgenommen werden. Anstelle eines noch nicht vorhandenen, industrieübergreifenden Kostengrenzwertes könnten vorübergehend Erfahrungswerte benutzt werden (ein Schweizer KKW hat berechnet, dass bisherige Nachrüstungsprojekte Kosten zwischen 300 und 600 kFr für eine Reduktion der CDF um  $10^{-7}$  pro Jahr verursacht haben).
- Eine ausschliesslich risikobasierte Aufsichtspraxis verlangt ein umfassendes, vollständiges, verifiziertes und validiertes PSA-Modell. Ein solches Unterfangen ist kaum zu realisieren. Aus diesem Grunde werden heute (und wurden bisher immer) die PSA-Ergebnisse und -Erkenntnisse als unterstützende Elemente zur Entscheidungsfindung benutzt. Insbesondere die relative Risikobewertung von Änderungen hat sich in der Praxis bewährt und wird auch entsprechend häufig angewendet.
- Mit den heute üblichen PSA-Studien werden ausschliesslich die Risiken aus schweren Unfällen während der produktiven Phase eines Kernkraftwerks erfasst. Die im Normalbetrieb entstehenden Schäden sowie Schäden in den verbleibenden Schritten der Energiekette (Förderung der Rohstoffe und des Brennstoffs, Bau und Rückbau der Anlage) werden damit nicht erfasst. Ein Lösungsansatz in Richtung einer umfassenden Betrachtungsweise wird im Abschnitt 6.3 diskutiert.

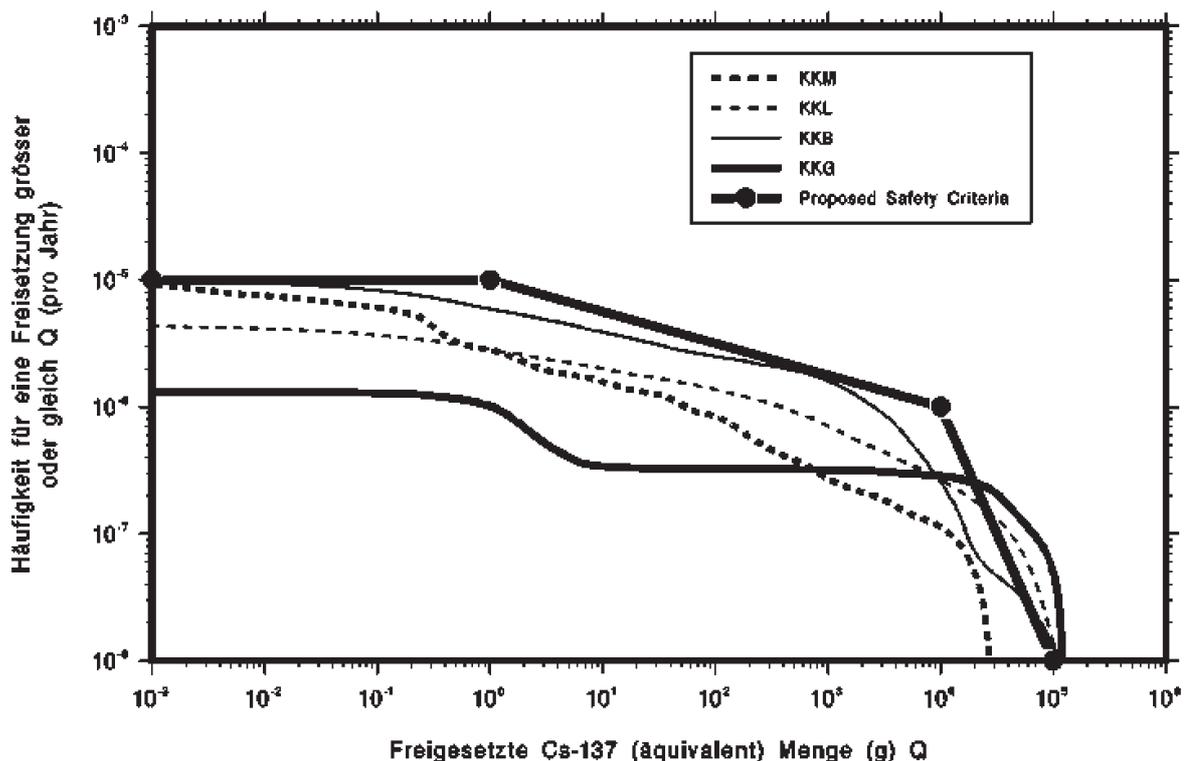
- Die Motivation der KKW-Betreiber für eine konsequente Umsetzung von RBR wird von den Autoren dieser Fallstudie als eher gering eingeschätzt. Obwohl in der Schweiz von jedem KKW eine werkspezifische Stufe-2-PSA durchgeführt wurde, steckt die Umsetzung des Risikomanagements im Sinne einer Living-PSA (siehe Abschnitt 5.5) noch in ihren Anfängen. Gesamthaft werden die wirtschaftlichen Vorteile einer Living-PSA von den Betreibern offensichtlich als nicht ausreichend eingeschätzt.

## 6.2 Erweiterung des Bezugsrahmens auf stromproduzierende Systeme

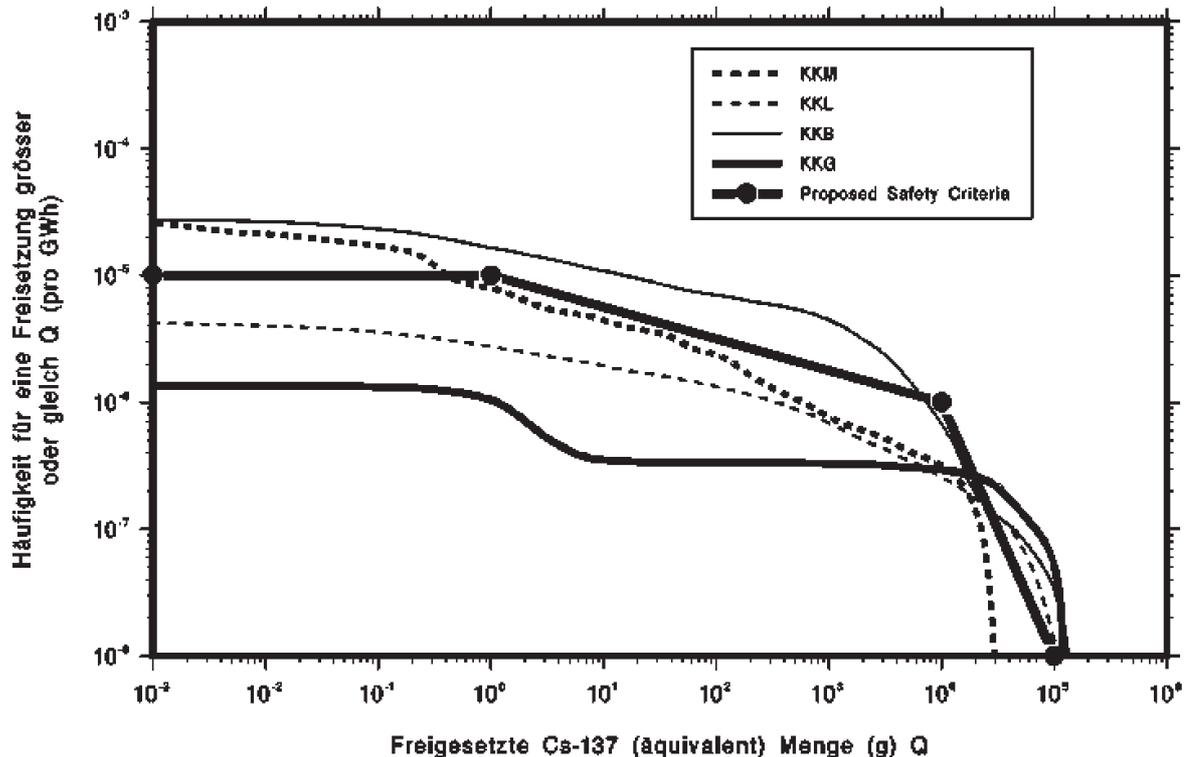
### 6.2.1 Berücksichtigung des Nutzens

Weder in der bisherigen Aufsichtspraxis noch im RBR-Ansatz wird der Nutzen einer Anlage explizit berücksichtigt. Bei Kraftwerken bietet sich die produzierte Menge Energie, im Falle der Kernkraft die Menge produzierten elektrischen Stromes, als Bezugsgrösse an. Wird das Risiko von Kernkraftwerken anstatt wie bisher "pro Anlage" neu "pro erzeugte Energie" ausgedrückt, so verschieben sich die Risikokurven (Summenkurven) der einzelnen Anlagen deutlich. Figur 6.1a zeigt die Summenkurven für die vier Kernkraftwerke der Schweiz. In Figur 6.1b wurden die Kurven auf die produzierte Menge elektrischer Energie bezogen.

Figur 6.1a: Summenkurven für die Schweizer Kernanlagen



Figur 6.1b: Auf die Menge produzierter elektrischer Energie bezogene Summenkurven für die Schweizer Kernanlagen



Im Bereich der kleinen und mittleren Freisetzungen zeigen die Risikokurven für die neueren Anlagen Leibstadt (KKL: 1030 MW elektrische Leistung) und Gösgen (KKG: 970 MW elektrische Leistung) einen etwas günstigeren Verlauf als für die älteren Anlagen Beznau (KKB: 357 MW elektrische Leistung) und Mühleberg (KKM: 355 MW elektrische Leistung). Dies ist vorallem auf die modernere sicherheitstechnische Auslegung der neueren Anlagen zurückzuführen. Der günstigere Verlauf wird noch deutlicher, wenn man das Risiko auf die produzierte Energie bezieht (Fig. 6.1b). Im Bereich grosser Freisetzungen ( $> 10$  kg Cäsium) wird das Risiko hingegen fast ausschliesslich durch die Grösse des Reaktors (genauer: durch das im Reaktor vorhandene Inventar an Spaltprodukten) bestimmt.

## 6.2.2 Vergleich mit anderen stromerzeugenden Systemen – Einbezug sämtlicher Risiken<sup>13</sup>

Wie bereits erwähnt, erfassen PSA-Studien bislang nur die Risiken aus schweren Unfällen. Diese Tatsache verstärkt die weitverbreitete Auffassung, dass das Risiko von Kernanlagen durch schwere Unfälle dominiert wird. Vorderhand besteht jedoch kein Grund, schleichende Risiken (verursacht durch Emissionen

13) Dieses Kapitel wurde unter Mitwirkung von Dr. S. Hirschberg vom Paul Scherrer Institut verfasst. Für seine nützlichen Hinweise und für sein Korreferat möchten wir ihm an dieser Stelle herzlich danken.

im Normalbetrieb) nicht auch in die risikobasierte Optimierung einzubeziehen. In diesem Abschnitt wird mit Hilfe der vom Projekt GaBE<sup>14</sup> des Paul Scherrer Instituts erarbeiteten Grundlagen und Zahlen eine Betrachtung sämtlicher Risiken des Systems "Kernenergie" angestrebt. Erst diese umfassende Betrachtungsweise liefert die Grundlage für einen angemessenen Vergleich zwischen den Risiken der Kernenergie und den Risiken anderer Systeme zur Produktion elektrischer Energie.

Um dies zu erreichen müssen sämtliche Schritte einer Energiekette betrachtet werden. Zu den Schritten einer Energiekette gehören nebst der eigentlichen Produktionsphase gemäss [Hirschberg 98] auch die Förderung, die Aufbereitung und der Transport des Brennstoffs sowie die Abfallbehandlung und -entsorgung. Damit wird der Tatsache Rechnung getragen, dass die Risiken verschiedener Energiesysteme mit unterschiedlicher Ausprägung in den einzelnen Schritten der Energiekette auftreten können.

Weil von verschiedenen Systemen qualitativ verschiedene Risiken (Schäden) ausgehen, werden in der Regel auch unterschiedliche Risikoindikatoren verwendet. Für den direkten Vergleich muss jedoch ein gemeinsamer Massstab gefunden werden. Dies wird durch Umrechnung der Schäden in die dadurch entstehenden Kosten erreicht (Monetisierung). Die Menge der produzierten Energie steht auch bei der bereichsübergreifenden Betrachtung als Bezugsgrösse zur Verfügung. Im Weiteren werden für das Risiko die externen Kosten pro produzierte Menge elektrische Energie eingesetzt (zum Beispiel Rp/kWh).

Tabelle 6.1 zeigt die Kosten verschiedener stromproduzierender Systeme, aufgeschlüsselt nach Produktionskosten und umweltbezogenen externen Kosten. Mit den umweltbezogenen externen Kosten werden sowohl Schäden aus dem Normalbetrieb wie auch Schäden als Folge schwerer Unfälle erfasst (die Bezeichnung "extern" besagt, dass diese Kosten nicht direkt über den Markt abgegolten werden)<sup>15</sup>. Dabei handelt es sich um Erwartungswerte, ohne Berücksichtigung von Risikoaversion.

---

14) GaBE: Ganzheitliche Betrachtung von Energiesystemen

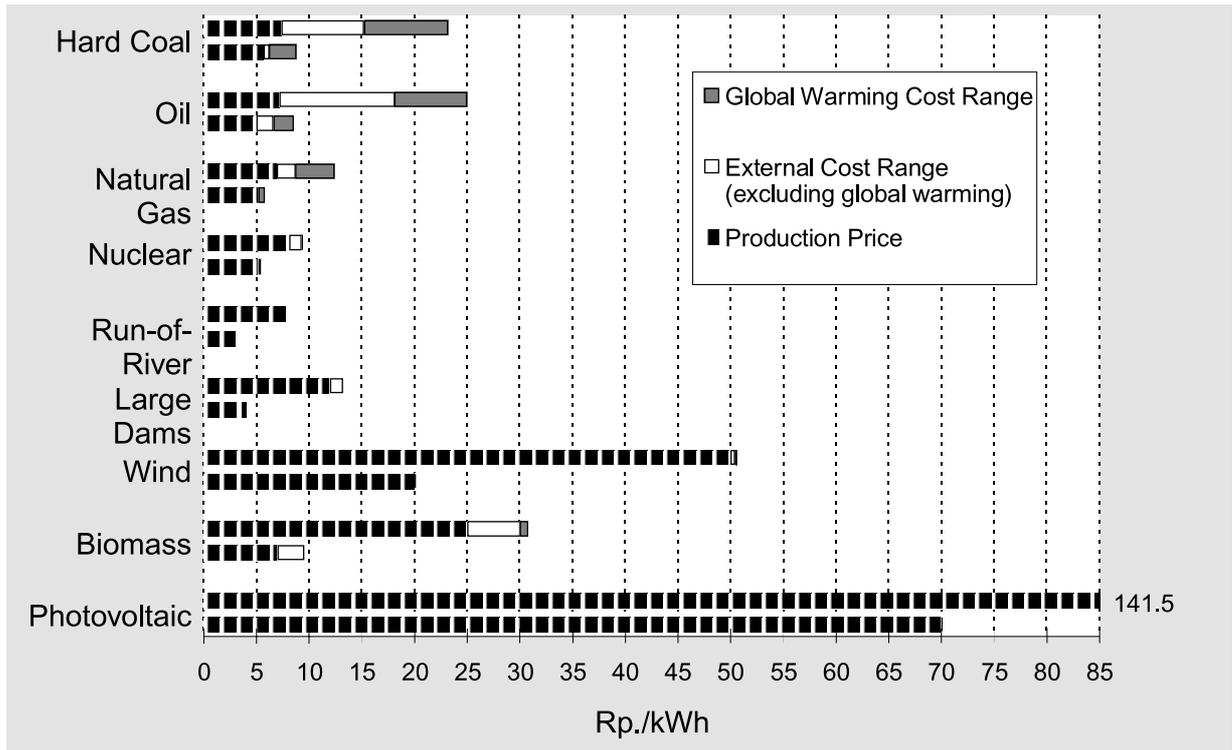
15) Unter den *umweltbezogenen* externen Kosten versteht [Hirschberg 99] zum Beispiel Gesundheitsschäden, Schäden in Land- und Forstwirtschaft, Wasserverschmutzung und Schäden aus globalen Effekten wie die Erwärmung der Atmosphäre. Nicht unter diesen Begriff fallen zum Beispiel die (dem Kostenverursacher zur Verfügung stehende) öffentliche Infrastruktur, die Versorgung mit strategisch wichtigen Gütern oder staatliche Massnahmen wie Subventionen.

*Tabelle 6.1: Übersicht über interne und externe Kosten der Stromproduktion (Erwartungswerte). Aus [Hirschberg 99]*

Energy Carrier	Production Price (Rp/kWh)	External Cost (excluding global warming) (Rp/kWh)	Global Warming Cost Range (Rp/kWh)	Total Environmental External Cost (Rp/kWh)	Full Cost (Rp/kWh)
Hard Coal	5.7 - 7.4	0.5 - 7.8	2.6 - 8.0	3.1 - 15.8	8.8 - 23.2
Oil	5.0 - 7.2	1.6 - 10.9	1.9 - 6.9	3.5 - 17.8	8.5 - 25.0
Natural Gas	5.0 - 6.9	0.2 - 1.8	0.6 - 3.7	0.8 - 5.5	5.8 - 12.4
Nuclear Power	5.2 - 8.1	0.2 - 1.2	0.0 - 0.1	0.2 - 1.3	5.4 - 9.4
Hydro Power					
- run-of-river	3.0 - 8.0	n.a. (small)	n.a. (negligible)	n.a. (small)	3.0 - 8.5
- large dams (SP)	4.0 - 12.0	0.0 - 1.2	negligible	0.0 - 1.2	4.0 - 13.2
Wind	20.0 - 50.0	0.1 - 0.4	0.0 - 0.2	0.1 - 0.6	20.1 - 50.6
Biomass	7.0 - 25.0	2.5 - 5.0	0.0 - 0.8	2.5 - 5.8	9.5 - 30.8
Solar Photovoltaic	70.0 - 140.0	0.1 - 0.2	0.0 - 1.3	0.1 - 1.5	70.1 - 141.5

In Tabelle 6.1 werden die gesamten umweltbezogenen externen Kosten der Kernenergie mit 0.2 – 1.3 Rp/kWh angegeben. Im Vergleich dazu werden die umweltbezogenen externen Kosten aus schweren Reaktorunfällen alleine auf 0,0018 respektive 0.01 Rp/kWh (Mittelwerte) geschätzt [Hirschberg 98, Seite 159]. Schwere Unfälle verursachen also nur einen Bruchteil der gesamten, umweltbezogenen externen Kosten der Kernenergie. Damit wird deutlich, dass die Auswirkung einer hypothetischen Einführung von RBR in Kernenergiebereich stark davon abhängt, welche Art(en) von Risiken als Grundlage für die Optimierung herangezogen werden. Der Vergleich mit den Risiken der anderen stromproduzierenden Systeme gibt zudem einen Hinweis auf den (risikobasierten) "Regulierungsbedarf" für die einzelnen Energieträger. Die Verhältnisse werden in Figur 6.2 noch einmal graphisch dargestellt.

Figur 6.2: Interne und Externe (Umwelt-)Kosten der Stromproduktion (Erwartungswerte) [Hirschberg 98]



Die externen Kosten enthalten die Schäden aus dem Normalbetrieb und aus schweren Unfällen. Als Illustration der zum Teil sehr grossen Unsicherheiten in den Schätzungen werden für jeden Energieträger zwei Fälle gezeigt, jeweils für den niedrigen und für den höheren Wertebereich.

### 6.3 Schluss

In der vorliegenden Fallstudie wird die Entwicklung der Kernindustrie in Richtung einer vermehrt risikoorientierten Aufsicht dargestellt. Die Studie erhebt nicht den Anspruch, die Auswirkungen einer eventuellen Einführung von RBR auf die Kernenergie endgültig zu klären. Viele der in [Seiler 2000] aufgeworfenen Fragen werden in dieser Fallstudie bestenfalls qualitativ beantwortet, weil entweder quantitative Grundlagen fehlen oder weil vorhandene Daten im Rahmen dieser begrenzten Studie nicht recherchiert und ausgewertet werden konnten.

## 7 Literaturverzeichnis Teil I

- [Brewer 99] Brewer, H. D., Canady, K. S., "Probabilistic Safety Assessment Support for the Maintenance Rule at Duke Power Company", Reliability Engineering and System Safety 63, 243-249, 1999
- [EC 98] "Report on Risk-Based In-Service Inspection", European Commission, Draft Report, August 1998
- [ERI/HSK 92] M. Kathib-Rahbar, et al., "A Probabilistic Safety Assessment Review Guidance for Swiss Nuclear Power Plants", ERI/HSK 92-1115, HSK-AN-2517, November 1992
- [Hirschberg 98] Hirschberg, S., Spiekerman, G., Dones, R., "Project GaBE: Comprehensive Assessment of Energy Systems – Severe Accidents in the Energy Sector", First Edition, Paul Scherrer Institute, 1998
- [Hirschberg 99] Hirschberg, S. and Jakob, M., "Cost Structure of the Swiss Electricity Generation under Consideration of External Costs", Paper presented at SAFE, Seminar "Strompreise zwischen Markt und Kosten: führt der freie Strommarkt zur Kostenwahrheit ?", Bern, June 11, 1999
- [HSK 96] Vortrag "Grundlagen und Praxis der Aufsicht über die Kernanlagen in der Schweiz" von G. Prantl, U. Schmocker, W. Jeschki, gehalten am Symposium "Atomrechtliche Praxis in Bayern beim Betrieb von Kernkraftwerken", 29./30. Oktober 1996
- [HSK/ERI 93] "A Regulatory Evaluation of the Mühleberg Probabilistic Safety Assessment – Part II, Level 2", HSK 11/356, 1993
- [IAEA 96] "Defense in Depth in Nuclear Safety", INSAG-10, IAEA, June 1996
- [IAEA 96b] IAEA Safety Series No. 50-P-12, "Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 3)", 1996
- [IAEA 95] IAEA Safety Series No. 50-P-8, "Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2)", 1995
- [IAEA 95b] IAEA Series INSAG-9, "Potential Exposure in Nuclear Safety", International Nuclear Safety Advisory Group, 1995
- [IAEA 94] IAEA Safety Series No. 50-SG-012, "Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants", 1994

- 
- [IAEA 92] IAEA Safety Series No. 50-P-4, "Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level-1)", 1992
- [IAEA 92b] IAEA Safety Series No. 106, "The Role of Probabilistic Safety Assessment and Probabilistic Safety Criteria in Nuclear Power Plant Safety", 1992
- [IAEA 88] IAEA Safety Series No. 50-C, "Codes on the Safety of Nuclear Power Plants", 1988
- [IAEA 88b] IAEA Safety Series No. 75-INSAG-3, "Basic Safety Principles for Nuclear Safety", 1988
- [KTG/SFEN 97] Proceedings of the KTG/SFEN Conference on the European Pressurized Water Reactor (EPR), Cologne, 19-21 October, 1997
- [NRC 98] "An Approach for using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis", Regulatory Guide 1.174, USNRC, 1998
- [NRC 97] NUREG/CR-6613, Vol.1, "Code Manual for MACCS2 – User's Guide", 1997
- [NRC 78] NRC Reg. Guide 1.70, "Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants", November 1978
- [OECD 97] CSNI-PWG5 Bericht NEA/CSNI/R(97)6, "PSA Based Plant Modifications and Backfits", OCDE/GD(97)130
- [Pfund 82] "Rechtliche Grundlagen", Vortrag gehalten am SVA-Vertiefungskurs über "Regelwerke auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit in der Schweiz", Brugg-Windisch, 10. – 12.Mai 1982
- [Polyprojekt 95] Hennings, W., Mertens, J., Reer, B., "Methodik der Risikoanalyse für Kernkraftwerke – Eine bewertende Bestandesaufnahme mit Bezug auf regionale Sicherheitsplanung", Polyprojekt Risiko und Sicherheit Nr. 10, vdf, 1995
- [Schmocker 97] Schmocker, U., "Technische Massnahmen zur Begrenzung der Folgen schwerer Unfälle", Referat anlässlich des SVA-Vertiefungskurses "Notfallmanagement innerhalb und ausserhalb des KKW", Winterthur, 15. – 17. Oktober, 1997

- [Seiler 2000] "Risikobasiertes Recht – Wieviel darf Sicherheit kosten".  
Abschlussbericht des Nationalfonds-Projekts "Risk-Based Regulation" –  
ein taugliches Konzept für das Sicherheitsrecht?, Entwurf 31.12.98
- [SKI 94] "Safety Evaluation by Living Probabilistic Safety Assessment.  
Procedures and Applications for Planning of Operational Activities and  
Analysis of Operating Experience". SKI Report 94:2, 1994
- [VTT 95] "A Concept of safety indicator system for nuclear power plants", VTT  
Research Notes Nr. 1646, Technical Research Center of Finland, Espoo,  
1995
- [VTT 93] "Risk Measures in Living Probabilistic Safety Assessment", VTT  
Publication Nr. 146, Technical Research Center of Finland, Espoo, 1993

## Anhang I: Liste der bisher veröffentlichten Richtlinien und Empfehlungen für schweizerische Kernanlagen

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
R-04/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
R-05/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken; mechanische Ausrüstungen	Oktober 1990
R-06/d	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	Mai 1985
R-07/d	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
R-08/d	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
R-11/d	Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken	Mai 1980
R-12/d	Erfassung der Dosen des beruflich strahlenexponierten Personals von Kernanlagen	Dezember 1979
R-14/d	Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	Dezember 1988
R-14/e	Conditioning and Interim Storage of Radioactive Waste	Dezember 1988
R-15/d	Richtlinie zur Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken	August 1996
R-16/d	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
R-17/d	Organisation und Personal von Kernkraftwerken	August 1986
R-19/d	Planung und Ausführung der Sirennetze in der Zone 2 für das Alarmsystem in der Umgebung der Kernkraftwerke	Oktober 1979
R-19/f	La planification et la réalisation du réseau des sirènes dans la zone 2 pour le système d'alarme aux environs des centrales nucléaires	Oktober 1979
R-20/d	Technische Richtlinien für die Alarmsirenen des Alarmsystems in der Umgebung der Kernkraftwerke	Oktober 1979
R-21/d	Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle	November 1993
R-21/e	Protection Objectives for the Disposal of Radioactive Waste	November 1993
R-21/f	Objectifs de protection pour le stockage final des déchets radioactifs	November 1993
R-23/d	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 1993
R-25/d	Berichterstattung der Kernanlagen des Bundes, der Kantone, des PSI sowie des stillgelegten Versuchsatomkraftwerks Lucens	Mai 1990

**Liste der bisher veröffentlichten Richtlinien für schweizerische Kernanlagen (Forts.)**

<b>Richtlinie</b>	<b>Titel der Richtlinie</b>	<b>Datum der gültigen Ausgabe</b>
R-25/f	Notification relative aux installations nucléaires de la Confédération et des Cantons, à l'Institut Paul Scherrer ainsi qu'à la centrale nucléaire expérimentale désaffectée de Lucens.	April 1989
R-27/d	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken	Mai 1992
R-30/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen	Juli 1992
R-31/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, E1 klassierte elektrische Ausrüstungen	Januar 1994
R-32/d	Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen	September 1993
R-35/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Systemtechnik	Mai 1996
R-37/d	Anerkennung von Kursen für Strahlenschutz-Kontrolleure und -Chefkontrolleure; Prüfungsordnung	Mai 1990
R-38/d	Interpretation des Begriffs "abgeleiteter Richtwert für Oberflächenkontamination"	Juli 1987
R-39/d	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal	Januar 1990
R-40/d	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung	März 1993
R-42/d	Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage	Februar 1993
R-42/e	Responsibility for decisions to implement certain measures to mitigate the consequences of a severe accident at a Nuclear Power Plant	März 1993
R-100/d	Anlagezustände eines Kernkraftwerks	Juni 1987
R-101/d	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	Mai 1987
R-101/e	Design Criteria for Safety Systems of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors	Mai 1987
R-102/d	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
R-102/e	Design Criteria for the Protection of Safety Equipment in NPP against the Consequences of Airplane Crash	Dezember 1986
R-103/d	Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfall	November 1989