



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

KERNENERGIE UND RISIKO
Fachvorträge

1. GRS-Fachgespräch
München, 3./4. November 1977

GRS-10



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

KERNENERGIE UND RISIKO Fachvorträge

**1. GRS-Fachgespräch
München, 3./4. November 1977**

GRS-10 (März 1978)

INHALTSVERZEICHNIS

	Seite
Überblick über den Stand der deutschen Risikostudie Vortrag F.-W. Heuser	1
Diskussion zum Vortrag F.-W. Heuser	19
Ausgewählte Probleme und Ergebnisse der Störfallab- lauf- und Zuverlässigkeitsuntersuchungen für die deutsche Risikostudie Vortrag H. Hörtnner	24
Diskussion zum Vortrag H. Hörtnner	41
Die Auswertung von Betriebserfahrungen für die deut- sche Risikostudie Vortrag E. Lindauer	44
Diskussion zum Vortrag E. Lindauer	57
Das Unfallfolgenmodell der deutschen Risikostudie Vortrag W. Hübschmann	61
Diskussion zum Vortrag W. Hübschmann	82
Technische Gefahrenpotentiale im Verständnis der Ge- sellschaft Vortrag W. Diepold	85
Diskussion zum Vortrag W. Diepold	97
Juristische Aspekte bei der Risikobeurteilung Vortrag R. Lukes	99
Diskussion zum Vortrag R. Lukes	114
Zusammenfassung der Ergebnisse	120
Teilnehmerverzeichnis	123
Verteiler	153

ÜBERBLICK ÜBER DEN STAND DER DEUTSCHEN RISIKOSTUDIE

Dr. F.-W. Heuser und Dr. K. Kotthoff (GRS)

Kurzfassung

Im Frühjahr 1976 hat der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) eine Risikostudie für ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor in Auftrag gegeben. Nach einer Übersicht über die verschiedenen Teilaufgaben der Studie wird über den gegenwärtigen Stand der Arbeiten berichtet. Erste Zwischenergebnisse liegen vor.

Eingehender diskutiert werden Störfallabläufe, die nach einem Ausfall von Sicherheitssystemen zu einem Kernschmelzen und zu einem Versagen des Sicherheitsbehälters führen können. Ergebnisse anschließender Rechnungen zur Spaltproduktfreisetzung für verschiedene Versagensarten des Sicherheitsbehälters werden mitgeteilt. Die bisherigen Untersuchungen zeigen, daß die Folgen eines Kernschmelzunfalls wesentlich durch die Schutzfunktionen des Sicherheitsbehälters begrenzt werden können.

Abstract

In spring 1976 the Federal Ministry of Research and Technology has ordered a safety study to assess the risk for a nuclear power plant with a pressurized water reactor. Giving first a survey on the main subtasks of the study the present state of work and some first results are discussed.

Assuming a failure of safety systems a core melt event and a subsequent failure of the containment could occur. Corresponding accident sequences are discussed in some detail. Related hereto the results of some calculations for fission product release with respect to different containment failure modes are given. According to the results obtained so far the consequences of a core melt event can essentially be restricted by the retention function of the containment.

1. Einleitung

Im Frühjahr 1976 hat der Bundesminister für Forschung und Technologie eine Risikostudie für ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor in Auftrag gegeben. Ziel dieser Studie ist es, das mit dem Betrieb von Kernkraftwerken verbundene Risiko unter deutschen Standortbedingungen zu ermitteln.

Mit dem ersten Beitrag zu diesem Fachgespräch soll ein Überblick über Zielsetzung und gegenwärtigen Stand der Arbeiten zu dieser Studie gegeben werden. Die Arbeiten wurden im Juni 1976 aufgenommen. Technische Referenz für die Studie ist das Kern-

kraftwerk Biblis B, eine Anlage, die mit einem Druckwasserreaktor von 3 733 MW_{th} ausgerüstet und im März 1976 in Betrieb gegangen ist.

Die Studie gliedert sich in zwei Arbeitsphasen. Für die erste der beiden Phasen sind weitgehend die Methoden und Annahmen übernommen worden, die in der amerikanischen Sicherheitsstudie WASH-1400 /1/, der Rasmussen-Studie, verwendet worden sind. Vertiefende Untersuchungen, die über die Begrenzungen der Rasmussen-Studie hinausgehen und für die neueste Ergebnisse der Sicherheitsforschung berücksichtigt werden sollen, werden in der zweiten Phase der Studie im Laufe des nächsten Jahres aufgenommen.

Die Arbeiten zur Studie werden von verschiedenen Institutionen durchgeführt, siehe Bild 1. Die anlagentechnischen Untersuchungen selbst liegen dabei im wesentlichen bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS). Zuarbeiten auf dem Gebiet der Zuverlässigkeitskenndaten erfolgen vom Institut für Kerntechnik

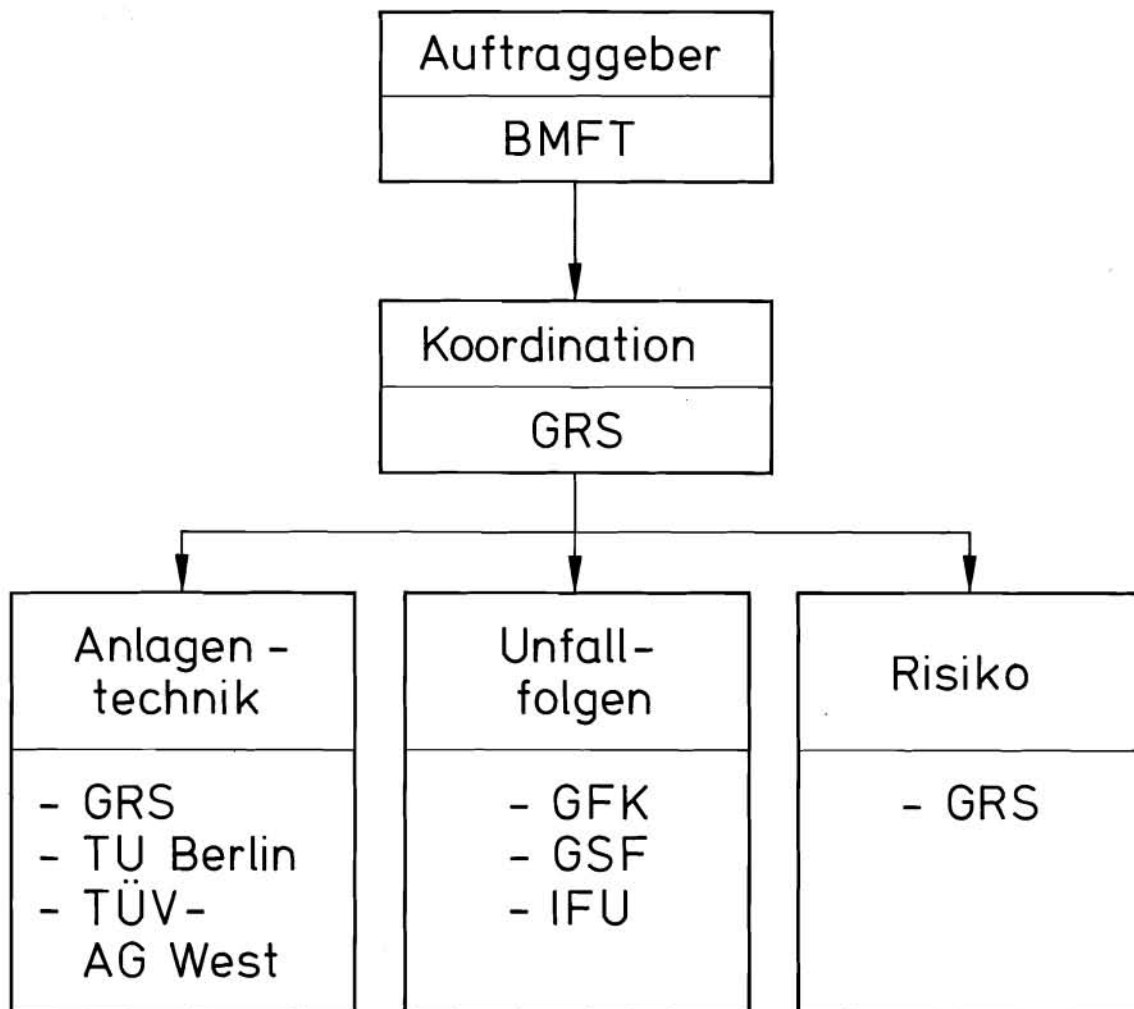


Bild 1: Organisation der deutschen Risikostudie

der Technischen Universität Berlin. Arbeiten zur Auswertung von Schadensberichten für konventionelle Dampfkessel und Druckbehälter werden von der Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West des TÜV Rheinland und des RWTÜV durchgeführt.

Das Unfallfolgenmodell für die Studie wird von der Gesellschaft für Kernforschung (GfK) und der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF) erarbeitet. Ein hierzu notwendiges Evakuierungsmodell wird vom Institut für Unfallforschung (IFU) des TÜV Rheinland erstellt.

Im weiteren Verlauf der Arbeiten, vor allem in der zweiten Phase der Studie, ist die Mitarbeit weiterer Institutionen vorgesehen.

2. Gliederung der Risikostudie

Bild 2 zeigt eine Übersicht über die verschiedenen Teilaufgaben der Studie.

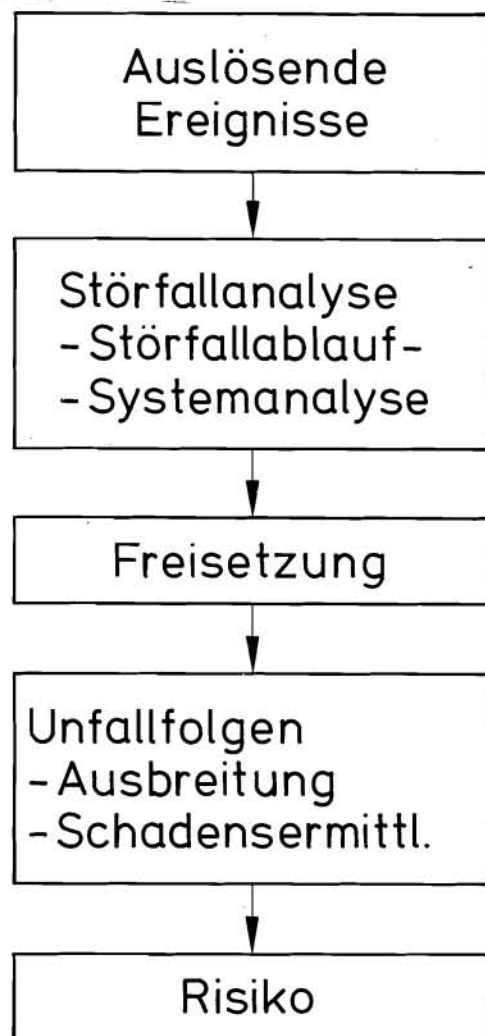


Bild 2: Teilaufgaben der Risikostudie

Die erste Teilaufgabe der Studie besteht darin, zunächst alle störfallauslösenden Ereignisse zu erfassen, die unter Umständen zu einer Aktivitätsfreisetzung nach außen führen können. Gerade an diesem Punkt ist die Rasmussen-Studie des öfteren kritisiert worden /2,3,4/. Es wurde eingewendet, die Studie enthalte keinen systematischen Nachweis zur Vollständigkeit der erfaßten Störfälle. Natürlich muß dieser Nachweis versucht werden. Doch läßt sich die Frage, wie weit die für eine Risikoeermittlung maßgeblichen Störfälle erfaßt oder nicht erfaßt worden sind, nicht allein theoretisch beantworten. Zwei Punkte sollen in diesem Zusammenhang genannt werden. Erstens, Arbeiten für eine Risikoanalyse erfordern ein hohes Maß von technischem Anlagenverständnis und Kenntnisse aus Betriebserfahrungen. Zweitens, für die Analyse selbst ist es wichtig, diejenigen Störfälle zu finden, die maßgeblich das Risiko einer Anlage ausmachen und mit denen das Spektrum aller denkbaren Störfälle abgedeckt werden kann. Die so ausgewählten Störfälle sind dann im einzelnen sehr sorgfältig zu untersuchen.

Die zweite Teilaufgabe umfaßt die Störfallanalyse. Ausgehend von den auslösenden Ereignissen, sind Störfallabläufe in ihrem zeitlichen und physikalischen Verlauf bis hin zu möglichen Spaltproduktfreisetzungen zu verfolgen. Zur Beherrschung dieser Störfälle sind Kernkraftwerke mit umfangreichen Sicherheitssystemen ausgerüstet. Je nach Erfolg oder Versagen der Sicherheitssysteme ergeben sich unterschiedliche Störfallabläufe. Auf der Grundlage der anlagendynamischen Untersuchungen sind in einem zweiten Schritt die Störfallabläufe wahrscheinlichkeitsmäßig zu bewerten. Hierzu sind einmal die Eintrittswahrscheinlichkeiten der störfallauslösenden Ereignisse anzugeben, zum anderen sind die Störfallverzweigungen, die sich je nach Erfolg oder Versagen der angeforderten Sicherheitssysteme ergeben, wahrscheinlichkeitsmäßig zu bewerten. Hierzu sind umfangreiche Zuverlässigkeitsanalysen erforderlich, mit denen die Versagenswahrscheinlichkeiten der Sicherheitssysteme ermittelt werden. Über entsprechende Untersuchungen zur Störfallablaufanalyse wird im nächsten Beitrag berichtet.

Im weiteren verfolgt man Störfallabläufe, die sich aus dem Versagen von Sicherheitssystemen ergeben. Von besonderem Interesse sind dabei die Abläufe, die zu einer Spaltproduktfreisetzung aus dem Containment führen. Art und Höhe dieser Freisetzung werden maßgeblich vom Verhalten des Reaktorkerns und der möglichen Versagensart des Containments bestimmt.

Das Unfallfolgenmodell gliedert sich im wesentlichen in zwei Teile: die Ausbreitungsrechnung und die Schadensermittlung. In der Ausbreitungsrechnung berechnet man zunächst die Aktivitätskonzentrationen in der Umgebung der Anlage. Ermittelt werden die Strahlenbelastungen für verschiedene Expositionspfade, und zwar die Strahlung aus der radioaktiven Wolke, die Ablagerung am Boden und die Aktivitätskonzentration in der bodennahen Luft. Für die anschließende Schadensermittlung unterscheidet man verschiedene gesundheitliche Schäden, und zwar akute Schäden, somatische Spätschäden und genetische Schäden. In der Verknüpfung von Schadensausmaß und Wahrscheinlichkeit der verfolgten Unfallabläufe ermittelt man schließlich das mit dem Betrieb

von Kernkraftwerken verbundene Störfallrisiko. Aufbau und Vorgehensweise für das Unfallfolgenmodell sowie die Ergebnisse erster Rechnungen werden in einem weiteren Beitrag zu diesem Fachgespräch vorgestellt und diskutiert.

Es sollen noch zwei allgemeine Gesichtspunkte genannt werden, die für eine Risikostudie wichtig sind (Bild 3).

Erstens: Zur Beschreibung der Störfallabläufe und Unfallfolgen sind Modelle erforderlich, mit denen die wesentlichen Vorgänge genügend genau behandelt werden können. In diesem Zusammenhang sei z.B. auf die verschiedenen vom BMFT geförderten Forschungsvorhaben zu Fragen des Kernschmelzens und der damit verbundenen Containmentbelastungen hingewiesen.

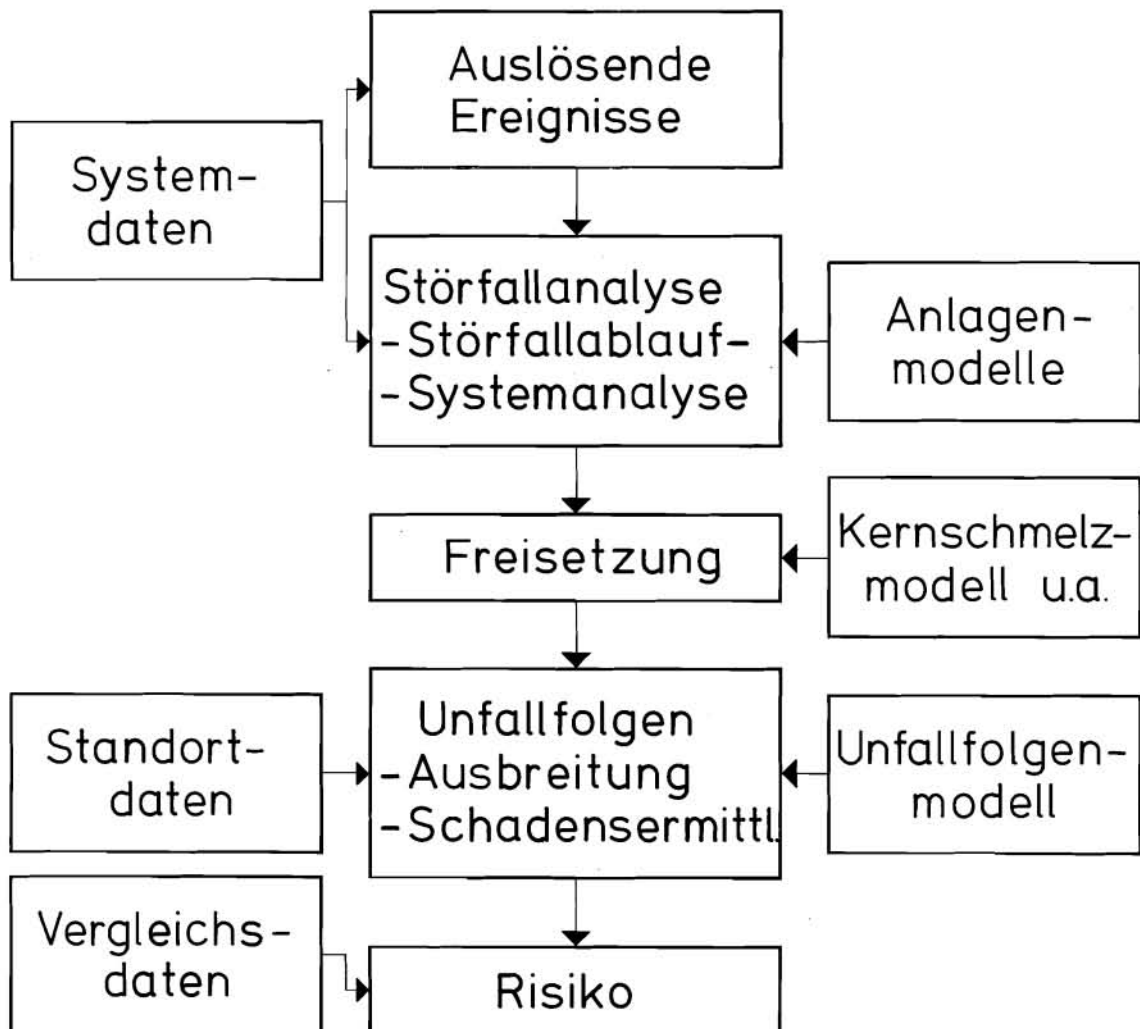


Bild 3: Teilaufgaben der Risikostudie

Der zweite, sicher ebenso wichtige Gesichtspunkt betrifft die Frage nach den Daten für die Studie. Das sind nicht nur die Eintrittswahrscheinlichkeiten für die auslösenden Störfallereignisse oder die für Zuverlässigkeitsanalysen benötigten Ausfallraten, sondern auch Eingabedaten für das Unfallfolgenmodell. Hier benötigt man im wesentlichen Wetterdaten und die Bevölkerungsverteilungen für alle zu betrachtenden Reaktorstandorte.

3. Zuverlässigkeitskenndaten und die Auswertung von Betriebserfahrungen

Im folgenden soll noch einmal die Frage nach den Eingangsdaten zur Störfallanalyse angesprochen werden. Genauer ist es die Frage nach den Eintrittswahrscheinlichkeiten auslösender Störfallereignisse und nach den für Zuverlässigkeitsanalysen benötigten Zuverlässigkeitskenndaten. Außerdem wird kurz auf die Auswertung vorliegender Betriebserfahrungen eingegangen.

Zuverlässigkeitskenndaten sind im wesentlichen Ausfalldaten für Komponenten, Angaben zur Reparaturdauer, zu Wartungs- und Inspektionsintervallen, Wahrscheinlichkeitsangaben zu möglichem Common-Mode-Versagen (Funktionsausfälle aus gemeinsamen Ursachen) und zu menschlichem Fehlverhalten. Wie in der Rasmussen-Studie ist man auch für die deutsche Studie weitgehend auf die Auswertung allgemein vorliegender Datenliteratur angewiesen. Hierzu wurden bereits umfangreiche Literaturauswertungen vorgenommen. Die Arbeiten zeigen jedoch eine Reihe von Schwierigkeiten, die mit solchen Auswertungen verbunden sind,

- Datenangaben in verschiedenen Referenzen sind oft nicht unabhängig voneinander;
- in vielen Fällen fehlen Angaben zur gewählten Bezugsmenge bzw. zur statistischen Genauigkeit der abgeleiteten Daten;
- die Daten sind nur unzureichend spezifiziert nach Umgebungsbedingungen, Belastungsarten und verschiedenen möglichen Ausfallarten der Bauteile.

Für eine Risikostudie ist grundsätzlich eine statistische Behandlung der Ausfalldaten erforderlich. Das heißt, will man allgemein das mit dem Betrieb von Kernkraftwerken verbundene Risiko bestimmen, so sind auch statistische Streuungen der Daten zu berücksichtigen. Das ist unter anderem schon deshalb erforderlich, weil in verschiedenen Anlagen Komponenten sowohl verschiedener Hersteller als auch unterschiedlicher Typen unter verschiedenen Betriebsbedingungen eingesetzt werden. Zur Ermittlung und Festlegung der Daten müssen daher zwei Forderungen erfüllt werden. Erstens, das vorhandene Datenmaterial muß auf die Unabhängigkeit der zugrunde liegenden Quellen überprüft werden. Zweitens, zusätzlich zu den Datenangaben selbst sind die statistischen Unsicherheiten dieser Daten anzugeben.

Einen weiteren wichtigen Punkt betrifft die Behandlung von möglichem Common-Mode-Versagen. Unter Common-Mode-Versagen versteht man Funktionsausfälle mehrerer Komponenten oder auch Teilsysteme, die auf eine gemeinsame Ausfallursache zurückzuführen sind. Gemeinsame Ursachen solcher Ausfälle können sein:

- Planungsfehler,
- Fertigungs- und Installationsfehler,
- gemeinsame Umgebungsbedingungen,
- Einwirkungen von außen,
- Bedienungs- und Wartungsfehler.

Eine vollständige Analyse und quantitative Bewertung von Common-Mode-Ausfällen ist schwierig, da zu diesen Ausfällen weit weniger Beobachtungsmaterial vorliegt als zu komponentenspezifischen Einzelausfällen.

Im Zusammenhang dieser hier nur angedeuteten Probleme kommt der Auswertung vorliegender Betriebserfahrungen eine wichtige Bedeutung zu. Weltweit gesehen liegen heute Betriebserfahrungen über mehr als 1 000 Reaktorbetriebsjahre vor. Unfälle, bei denen Personen außerhalb der Anlage zu Schaden gekommen sind, sind nicht aufgetreten. Diese positiven Erfahrungen reichen allerdings nicht aus, um statistisch abgesicherte Wahrscheinlichkeitsaussagen über das Störfallrisiko zu machen. Auswertungen vorliegender Betriebserfahrungen bieten jedoch eine unmittelbare und praktisch wichtige Möglichkeit, die Arbeiten zur Störfallablauf- und -systemanalyse in ihren Voraussetzungen und Annahmen sowie teilweise auch in ihren Ergebnissen zu überprüfen und abzusichern. Eine gezielte Auswertung vorliegender Dokumentationen erscheint daher unter folgenden Gesichtspunkten sinnvoll:

- Identifizierung auslösender Störfallereignisse,
- Überprüfung durchgeführter Störfallablauf- und Zuverlässigkeitsanalysen,
- Aufdeckung möglicher Common-Mode-Ausfälle,
- Beurteilung von Reparatur- und Wartungsmaßnahmen,
- Beurteilung des menschlichen Fehlverhaltens.

Neben der Auswertung allgemein verfügbarer Unterlagen, z.B. aus vorliegenden Störfallmeldungen oder aus den Technischen Monatsberichten verschiedener Betreiber, sind die Arbeiten zur Auswertung der in den Anlagen Biblis A und B vorliegenden Betriebserfahrungen aufgenommen worden. Über diese Arbeiten und über das weitere Vorgehen zur Auswertung von Betriebserfahrungen wird in einem der nachfolgenden Beiträge ausführlicher berichtet.

4. Annahmen zur Störfallanalyse

Bild 4 veranschaulicht die wichtigsten Voraussetzungen und Annahmen der amerikanischen Studie, so wie sie für die erste Phase der deutschen Studie übernommen worden sind. Betrachtet wird hier zunächst nur die Störfallanalyse.

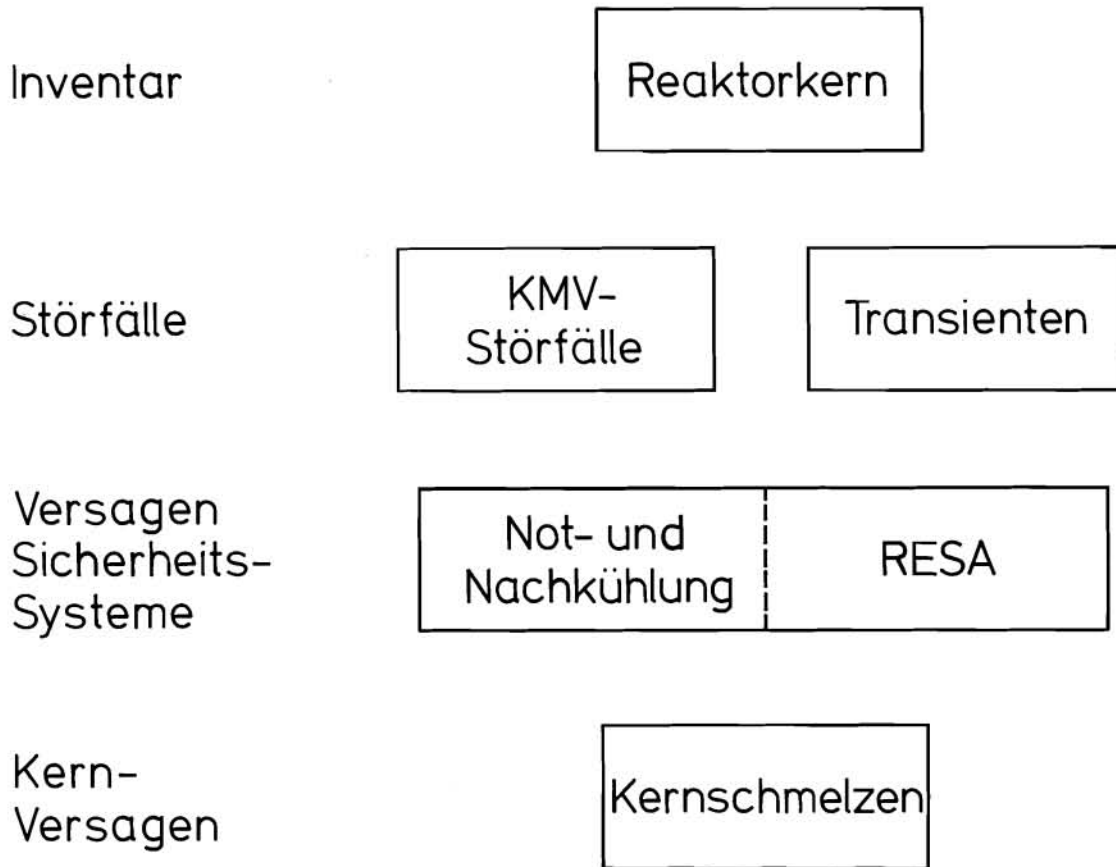


Bild 4: Annahmen zur Störfallanalyse

Der weitaus größte Teil der Spaltprodukte in einem Kernkraftwerk befindet sich im Reaktorkern. Eine nennenswerte Freisetzung dieses Inventars kann praktisch nur über ein Kernschmelzen erfolgen. Als auslösende Störfallereignisse betrachtet man darum nur solche Störungen, die zu einem Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr führen können. Das sind zwei Gruppen von Störfällen, die Kühlmittelverluststörfälle und die Transientenstörungen.

Ein Schmelzen des Reaktorkerns kann nur nach einem Versagen der für diese Störfälle vorgesehenen Sicherheitssysteme eintreten. In Bild 4 beispielhaft aufgeführt sind die Systeme zur Not- und Nachkühlung sowie das Schnellabschaltssystem.

Es soll ausdrücklich betont werden, daß in den bisherigen Störfallanalysen die Sicherheitssysteme nur dann als funktionsfähig angesehen werden, wenn sie die nach dem Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen erfüllen. Dieses Vorgehen entspricht den in der amerikanischen Studie gemachten Annahmen.

So wird z.B. für die Analyse der Kühlmittelverluststörfälle - ausgenommen sehr große Leckquerschnitte (größer als 1000 cm²) - stets die Reaktorschnellabschaltung gefordert, obwohl ein Versagen der Schnellabschaltung nicht in jedem Fall zu größeren Schäden am Kern führen muß.

Dieses Vorgehen ist pessimistisch, es erscheint aber zulässig, solange wie damit die Ergebnisse der Störfallablaufanalyse quantitativ nur unwesentlich beeinflußt werden.

Ein Versagen von Sicherheitssystemen kann zu Kernschmelzen und damit verbunden zu erhöhten Belastungen für das Containment führen. Es ist deshalb zu untersuchen, wieweit durch diese Belastung die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährdet wird. Für ein Versagen des Containments werden in der Rasmussen-Studie folgende Möglichkeiten diskutiert, siehe Bild 5:

- die Zerstörung des Containments als Folge einer Dampfexplosion im Druckbehälter,
- das Überdruckversagen,
- das Containmentversagen als Folge einer Wasserstoffverbrennung,
- die Containmentleckage,
- das Durchschmelzen des Fundaments.

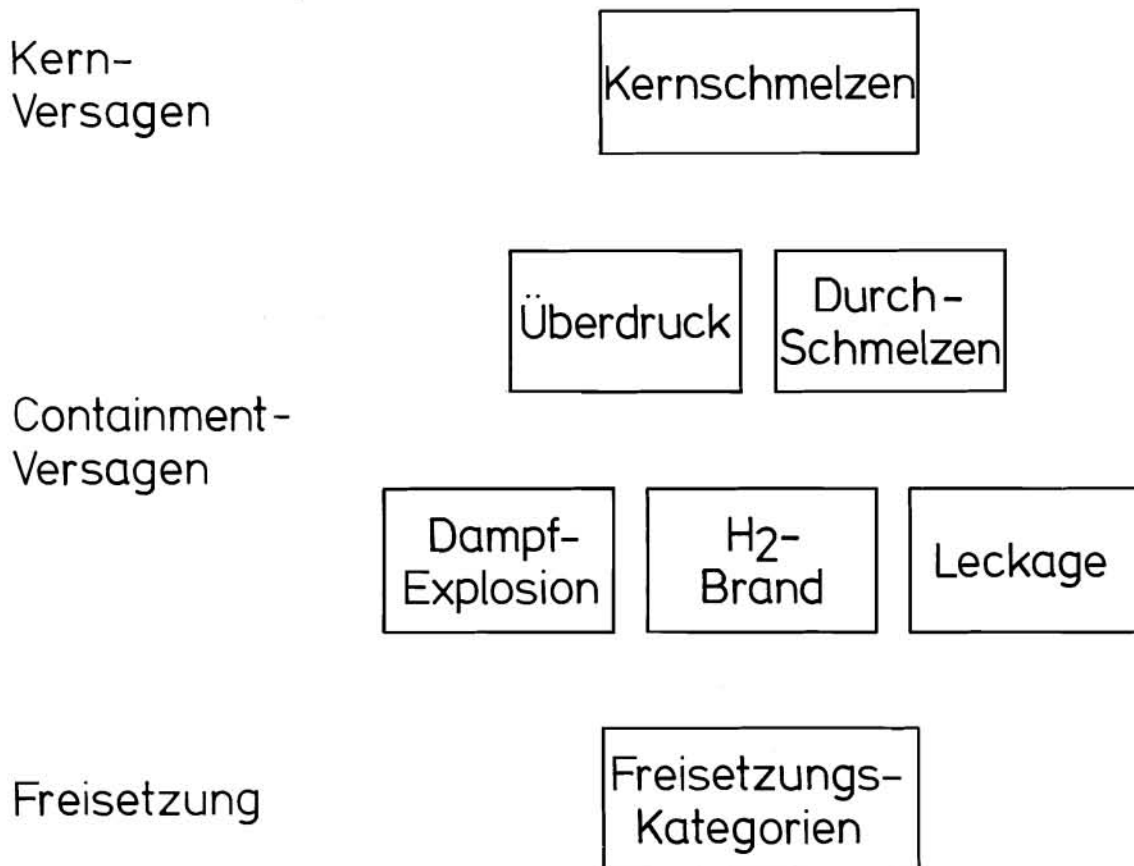


Bild 5: Annahmen zur Störfallanalyse

Je nach Störfallverlauf und Containmentversagensart ergeben sich unterschiedliche Freisetzungen von Spaltprodukten aus dem Containment. Für die anschließenden Ausbreitungsrechnungen wird das Spektrum möglicher Freisetzungen aus allen untersuchten Störfällen in mehrere repräsentative Freisetzungskategorien eingeteilt. Zu diesem Punkt, Versagen des Containments und der damit verbundenen Spaltproduktfreisetzung, werden im folgenden einige in der deutschen Studie bereits vorliegende Ergebnisse näher besprochen.

5. Diskussion vorliegender Ergebnisse

Betrachtet wird ein Kernschmelzunfall, der sich als Folge eines nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfalls ereignet. Im einzelnen wird angenommen, daß nach erfolgreicher Flutung des Kerns die Umschaltung auf Sumpfbetrieb versagt und damit die Nachwärmeabfuhr ausfällt. Zunächst wird das im Druckbehälter vorhandene Wasser ausdampfen. Mit dem Absinken des Wasserspiegels kommt es zum Schmelzen der Brennstäbe und zum Abstürzen der geschmolzenen Kernmasse in das untere Plenum des Druckbehälters. Nach etwas mehr als 2 Stunden ist der Reaktordruckbehälter durchgeschmolzen, siehe Bild 6.

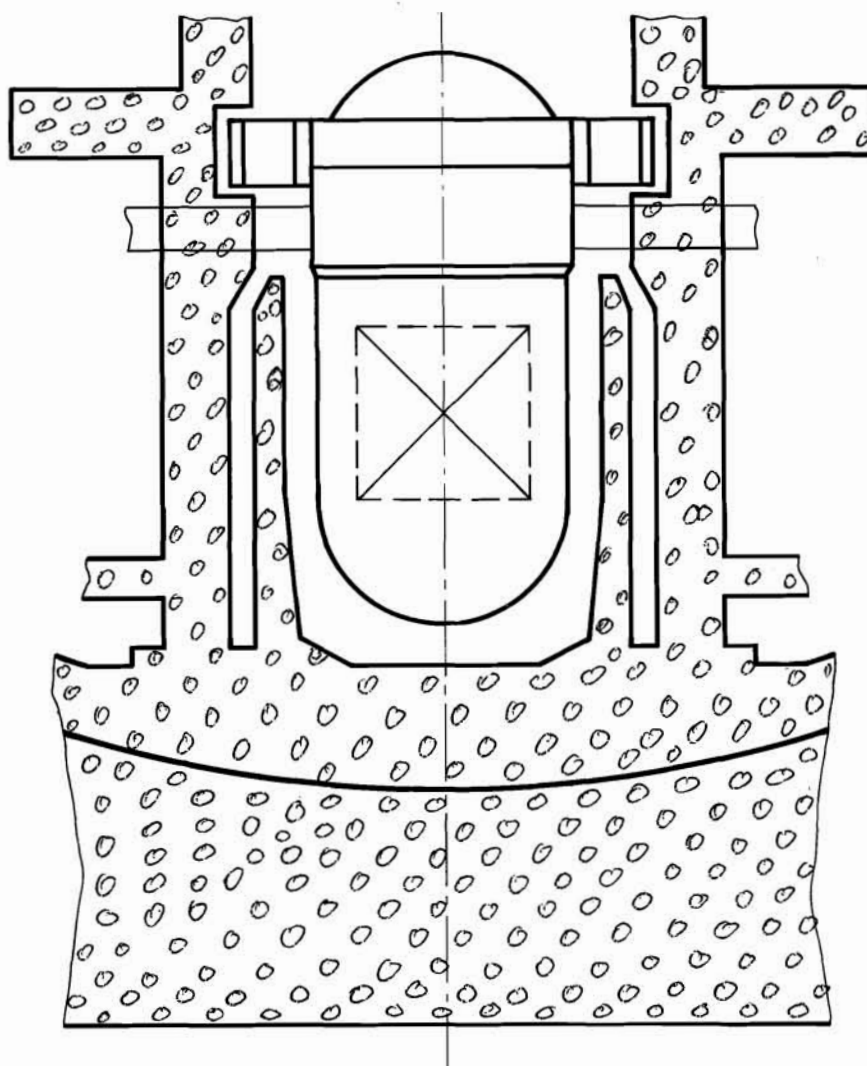


Bild 6: Reaktordruckbehälter und Betonfundament

Für den weiteren Unfallablauf sind zwei Probleme zu untersuchen. Es müssen einmal die Vorgänge beim Eindringen der Schmelze in das Betonfundament behandelt werden. Zum anderen ist der Druckaufbau im Sicherheitsbehälter zu verfolgen. Vorläufige Abschätzungen zum ersten Punkt ergeben für das Durchschmelzen des etwa 6 m dicken Betonfundaments eine Zeit von ungefähr 100 Stunden.

Zum zweiten Punkt, dem langfristigen Druckaufbau im Containment, zeigt Bild 7 die Ergebnisse einiger Rechnungen /5/. In der Abbildung ist für den Versagensdruck des Containments ein Bereich von 8-10 bar angegeben. Bestimmt wurde der Versagensdruck mit den in der amerikanischen Studie gemachten methodischen Annahmen. Für die mit 1 bezeichnete Kurve wurde entsprechend WASH-1400 unterstellt, daß das beim Durchschmelzen aus dem Beton entbundene Kristallwasser in die Containmentatmosphäre verdampft. Da der Druck auch langfristig weit unter dem Versagensdruck bleibt, kommt es zum Durchschmelzen, bevor der Sicherheitsbehälter durch Überdruck versagen kann.

Kurve 2 gibt den Druckaufbau im Containment in der Annahme, daß die Schmelze in Kontakt mit Sumpfwasser kommt. Dieser Kontakt kann frühestens nach dem Durchschmelzen des inneren Abschirmzylinders, d.h. etwa 5 Stunden nach Störfalleintritt, erfolgen. Für die Rechnung wurde vorausgesetzt, daß die gesamte noch in der Schmelze vorhandene Nachwärmeleistung zur Verdampfung von Sumpfwasser zur Verfügung steht. Der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters wird nach ungefähr 30 Stunden erreicht.

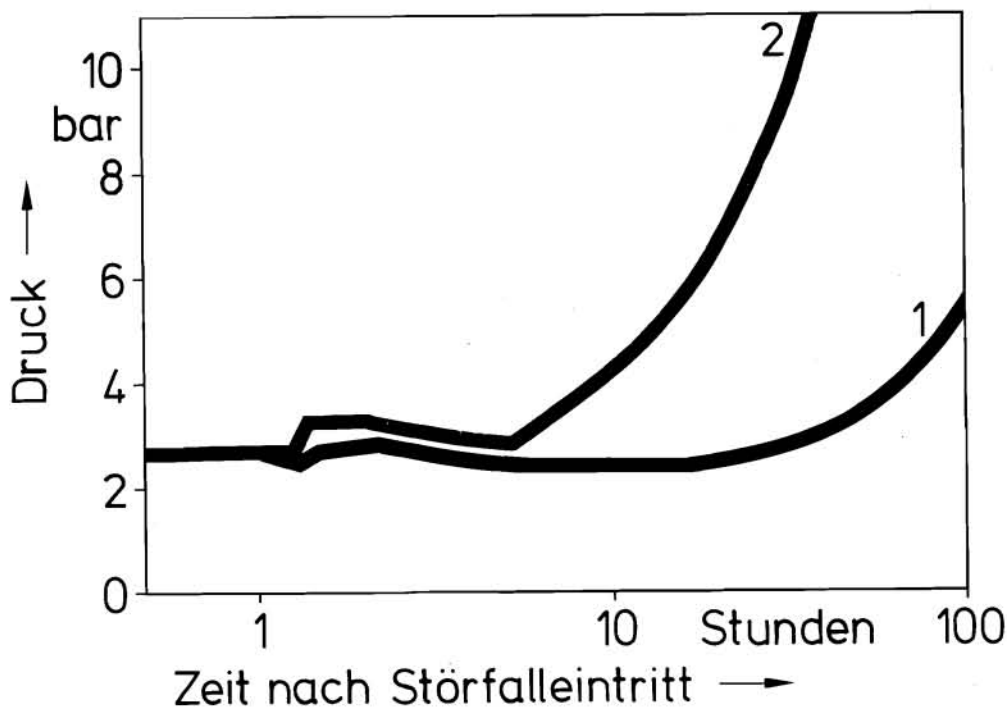


Bild 7: Druckverläufe im Containment nach Kernschmelzen

Die für die Kurve 2 gemachten Annahmen sind konservativ. Jedoch zeigen auch die Ergebnisse weiterer Parameterrechnungen, daß für Störfälle, die zu Kernschmelzen führen, mit einem Überdruckversagen des Containments gerechnet werden muß. Es vergeht aber nach dem Kernschmelzen sehr viel Zeit, bis der Versagensdruck erreicht wird. Das ist ein grundsätzlich anderes Ergebnis als in der amerikanischen Studie. Für die dort untersuchte Anlage gibt es verschiedene Störfallabläufe, die bereits sehr frühzeitig zum Überdruckversagen führen. Die Zerstörung des Containments kann unter Umständen schon während des Kernschmelzens erfolgen.

Die in der deutschen Studie wesentlich günstigeren Ergebnisse lassen sich aus den Unterschieden in den Systemen zur Nachwärmeabfuhr und der unterschiedlichen Konstruktion des Sicherheitsbehälters erklären. So liegt z.B. der Versagensdruck für das Containment der deutschen Anlage wesentlich höher als für die in WASH-1400 betrachtete Referenzanlage.

Im weiteren ist die bei einem Kernschmelzunfall auftretende Freisetzung von Spaltprodukten aus Kern und Containment zu ermitteln. Für diese Rechnungen wurde das in der amerikanischen Studie verwendete Programmsystem CORRAL übernommen. Bild 8 zeigt die mit einem späten Überdruckversagen des Containments

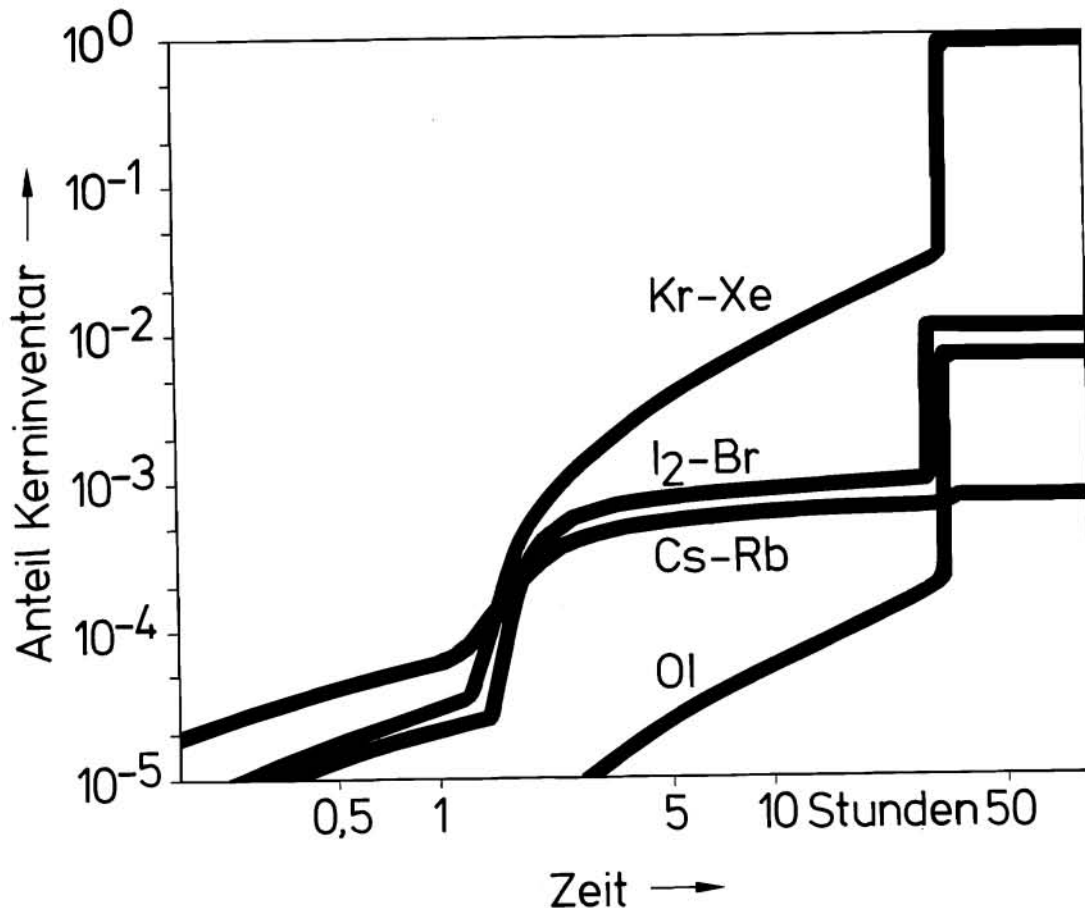


Bild 8: Aktivitätsfreisetzung nach Überdruckversagen des Containments

verbundene Freisetzung für einige repräsentative Isotopengruppen, die Edelgase Kr-Xe, anorganisches und organisches Jod und als Beispiel einer Aerosolgruppe die Freisetzung von Cs-Rb. Aufgetragen ist der zeitliche Verlauf der Spaltproduktfreisetzung vom Zeitpunkt des einleitenden Störfalles bis hin zum Überdruckversagen des Containments. In der Abbildung wird jeweils der Anteil des Kerninventars angegeben, der insgesamt in die Atmosphäre freigesetzt worden ist.

Bis zum Zeitpunkt des Überdruckversagens treten nur geringe Freisetzung durch Leckagen auf. Analog zum Vorgehen in WASH-1400 wurde mit dem 10fachen der zulässigen Auslegungsleckage gerechnet, d.h., es wurde eine Leckage von 2,5 Vol.-% pro Tag unterstellt. Edelgase, anorganisches und organisches Jod werden wesentlich erst zum Zeitpunkt des Überdruckversagens freigesetzt. Für die Aerosole, hier die Gruppe Cs-Rb, erkennt man deutlich den Einfluß der Ablagerung. Zum Zeitpunkt des Überdruckversagens, das 30 Stunden nach Störfalleintritt angenommen wurde, ist die Aerosolkonzentration in der Containmentatmosphäre bereits so weit abgesunken, daß mit dem Containmentversagen selbst keine nennenswerte Freisetzung mehr verbunden ist.

Tabelle 1 vergleicht diese Ergebnisse mit den Freisetzungen aus Störfallabläufen zu frühzeitigem Überdruckversagen in der amerikanischen Studie. In WASH-1400 führen diese Störfallabläufe im wesentlichen zu Freisetzungen der Kategorie PWR-2. Das ist eine Freisetzungskategorie, die das Gesamtergebnis der Risikoanalyse maßgeblich beeinflusst. Abgesehen von den leicht flüchtigen Edelgasen und dem organischen Jod, liegen beim deutschen Störfallablauf vor allem für die Aerosole die Freisetzungsanteile um gut 2 Größenordnungen niedriger. Diese Freisetzungsanteile entsprechen in etwa der Kategorie PWR-6 aus WASH-1400. Das ist eine der beiden Freisetzungskategorien in WASH-1400, für die als Unfallablauf ein Durchschmelzen des Betonfundaments repräsentativ ist.

	Zeit h	Anteil Kerninventar			
		Kr-Xe	Ol	I ₂ -Br	Cs-Rb
WASH	2.5	0.9	$7 \cdot 10^{-3}$	0.7	0.5
DRS	30.0	0.9	$6 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-2}$	$8 \cdot 10^{-4}$

Tab. 1: Aktivitätsfreisetzung nach Überdruckversagen des Containments

Als Ergebnis der bisherigen Untersuchungen kann festgestellt werden, daß für die deutsche Anlage ein frühzeitiges Überdruckversagen als Folge eines Kernschmelzunfalls nicht zu erwarten ist. Aus diesem Grund ist daher sehr sorgfältig zu untersuchen, ob der Sicherheitsbehälter in anderer Weise frühzeitig versagen kann. Nach WASH-1400 sind hierzu folgende Möglichkeiten näher zu untersuchen:

- die Zerstörung des Containments als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter

und

- die Containmentleckage, insbesondere bei Ausfall der Notkühlfunktion und gleichzeitigem Versagen des Gebäudeabschlusses.

Es soll zuerst die zweite Frage nach der Containmentleckage behandelt werden. Hierzu wurden in einer Zuverlässigkeitsanalyse zunächst die verschiedenen Leckagewege ermittelt und die Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Containmentabschlusses berechnet. Der Einfluß der Energieversorgung und des Reaktorschutzsystems wurde in der Analyse berücksichtigt. Definiert man die Containmentleckage analog zu WASH-1400, so ergibt sich für die mittlere Unverfügbarkeit des Containmentabschlusses ein Wert von $3 \cdot 10^{-4}$ bei Anforderung. Wichtig in diesem Ergebnis ist vor allem der Anteil, der einem gleichzeitigen Ausfall der Not- und Nachkühlsysteme und des Gebäudeabschlusses entspricht. Nach dem derzeitigen Stand der Untersuchungsergebnisse liegt dieser Anteil um wenigstens eine Größenordnung niedriger als das zuvor ausgewiesene Gesamtergebnis.

Neben der Unverfügbarkeit des Gebäudeabschlusses ist die mit einer Containmentleckage verbundene Freisetzung von Bedeutung. Hierzu wurden Freisetzungsberechnungen zu verschiedenen Leckgrößen im Containment durchgeführt. Betrachtet wird zunächst die mit einem Kernschmelzen verbundene Freisetzung über eine Containmentleckage mit einem Leck von etwa 300 mm Durchmesser. Eine so große Containmentleckage ist zwar sehr unwahrscheinlich, die zugehörige Freisetzung kann aber als eine obere Grenzabschätzung angesehen werden.

Tabelle 2 vergleicht die Ergebnisse dieser Rechnungen mit entsprechenden Ergebnissen aus WASH-1400. Angegeben sind die Grenzwerte der Freisetzungsberechnungen für große Zeiten. Die nach WASH-1400 ausgewiesenen Werte gehören ebenso wie beim Überdruckversagen zur Freisetzungskategorie PWR-2. Für die deutsche Anlage ergeben sich bei den Aerosolen niedrigere Freisetzungsberechnungen als in der amerikanischen Studie.

Rechnungen zu kleineren Leckquerschnitten mit entsprechend geringeren Leckagen führen im Vergleich mit der oben diskutierten Grenzabschätzung für große Lecks zu wesentlich niedrigeren Freisetzungsberechnungen. Die Freisetzungsberechnungen für kleine Lecks liegen weit unter den Freisetzungsberechnungen der Kategorie PWR-2 aus WASH-1400. Als Beispiel zeigt Tabelle 3 die mit einem Kernschmelzunfall verbundene Freisetzung für ein mittleres Leck im Containment von 80 mm Durchmesser im Vergleich zur Freisetzung aus einem großen Leck von 300 mm Durchmesser.

	Anteil Kerninventar			
	Kr-Xe	Ol	I ₂ -Br	Cs-Rb
WASH	1.0	$7 \cdot 10^{-3}$	0.4	0.3
DRS	1.0	$7 \cdot 10^{-3}$	0.3	0.2

	Te	Ba-Sr	Ru	La
	WASH	0.3	$4 \cdot 10^{-2}$	$3 \cdot 10^{-2}$
DRS	$7 \cdot 10^{-2}$	$2 \cdot 10^{-2}$	$8 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$

Tab. 2: Aktivitätsfreisetzung bei großer Containmentleckage
($t \rightarrow \infty$)

Im Gegensatz zur Referenzanlage der amerikanischen Studie verfügt die deutsche Anlage zusätzlich zur Sicherheitshülle über eine Sekundärabschirmung. Bei Störfällen werden eventuelle Leckagen in den Ringraum zwischen Sicherheitshülle und Sekundärabschirmung mit der Ringraumabsaugung erfaßt und über Filter und Kamin kontrolliert nach außen abgegeben. In den bisherigen Freisetzungsberechnungen wurden diese Einflüsse noch nicht berücksichtigt. Es ist jedoch zu erwarten, daß damit eine weitere Reduzierung der Freisetzungsbereiche erreicht werden kann.

Als ein weiterer Unfallablauf, der ebenfalls zu einem frühen Versagen des Sicherheitsbehälters führen kann, ist die Möglichkeit einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter zu diskutieren. Eine Dampfexplosion ist denkbar, wenn während des Abschmelzens größere Anteile geschmolzener Kernmasse in das untere mit Restwasser gefüllte Plenum des Druckbehälters abstürzen. Im plötzlichen Kontakt zwischen Wasser und Schmelze kommt es zu einer schlagartigen Verdampfung des Wassers. Die dadurch verursachte Druckwelle kann unter Umständen zu einer Zerstörung des Druckbehälters und des Sicherheitsbehälters führen.

ϕ [mm]	Anteil Kerninventar			
	Kr-Xe	Ol	I ₂ -Br	Cs-Rb
300	1.0	0.007	0.3	0.2
80	1.0	0.007	0.02	0.007

ϕ [mm]	Te	Ba-Sr	Ru	La
	300	0.07	0.02	0.008
80	0.007	0.0007	0.0005	0.00009

Tab. 3: Aktivitätsfreisetzung bei großer und mittlerer Containmentleckage ($t \rightarrow \infty$)

In allen experimentellen Untersuchungen, die bisher im Rahmen der Sicherheitsforschung durchgeführt worden sind, konnte eine Dampfexplosion unter reaktorähnlichen Bedingungen nicht realisiert werden /6/. Andererseits ist es jedoch noch nicht möglich, die notwendigen Bedingungen für das Entstehen einer Dampfexplosion genau anzugeben und auf diese Weise die Unmöglichkeit einer Dampfexplosion unter Reaktorbedingungen zu beweisen. Sie muß daher zunächst weiter betrachtet werden. Im wesentlichen sind zwei Fragen zu behandeln:

- Unter welchen Bedingungen kann eine Dampfexplosion eintreten?
- Welche Belastungen ergeben sich aus einer Dampfexplosion für das Containment?

Arbeiten zu beiden Fragestellungen, den thermodynamischen Voraussetzungen und den mechanischen Auswirkungen einer Dampfexplosion werden im Rahmen der Sicherheitsforschung durchgeführt.

In der Rasmussen-Studie wurde für das Versagen des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion eine sehr niedrige Wahrscheinlichkeit abgeschätzt. Die Vorgänge bei einer Dampfexplosion und ihre Auswirkungen sind dabei in einfachen konservativen Modellen behandelt worden. Dies gilt insbesondere für die möglichen Belastungen des Containments. In der deutschen Studie sind hierzu genauere Rechnungen erforderlich. Dabei wird es vor allem darauf ankommen, festzustellen, ob die bei einer Dampfexplosion freigesetzte Energie unter Berücksichtigung der Verformungsenergie des Druckbehälters ausreicht, um das Containment zu beschädigen.

6. Schlußbemerkungen

In diesem Übersichtsvortrag konnten nicht alle Punkte angesprochen werden, die für eine Risikostudie wichtig sind.

Auf eine Kommentierung der Ergebnisse erster Unfallfolgerechnungen wurde bewußt verzichtet. Die bisher zu einzelnen Störfallabläufen durchgeführten Rechnungen lassen noch keine zusammenhängende Bewertung zu.

Zusammenfassend soll nochmals gesagt werden, daß die zur Zeit vorliegenden Zwischenergebnisse der Studie für eine Risikobeurteilung noch nicht ausreichen. Andererseits liegen jedoch in einigen Teilbereichen bereits wichtige Ergebnisse vor. Beispielsweise wurde hierzu die Bedeutung verschiedener Containmentversagensarten - auch im Vergleich zu entsprechenden Ergebnissen der amerikanischen Studie - im größeren Zusammenhang diskutiert.

Allen Gruppen, die an den Arbeiten zur Risikostudie beteiligt sind, sei für die gute Zusammenarbeit und für die Arbeitsergebnisse zu diesem und den weiteren Beiträgen zum Fachgespräch gedankt.

7. Literatur

- /1/ Reactor Safety Study:
An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants
United States Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- /2/ Yellin, J.:
The Nuclear Regulatory Commission's Reactor Safety Study
Bell Journal of Economics, 1976, p. 317
- /3/ Reactor Safety Study (WASH-1400):
A Review of the Final Report
U.S. Environmental Protection Agency, Office of Radiation Programs, Washington, D.C., EPA-520/3-76-009, June 1976
- /4/ Report to the American Physical Society by the Study Group on Light Water Reactor Safety
Review of Modern Physics, Vol. 47, Supplement No. 1, 1975
- /5/ Birkhofer, A., K. Köberlein und F.W. Heuser:
Zielsetzung und Stand der deutschen Risikostudie atomwirtschaft/atomtechnik, Jahrgang 22, Nr. 6, Juni 1977, S. 331
- /6/ Benz, R., u.a.:
Theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Dampfexplosion
Abschlußbericht BMFT-RS 76, Januar 1977

DISKUSSION ZUM VORTRAG F.W. HEUSER

D. S m i d t (KfK, Karlsruhe):

Die US-Anlagen, die WASH-1400 zugrunde lagen, haben Containment-Sprühsysteme und NaOH-Zusatz zur Jod-Auswaschung. Die von Ihnen betrachtete Anlage hat das nicht. Welchen Einfluß haben diese Systeme auf das Containmentversagen und auf die Freisetzung bei einer unterstellten Kernschmelze?

F.W. H e u s e r (GRS):

Die hier in der deutschen Studie zum Überdruckversagen wesentlich günstigeren Ergebnisse lassen sich meines Erachtens nach aus den Unterschieden in den Systemen zur Nachwärmeabfuhr und der unterschiedlichen Konstruktion des Sicherheitsbehälters erklären.

Anders als in Surry 1, der Referenzanlage für die amerikanische Studie, sind in der deutschen Anlage beide Funktionen, die Funktion der Kernkühlung und die Funktion der Nachwärmeabfuhr, in einem System, dem Not- und Nachkühlsystem, integriert. In der amerikanischen Studie gibt es Störfallabläufe, zu denen bei Ausfall der Containmentsprühsysteme ein Druckaufbau erfolgt, der relativ frühzeitig zu einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters führen kann. Auf Grund der anderen Konzeption zur Not- und Nachkühlung sind in der deutschen Anlage entsprechende Störfallabläufe mit frühzeitigem Überdruckversagen nicht vorhanden.

Der zweite Punkt - und diesen Punkt hätte ich vielleicht zuerst nennen sollen - besteht in der unterschiedlichen Containmentkonstruktion und dem für die deutsche Anlage höheren Versagensdruck als für die amerikanische Anlage. Begründet werden kann dieser höhere Versagensdruck auch aus den in den Sicherheitskriterien und den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren festgelegten Auslegungsanforderungen für den Sicherheitsbehälter, nach denen zur Bestimmung des Auslegungsdrucks neben dem Primärkreisinhalt auch der Energie- und Masseinhalt eines Dampferzeugers zu berücksichtigen ist.

A. B i r k h o f e r (GRS):

Offensichtlich ist in unserem Stahlcontainment die Energieabsorption größer als in dem mit einem Stahlliner ausgekleideten Betoncontainment der Anlage Surry, so daß wir bei gleichem Störfallablauf zu einem späteren Überdruckversagen kommen. Dabei spielen auch die unterschiedlichen Volumen- und Oberflächenverhältnisse bei der deutschen und amerikanischen Referenzanlage eine Rolle.

W. Keller (KWU, Erlangen):

Das gezeigte Diagramm über den Druckaufbau am Containment nach einem angenommenen Kernschmelzen enthält 2 Kurven. Eine zeigt den Verlauf bei Kontakt der Schmelze mit Sumpfwasser, die andere schließt einen solchen aus. Es ist überraschend, daß der Druckanstieg im ersten Fall schneller erfolgt, obwohl man annehmen sollte, daß es bei einem Kontakt Schmelze/Sumpfwasser nicht zu einer Dampfexplosion kommt, sondern zu einem "heat pipe"-Effekt, bei dem die Nachwärme sehr effizient an das gut wärmeleitende Stahlcontainment übertragen wird. Da dies nach einem Zeitraum von 20 - 30 Stunden eintritt, sollte es möglich sein, durch aktive Maßnahmen (externe Wärmeabfuhr) ein Versagen längerfristig auszuschließen. Ich wäre für Ihren Kommentar dankbar!

F.W. Heuser (GRS):

Ihren Ausführungen zu den in Bild 7 meines Beitrags gezeigten Druckverläufen möchte ich zustimmen. Ich möchte jedoch nochmal sagen, daß es sich hier zunächst um Parameterrechnungen zu verschiedenen eingrenzenden Annahmen zum Druckverlauf im Containment nach einem Kernschmelzen handelt.

Wir haben unter anderem auch den in Kurve 2 gezeigten Druckverlauf, den Druckaufbau im Containment nach einem möglichen Kontakt der Schmelze mit Sumpfwasser, gerechnet, weil dieser Kontakt nach einer Zerstörung der inneren Betonabschirmung prinzipiell nicht ausgeschlossen werden kann. Die für die Kurve 2 gemachten Annahmen sind jedoch recht pessimistisch. So wurde angenommen, daß die gesamte noch in der Schmelze vorhandene Nachwärmeleistung zur Verdampfung von Sumpfwasser zur Verfügung steht, obwohl ein Teil dieser Wärme zum weiteren Aufschmelzen der unteren Betonstruktur aufgenommen wird. Der tatsächliche Zeitpunkt für ein mögliches Überdruckversagen des Containments liegt zu diesem Störfallablauf daher sicher noch später, als in dieser Rechnung hier mit ca. 30 Stunden angegeben. Prinzipiell sollte es durchaus möglich sein, die Auswirkungen dieses Störfallablaufs zum Beispiel durch Maßnahmen von außen wesentlich noch zu begrenzen.

H. Fuchs (Motor-Columbus, Baden/Schweiz):

Die Sekundärabschirmung wurde bis jetzt bezüglich Freisetzung nicht berücksichtigt. Welcher Ort wurde postuliert als Emissionspunkt für die Primär-Containment-Leckage?

F.W. Heuser (GRS):

Sie sprechen von der Containment-Leckage. Wir haben auch hier pessimistisch gerechnet und ebenso wie in WASH-1400 bisher bo-

dennahe Freisetzung angenommen. Auf Grund der unterschiedlichen Containmentkonstruktion - Sie sprachen diesen Punkt in Ihrer Frage bereits an - werden wir jedoch im weiteren untersuchen, wieweit die in der deutschen Anlage vorhandene Sekundärabschirmung für die Freisetzungsrechnungen berücksichtigt werden kann.

H. H ä n n i (Motor-Columbus, Baden/Schweiz):

1. Die deutsche Risikostudie konzentriert sich auf den Druckwasserreaktor Biblis B. Wird die Studie auch auf Siedewasserreaktoren ausgedehnt, so wie es in WASH-1400 auch vorgenommen wurde? Oder gibt es politische Gründe ("Schlafende Hunde soll man nicht aufschrecken"), dies nicht zu tun?
2. Im Vortrag von Herrn Dr. Heuser wird ausgeführt, daß in einer zweiten Phase eine Vertiefung vorgesehen ist, die über die Begrenzung der Rasmussen-Studie hinausgeht. Können Sie den Inhalt dieser zweiten Phase näher präzisieren und auf die Unterschiede zur Rasmussen-Studie (WASH-1400) hinweisen?

F.W. H e u s e r (GRS):

Zum ersten Punkt:

Ich kann diese Frage vielleicht nicht ausreichend beantworten. Ich möchte jedoch sagen, daß die GRS und die anderen an der Studie mitarbeitenden Institutionen zunächst vom Auftraggeber, dem BMFT, den Auftrag haben, die Analyse für einen Druckwasserreaktor durchzuführen. Im Blick auf die uns in der Bundesrepublik zur Verfügung stehende Personalkapazität ist diese Begrenzung sicher auch vernünftig. Ich selbst hätte es für unklug gehalten, wenn wir unsere Möglichkeiten höher hätten einschätzen wollen und sofort für beide Baulinien in eine breite Risikoanalyse eingestiegen wären.

Zum zweiten Punkt:

Es wird sicher problematisch sein, zu sagen, wir werden - wie auch immer - nach Umfang, Genauigkeit oder Qualität in der zweiten Phase unserer Studie über WASH-1400 hinausgehen. Es gibt auch in der amerikanischen Studie natürlich Punkte, die sehr konservativ abgeschätzt worden sind und die im weiteren detaillierter aufzugliedern und näher zu untersuchen sind. Des Weiteren, die amerikanische Studie hat ja auch einen gewissen Vorlauf vor den Arbeiten, die jetzt für die deutsche Studie durchgeführt werden, d.h., es gibt inzwischen methodische Weiterentwicklungen und neuere Ergebnisse der angewandten Sicherheitsforschung, die in der zweiten Phase der Studie berücksichtigt werden sollen. Für die zweite Phase der Studie werden daher meines Erachtens nach vor allem schwerpunktmäßig verschiedene Problemstellungen vertieft zu behandeln sein, ohne dabei jedoch das Gesamtkonzept einer geschlossenen Risikoanalyse aufzugeben.

H. S e i p e l (BMFT, Bonn):

Zur Frage, warum im Rahmen der deutschen Risikostudie nur ein Druckwasserreaktor und nicht auch ein Siedewasserreaktor untersucht wird, möchte ich, als Auftraggeber der deutschen Risikostudie, unterstreichen, daß wir uns in nüchterner Einschätzung unserer begrenzten Personalkapazität entschlossen haben, lieber einen Reaktortyp gründlich und in kurzer Zeit, als zwei Reaktortypen mit langer Untersuchungsdauer und möglicherweise unbefriedigendem Tiefgang zu untersuchen.

Uns geht es zunächst darum festzustellen, ob sich die Ergebnisse des WASH-1400 bei Berücksichtigung deutscher Standortverhältnisse und in der Bundesrepublik üblicher Sicherheitstechnik wesentlich anders darstellen würden. Die mit dieser Zielsetzung für einen Druckwasserreaktor gewonnenen Ergebnisse lassen in gewissem Umfang durchaus auch Schlüsse für einen deutschen Siedewasserreaktor zu. Zum einen sind die zugrunde liegenden Sicherheitskriterien und -anforderungen, z.B. Redundanzanforderungen an Sicherheitssysteme, für beide Typen gleich und zum anderen stellen sich die Standorteinflüsse völlig gleich dar. Wenn die Untersuchungen für den Druckwasserreaktor abgeschlossen sind, werden wir auf jeden Fall anschließend auch spezifische Untersuchungen für einen deutschen Siedewasserreaktor vornehmen.

H.A. R i t t e r (MAGS, Düsseldorf):

Ich habe eine Frage an Herrn Dr. Heuser: In Bild 7 seines Vortrags ist der Druckaufbau im Containment nach Kernschmelzen dargestellt; er erfolgt relativ langsam. Der Druckaufbau wird wesentlich durch die Bildung von Wasserdampf verursacht. Läßt sich nicht durch Wärmeabfuhr und Kondensation des Wasserdampfs der Druckaufbau reduzieren? Es wäre eine Wärmemenge in der Größenordnung von 100 MW (es muß 10 MW heißen; bitte korrigieren!) abzuführen. Ein entsprechendes Wärmeabfuhrsystem brauchte nur einfach und nicht gleich in 4facher Redundanz ausgeführt zu werden.

Ergänzung nach einer Zwischenfrage von Dr. Heuser: Ein entsprechendes Wärmeabfuhrsystem für das Containment wäre die letzte Notbremse neben den Notkühlssystemen und brauchte nicht unbedingt in mehrfacher Redundanz ausgeführt zu werden.

F.W. H e u s e r (GRS):

Prinzipiell kann man sicher Maßnahmen oder auch andere zusätzliche Vorrichtungen zur Wärmeabfuhr aus dem Containment überlegen, um damit den Druckaufbau im Containment zu begrenzen, ein mögliches Überdruckversagen weiter wesentlich zu verzögern oder sogar gänzlich zu verhindern. Es ist aber eine andere Frage, ob die äußerst geringe Wahrscheinlichkeit für einen Kühlmittelverluststörfall, der zu Kernschmelzen und anschließendem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters führt, diese Überlegungen un-

mittelbar rechtfertigt. Der hier betrachtete Störfallablauf setzt ein Versagen von Sicherheitssystemen, hier des Not- und Nachkühlsystems, voraus. Die Wahrscheinlichkeit für diesen Störfallablauf liegt daher sicher wesentlich unter $10^{-5}/a$, ohne diese Zahl jetzt festlegen zu wollen, etwa in der Größenordnung von $10^{-6}/a$.

Für die Risikostudie selbst gehen wir ebenso wie in WASH-1400 von einer vorgegebenen Referenzanlage aus, d.h., Grundlage der Analysen und Beurteilung sind zunächst Anlagentechnik und Konstruktion dieser Referenzanlage. Es ist sicher ein Punkt weiterer Arbeiten zur Risikoermittlung, hier Parameteruntersuchungen zu verschiedenen technischen Konzepten durchzuführen, so wie sie meines Wissens nach in den USA im Anschluß an die Rasmussen-Studie vorgenommen worden sind.

AUSGEWÄHLTE PROBLEME UND ERGEBNISSE DER STÖRFALLABLAUF- UND ZUVERLÄSSIGKEITSUNTERSUCHUNGEN FÜR DIE DEUTSCHE RISIKOSTUDIE

Dr. techn. H. Hörtner (GRS)

Kurzfassung

Zur Ermittlung des Risikos von Kernkraftwerken sind Kühlmittelverlust- und Transientenstörfälle zu untersuchen. Die unterschiedlichen Systemfunktionen der zur Beherrschung von Transientenstörfällen installierten Sicherheitssysteme werden erläutert. Die Störfallablaufanalyse wird anhand des wichtigen Transientenstörfalles "Notstromfall" durchgeführt. Vorläufige Ergebnisse der Zuverlässigkeitsuntersuchungen zur quantitativen Bewertung dieser Störfallablaufanalyse werden angegeben.

Abstract

For the investigation of the risk of nuclear power plants loss-of-coolant accidents and transients have to be analyzed. The different functions of the engineered safety features installed to cope with transients are explained. The event tree analysis is carried out for the important transient "loss of normal on-site power". Preliminary results of the reliability analyses performed for quantitative evaluation of this event tree are shown.

1. Arten von Störfällen

In einer Risikostudie für Kernkraftwerke müssen die verschiedenen Arten von im Kernkraftwerk vorhandenen radioaktiven Stoffen daraufhin überprüft werden, unter welchen Bedingungen eine Freisetzung aus der Anlage in die Umgebung eintreten könnte. Dabei zeigt sich, daß die weitaus größte Menge an radioaktiven Stoffen durch das Spaltproduktinventar im Reaktorkern gebildet wird. Diese radioaktiven Spaltprodukte können in größerem Umfang aus den Brennelementen, die die erste Barriere für die Spaltprodukte bilden, nur dann freigesetzt werden, wenn es im Verlauf eines Störfalles zum Schmelzen des Reaktorkerns kommt. Als Störfälle, die zu einem Kernschmelzen führen können, kommen in Betracht:

- Kühlmittelverluststörfälle – Das sind Störfälle auf Grund des Verlusts von Primärkühlmittel durch ein Leck im Reaktorkühlkreislauf.
- Transientenstörfälle – Das sind Störfälle, die durch Transienten ausgelöst werden. Unter Transienten sollen hier dynamische Vorgänge ohne Leck im Reaktorkühlkreislauf verstanden werden auf Grund eines Ungleichgewichts zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern.

Folgende Fälle sind möglich:

- Ausfall der Kühlmittelumwälzung,
- Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Kühlmittel,
- rascher Leistungsanstieg, dem die Wärmeabfuhr nicht folgen kann.

Falls ein Kühlmittelverlust- oder ein Transientenstörfall eintritt, kann es bei funktionierenden Sicherheitssystemen zu keiner Gefährdung der Umgebung kommen, da keine oder zumindest keine nennenswerten Aktivitätsfreisetzungen aus den Brennelementen auftreten. Bei Ausfällen der verschiedenen zur Störfallbeherrschung angeforderten Systemfunktionen sind unterschiedliche Störfallabläufe mit unterschiedlichen radioaktiven Freisetzungen aus den Brennelementen möglich. Dann können auch radioaktive Freisetzungen aus der zweiten und dritten Spaltproduktbarriere zur Umwelt, dem Reaktorkühlkreislauf und dem Reaktorgebäude (Containment), erfolgen. Deshalb hat man bei der Untersuchung eines Störfalles, ausgehend von der Störfallursache, alle möglichen Störfallabläufe zu analysieren.

Bei der Reaktortagung 1977 wurde detailliert auf die im Rahmen der deutschen Risikostudie durchgeführten Analysen zu den Kühlmittelverluststörfällen eingegangen /1/. Im folgenden wird daher über die Untersuchungen zu den Transientenstörfällen und über Ergebnisse dieser Analysen berichtet.

2. Erforderliche Maßnahmen zur Beherrschung von Transientenstörfällen

Tritt eine Transiente ein und reichen angeforderte Betriebssysteme nicht aus oder versagen solche Betriebssysteme, so kann es zu einem Transientenstörfall kommen. Um bei Transientenstörfällen ein unzulässiges Überschreiten von Grenzwerten und damit auch ein Schmelzen des Reaktorkerns zu verhindern, sind folgende Maßnahmen erforderlich:

- Herstellung und langfristige Sicherstellung der Unterkritikalität des Reaktorkerns,
- Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreislaufs,
- Sicherstellung einer ausreichenden Kühlmittelmenge im Reaktorkühlkreislauf,
- Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf.

Die unterschiedlichen Systemfunktionen der Sicherheitssysteme, die hierfür zur Verfügung stehen, werden im folgenden anhand der Referenzanlage Kernkraftwerk Biblis, Block B, erläutert.

2.1 Unterkritikalität

Durch die Reaktorschnellabschaltung wird ein weiterer Spaltprozeß im Reaktorkern unterbunden und die Anlage in den Zustand unterkritisch heiß überführt.

Versagt die Reaktorschnellabschaltung, so wird im allgemeinen die Reaktorleistung auf Grund der negativen Moderatorrückwirkung reduziert.

Soll die Anlage aus dem Zustand unterkritisch heiß in den Zustand unterkritisch kalt übergeführt werden, so ist zur Sicherstellung der Unterkritikalität zusätzlich eine Volumenregelung mit Boreinspeisung erforderlich (siehe Abschnitt 2.3).

2.2 Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreislaufs

Diese Druckbegrenzung erfolgt in erster Linie durch die Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf (siehe Abschnitt 2.4). Zusätzlich sind Druckhalter-Abblaseventile und Sicherheitsventile vorhanden (Bild 1), die bei Erreichen bestimmter Kühlmitteldrücke ansprechen. Diese Druckhalterventile werden hier unter dem Begriff "Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs" zusammengefaßt.

Falls ein Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs bei Anforderung versagt, so kann es zu einem weiteren Druckanstieg kommen. Erfolgt ein beträchtlicher Druckanstieg über den Auslegungsdruck des Reaktorkühlkreislaufs, so ist ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs möglich. Es wird pessimistisch davon ausgegangen, daß ein solches Überdruckversagen ein Kernschmelzen zur Folge hat /2/.

2.3 Ausreichende Kühlmittelmenge im Reaktorkühlkreislauf

Eine ausreichende Kühlmittelmenge im Reaktorkühlkreislauf ist zur Kühlung der Brennelemente und zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf erforderlich.

Erfolgt nach einem Öffnen der Druckentlastung ein Ausfall des Schließens der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs, so tritt ein Kühlmittelverlust über die entsprechenden Druckhalterventile ein. Der Störfall ist im weiteren als ein Kühlmittelverluststörfall zu behandeln. Erfolgt hingegen nur ein kurzzeitiges Ansprechen der Druckentlastung oder wird diese Druckentlastung nicht angefordert, so ist eine ausreichende Kühlmittelmenge vorhanden, um die Anlage über mindestens 10 Stunden im Zustand unterkritisch heiß zu halten.

Soll die Anlage aus dem Zustand unterkritisch heiß in den Zustand unterkritisch kalt übergeführt werden (Abfahren), so ist der Druck und die Temperatur im Reaktorkühlkreislauf abzusenken, die Volumenkontraktion des Kühlmittels auszugleichen und die Borkonzentration für eine ausreichende Abschaltreaktivität zu erhöhen. Dazu dient die Volumenregelung mit Boreinspeisung, worunter die Funktionen des Volumenregelsystems und des Chemikalieneinspeisesystems verstanden werden.

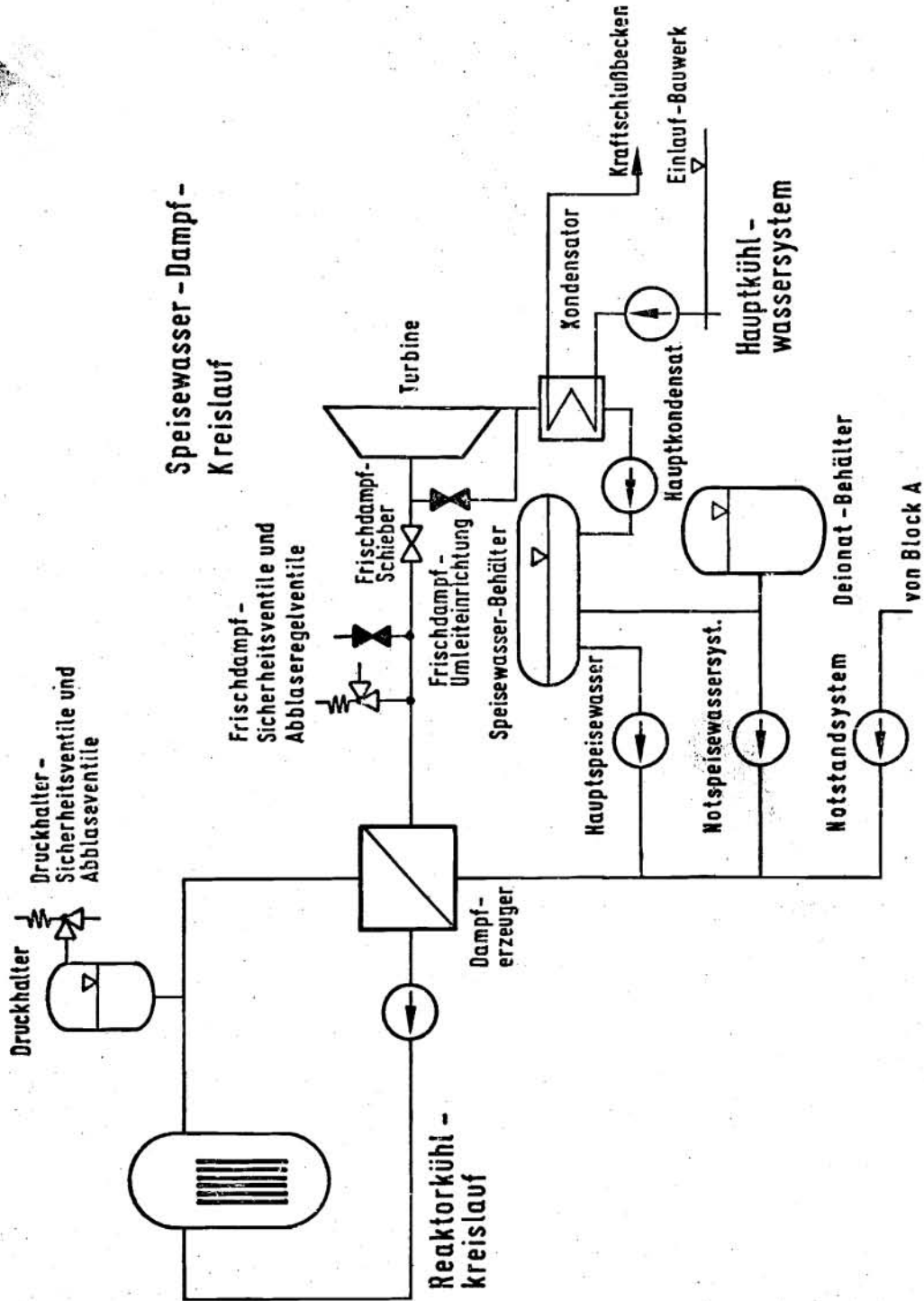


Bild 1: Prinzipschaltung des Reaktorkühlkreislaufts und des Speisewasser-Dampf-Kreislaufts beim Kernkraftwerk Biblis, Block B

Die Volumenregelung mit Boreinspeisung kann auch zur Ergänzung von Kühlmittel notwendig werden, wenn die Anlage über einen längeren Zeitbereich als über 10 Stunden im Zustand unterkritisch heiß gehalten werden soll. Bei einem Ausfall stehen dann als redundante Funktion noch die Hochdruckeinspeisungen von boriiertem Wasser durch das Not- und Nachkühlsystem zur Verfügung.

Findet ein Kühlmittelverlust über die Druckhalterventile statt, so ist zur Sicherstellung einer ausreichenden Kühlmittelmenge eine Notkühlung mit Hilfe des Not- und Nachkühlsystems erforderlich. Durch das dann eingespeiste Borwasser erfolgt außerdem eine Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf. Darauf wird hier nicht näher eingegangen; siehe dazu /1/.

2.4 Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf

Solange sich die Anlage im Zustand unterkritisch heiß befindet und beim Abfahren erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf. Dabei kann zwischen den beiden Möglichkeiten

- Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe,
- Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe

unterschieden werden (siehe Bild 1).

Unter der Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe wird hier die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger bei funktionierenden Einspeisungen durch die Hauptspeisewasserpumpen verstanden. Die drei Hauptspeisewasserpumpen saugen aus dem Speisewasserbehälter an, in den mittels des Hauptkondensatsystems aus dem Turbinenkondensator oder mittels des Deionatsystems aus den Deionatbehältern nachgespeist wird. Da als Folge der Reaktorschnellabschaltung eine Turbinenschnellabschaltung erfolgt, kann der Frischdampf aus den Dampferzeugern nicht an die Turbine abgegeben werden. Bei Öffnen der Frischdampfumleit-einrichtung wird der Frischdampf in den Kondensator abgeführt. Öffnet die Frischdampfumleit-einrichtung nicht, so werden die Frischdampfsicherheitsventile oder die Abblaseregelventile angefordert. Dadurch wird die aus dem Reaktorkühlkreislauf abgeführte Wärme durch Abblasen über Dach abgegeben.

Steht die Hauptspeisewasserversorgung nicht zur Verfügung, so muß auf die Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe zurückgegriffen werden. Die zugehörigen vier Notspeisewasserpumpen saugen aus dem Speisewasserbehälter oder direkt aus den Deionatbehältern an. Außerdem ist eine Versorgung mit Notspeisewasser über das Notstandssystem möglich. Wird die Anlage im Zustand unterkritisch heiß gehalten, so reicht der Speisewasser- und Deionatvorrat für mindestens 10 Stunden aus.

Versagt die Haupt- und die Notspeisewasserversorgung, so findet ein Ausdampfen der Dampferzeuger statt. Bei erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung sind etwa 30 Minuten nach Störfallein-

tritt die Dampferzeuger sekundärseitig ausgedampft. Danach kommt es zu einer Aufheizung und damit zu einem Druckanstieg im Reaktorkühlkreislauf, so daß die Druckentlastung angefordert wird. Bei einem Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs wird die Wärme aus dem Reaktorkühlkreislauf durch Abblasen über die Druckhalterventile abgeführt. Gelingt es rechtzeitig, eine ausreichende Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe herzustellen, so findet kein Kernschmelzen statt. Eine pessimistische Abschätzung zeigt nämlich, daß frühestens 45 Minuten, nachdem die Dampferzeuger ausgedampft sind, solche Zustände im Reaktorkern erreicht werden, daß mit nachfolgendem Kernschmelzen zu rechnen ist.

Erfolgt ein Abfahren der Anlage in den Zustand unterkritisch kalt und sind die Kühlmitteltemperaturen sowie der Druck im Reaktorkühlkreislauf ausreichend abgesenkt, so kann das Not- und Nachkühlssystem zugeschaltet werden, und zwar in der Betriebsart Nachkühlung. Das Not- und Nachkühlssystem übernimmt dann die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf.

2.5 Systemfunktionen

Bei Transientenstörfällen können demnach grundsätzlich die folgenden Systemfunktionen angefordert werden:

- Reaktorschnellabschaltung,
- Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs,
- Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs,
- Volumenregelung mit Boreinspeisung,
- Notkühlung,
- Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe,
- Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe,
- Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe,
- Nachkühlung.

Je nachdem, ob die verschiedenen Systemfunktionen vorhanden oder ausgefallen sind, werden unterschiedliche Störfallabläufe möglich. Ausgehend von der Störfallursache (dem sogenannten "auslösenden Ereignis"), hat man diese Störfallabläufe zu analysieren. Die Störfallabläufe münden schließlich in unterschiedliche Störfallauswirkungen. Das wird im folgenden anhand des wichtigen Transientenstörfalles "Notstromfall" erläutert.

3. Notstromfall

Ein "Notstromfall" ist ein derartiger Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsanlage, daß der bestimmungsgemäße Betrieb des Kernkraftwerks aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann /3/. Dementsprechend liegt bei der Referenzanlage Biblis B ein Notstromfall vor, wenn die Spannung an mindestens zwei der vier 10-kV-Normalnetzschiene (10-kV-Blockschienen) ausfällt (Bild 2). Die folgenden Analysen befassen sich nur mit dem Ausfall aller vier 10-kV-Blockschienen, da solche Ausfälle häufiger auftreten und höhere Nichtverfügbarkeiten der angeforderten Systemfunktionen zur Folge haben.

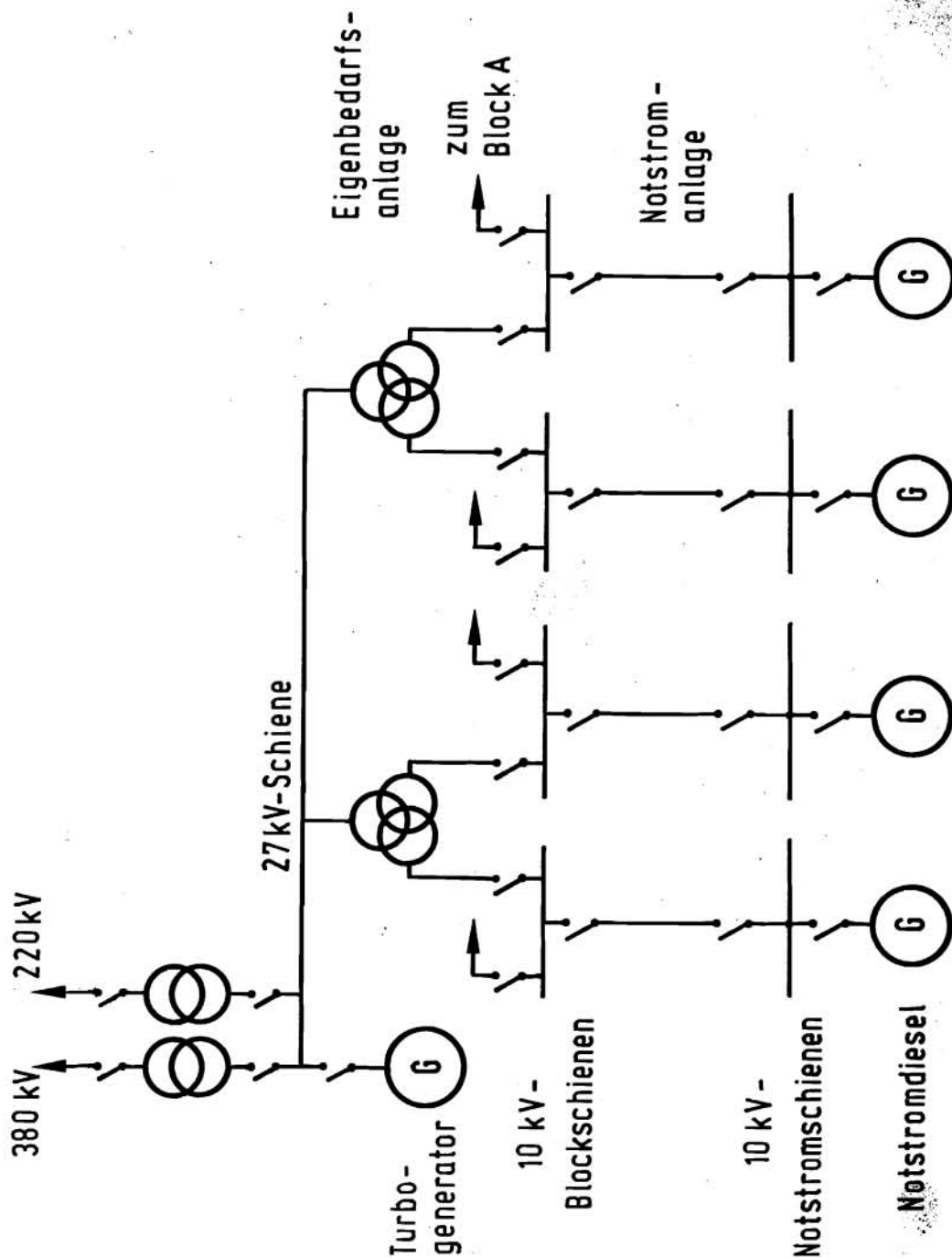


Bild 2: Prinzipschaltung der elektrischen Energieversorgung beim Kernkraftwerk Biblis, Block B

Beim "Notstromfall" fallen die Hauptkühlmittelpumpen und die Hauptspeisewasserpumpen aus, da diese von den 10-kV-Blockschienen mit elektrischer Energie versorgt werden. Das bedingt größere Abweichungen der Anlagenzustände (insbesondere des Kühlmitteldruckes und des DNB-Verhältnisses) von den Werten bei Normalbetrieb als bei den meisten anderen Transientenstörfällen. Ferner ist dann die Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe ausgefallen. Da die Bereitstellung von elektrischer Energie an den 10-kV-Notstromschienen zunächst nur über die Notstromdiesel erfolgt, sind auch die Nichtverfügbarkeiten der anderen Systemfunktionen größer als bei intakter Eigenbedarfsversorgung. Aus den genannten Gründen ist der "Notstromfall" ein wichtiger Störfall. In die Bewertung des Risikobeitrags durch den "Notstromfall" geht allerdings auch die Eintrittshäufigkeit des "Notstromfalls" ein. Diese ist im Vergleich zu den Eintrittshäufigkeiten anderer Transientenstörfälle gering. Trotzdem wurde in /2/ festgestellt, daß der "Notstromfall" einen maßgeblichen Risikobeitrag liefert.

3.1 Einleitende Ereignisse

Folgende "einleitenden Ereignisse" führen direkt oder beim Ausfall von dann angeforderten Betriebssystemen zum auslösenden Ereignis "Notstromfall":

- Ausfall eines Eigenbedarfstransformators,
- Ausfall der 27-kV-Schiene (Generatorableitung),
- Ausfall beider Netzeinspeisungen,
- Ausfall einer Netzeinspeisung,
- Ausfall des konventionellen Nebenkühlwassersystems,
- Turbinenschnellabschaltung.

Der Einfachheit halber werden dabei die Maschinentransformatoren zu den Netzeinspeisungen gezählt.

3.2 Störfallablaufanalyse

Beim "Notstromfall" erfolgt die Reaktorschnellabschaltung innerhalb von wenigen Sekunden nach Eintritt des Störfalls. Nach Hochlaufen der Notstromdiesel, über die die Notstromversorgung erfolgt, werden die Notspeisewasserpumpen zugeschaltet. Ein Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs findet einige Minuten nach Störfalleintritt statt. Wenige Sekunden später wird das Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs angefordert. Eine Langzeit-Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe ist nur bei Ausfall der Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe erforderlich und dann frühestens nach 75 Minuten. Die Volumenregelung mit Boreinspeisung ist frühestens 10 Stunden nach Störfalleintritt erforderlich, falls nicht in den Zustand unterkritisch kalt abgefahren wird. Die Nachkühlung ist nur bei einem solchen Abfahren notwendig.

Unter Berücksichtigung dieses Sachverhalts ergibt sich das in Bild 3 dargestellte Störfallablaufdiagramm. Die erfolgreiche Ausführung einer Systemfunktion wird in Bild 3 kurz mit "ja", der Ausfall einer Systemfunktion mit "nein" bezeichnet. Zu den einzelnen Systemfunktionen ist folgendes anzumerken:

"Notstromfall" mit Reaktorschnellabschaltung:

Bei erfolgreicher Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe erfolgt ein kurzzeitiges Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs durch Ansprechen eines Druckhalterventils. Dieses Öffnen ist nicht erforderlich, um ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs zu verhindern. Die entsprechende Verzweigung ist daher im Störfallablaufdiagramm nicht eingetragen. Nach dem Öffnen ist jedoch ein Schließen der Druckentlastung erforderlich. Andernfalls ist ein Kühlmittelverluststörfall über das Druckhalterventil die Folge.

Bei Ausfall der Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe ist ein Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs notwendig, um ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs zu verhindern. Schließen nicht alle zuvor geöffneten Druckhalterventile, so kommt es zu einem Kühlmittelverluststörfall über die Druckhalterventile. Bei einem Leck dieser Größe ist eine Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf erforderlich /1/. Gelingt es nicht, rechtzeitig eine Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe herzustellen, so mündet der Störfall in ein Kernschmelzen. - Erfolgt ein Schließen der Druckentlastung, so ist ebenfalls zu unterscheiden, ob eine ausreichende Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe erfolgt oder nicht. Im zuletzt genannten Fall wäre ein Kernschmelzen die Folge.

Bei Ausfall der Volumenregelung mit Boreinspeisung oder der Nachkühlung kann nicht abgefahren werden, d.h., die Anlage muß im Zustand unterkritisch heiß gehalten werden. Es sind dann mindestens 10 Stunden Zeit, um eine Versorgung mit Kühlmittel bzw. Speisewasser über diese Zeitspanne hinaus sicherzustellen. Ein Ausfall dieser Funktionen hat daher keine schwerwiegenden Folgen.

"Notstromfall" ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS-Störfall "Notstromfall"):

Bei einem Ausfall sowohl der Reaktorschnellabschaltung als auch der Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe werden sehr rasch Zustände im Reaktorkern mit nachfolgendem Kernschmelzen erreicht. Daher wird davon ausgegangen, daß eine langfristige Wiederherstellung der Speisewasserversorgung ein Kernschmelzen nicht verhindern kann. Die entsprechende Verzweigung des Störfallablaufs ist daher nicht eingetragen. Sollte sich diese Annahme als zu konservativ herausstellen, so sind hier zusätzliche Untersuchungen erforderlich.

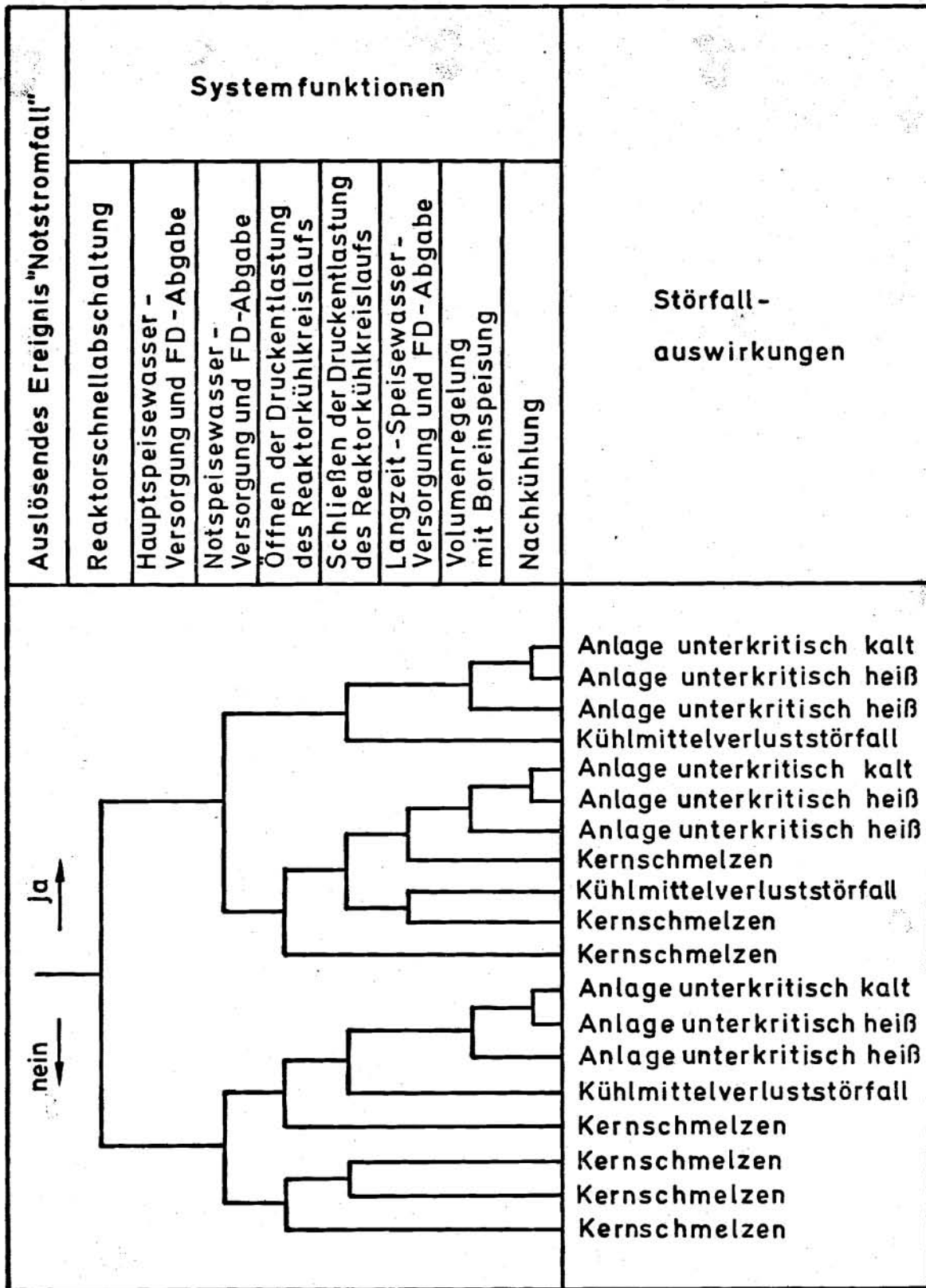


Bild 3: Störfallablaufdiagramm für den "Notstromfall"

Ferner ist hier ein Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs notwendig, um ein Überdruckversagen dieses Kreislaufs zu verhindern. Bei einem Ausfall des Schließens der Druckentlastung mündet der Störfall in einen Kühlmittelverluststörfall über die Druckhalterventile mit ausgefallener Reaktorschnellabschaltung. Ein solcher Störfall verläuft weniger schwerwiegend als die in /1/ behandelten Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung. Daher ist eine differenzierte Betrachtung erforderlich.

Für den Ausfall der Volumenregelung mit Boreinspeisung und der Nachkühlung gelten dieselben Aussagen wie bei erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung.

Mindestanforderungen an die Systemfunktionen:

Die minimalen Anforderungen an die Systemfunktionen sind dann gegeben, wenn die Anlage im Zustand unterkritisch heiß gehalten wird. Die entsprechenden Mindestanforderungen sind für den "Notstromfall" mit Reaktorschnellabschaltung in der Tabelle 1 zusammengestellt. Für die Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe und die bei Ausfall dieser Systemfunktion notwendige Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe sind die Mindestanforderungen die gleichen. Bei Ausfall der Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe werden jedoch höhere Anforderungen an das Öffnen und Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs gestellt.

Die Volumenregelung mit Boreinspeisung und die Nachkühlung sind innerhalb von 10 Stunden nicht erforderlich, wenn die Anlage im Zustand unterkritisch heiß gehalten wird. Diese Systemfunktionen werden daher nicht weiter untersucht.

Sind die in Tabelle 1 angeführten Mindestanforderungen nicht erfüllt, so sind die entsprechenden Systemfunktionen als ausgefallen zu betrachten.

3.3 Wahrscheinlichkeitsbewertung der Störfallablaufanalyse

Die für den "Notstromfall" mit Hilfe von Zuverlässigkeitsanalysen von uns berechneten Verzweigungswahrscheinlichkeiten sind in Bild 4 eingetragen. Die Werte stellen vorläufige Ergebnisse dar. Diese bedingten Wahrscheinlichkeiten können sich für den einen oder anderen Störfallablauf infolge weiterer Vertiefung unserer Untersuchungen mit dem Fortschritt der Risikostudie ändern. Insbesondere ist die Auswertung der Betriebserfahrungen noch nicht abgeschlossen, so daß bei den Berechnungen vorläufige Werte für die Ausfallraten zugrunde gelegt wurden. Die ermittelten Ergebnisse sind Punktwerte. Entsprechende Analysen unter Berücksichtigung der Streuungen werden derzeit durchgeführt.

Notspeisewasser-Versorgung und Frischdampf-Abgabe		Langzeit-Speisewasser-Versorgung und Frischdampf-Abgabe		Öffnen der Druckentla- stung des Reaktor- kühlkreis- laufs	Schließen der Druckentla- stung des Reaktor- kühlkreis- laufs
Notspeisewasser- Versorgung	Frischdampf- Abgabe	Langzeit-Speisewasser- Versorgung	Frischdampf- Abgabe		
lv4 Notspeisewasser- Einspeisungen oder 1 Notstandein- speisung	lv4 Sicherheits- ventile oder lv2 Abblaseregel- ventile	—	—	—	lv1 Ventile
—	—	lv4 Notspeisewasser- Einspeisungen oder 1 Notstandein- speisung	lv4 Sicherheits- ventile oder lv2 Abblaseregel- ventile	lv4 Ventile	2v2 Ventile

Tab. 1: Mindestanforderungen an die Systemfunktionen beim "Notstromfall" mit Reaktorschnellabschaltung

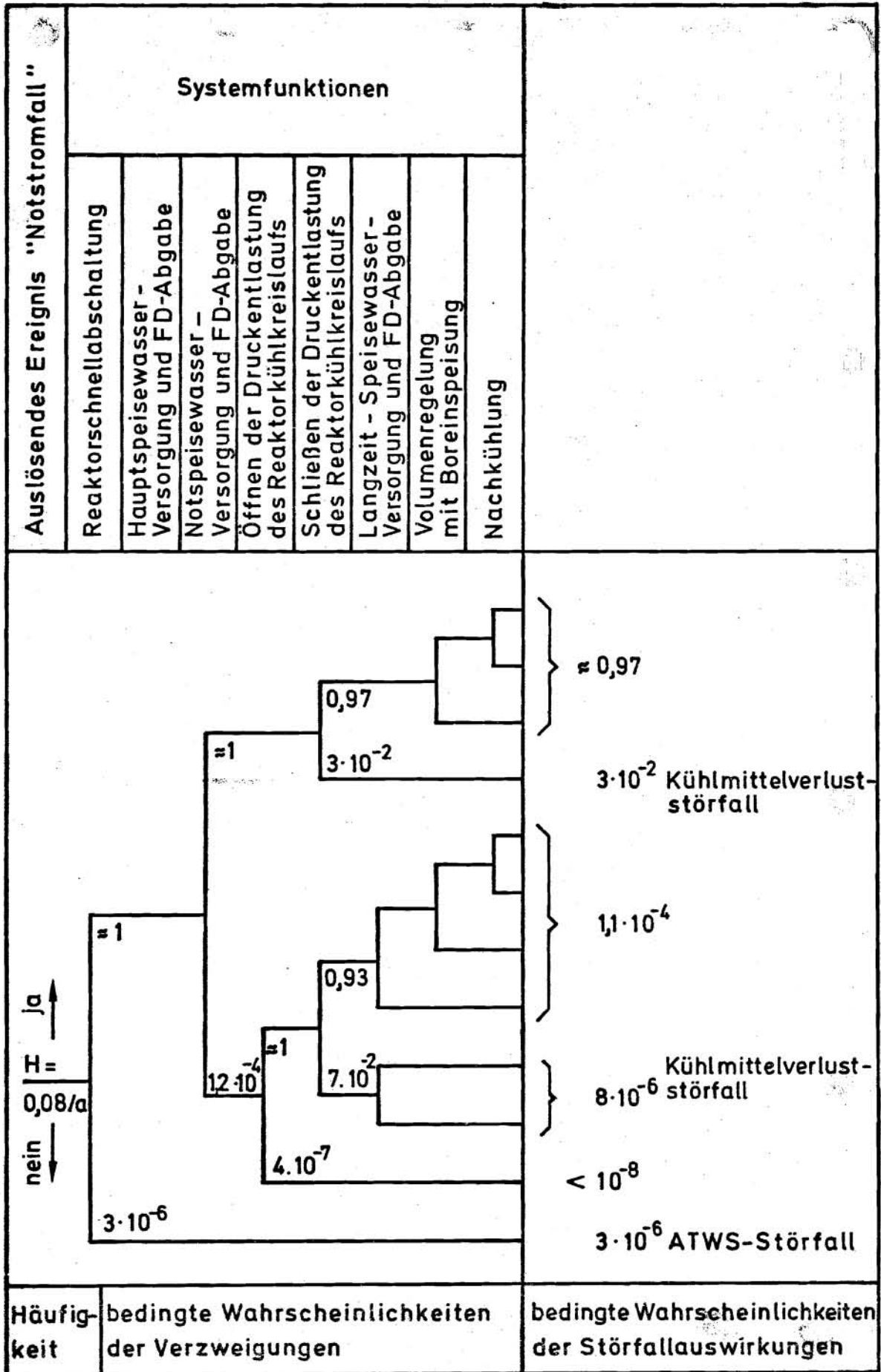


Bild 4: Bewertetes Störfallablaufdiagramm für den "Notstromfall"

Die Nichtverfügbarkeiten $3 \cdot 10^{-2}$ bzw. $7 \cdot 10^{-2}$ für das Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs werden durch den Ausfall der Absperrung der Steuerleitungen (Armaturen, Steuerkette, Regelung und elektrische Energieversorgung) bestimmt. Zur Nichtverfügbarkeit $1,2 \cdot 10^{-4}$ der Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe tragen die Common-Mode-Ausfälle der Notstromdiesel mit etwa 40 % bei. Die Nichtverfügbarkeit $3 \cdot 10^{-6}$ der Reaktorschnellabschaltung ist im wesentlichen durch Common-Mode-Ausfälle der Steuerstäbe gegeben.

Die Untersuchung des Ausfalls der Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe ist noch nicht abgeschlossen. Die entsprechende Verzweigungswahrscheinlichkeit fehlt demnach im Störfallablaufdiagramm. Die Störfallabläufe bei Ausfall dieser Funktion, die zum Kernschmelzen führen, können daher noch nicht getrennt bewertet werden.

Die Verzweigungswahrscheinlichkeiten bei Ausfall der Reaktorschnellabschaltung sind in Bild 4 nicht angeführt, da alle Transientenstörfälle mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung gemeinsam behandelt werden sollen. Das entspricht der Vorgehensweise in /2/.

Die ermittelten Wahrscheinlichkeiten der einzelnen Störfallauswirkungen $W(A_i)$ sind rechts in Bild 4 aufgeführt.

Um eine vollständige Wahrscheinlichkeitsbewertung für alle beim "Notstromfall" möglichen Störfallabläufe und Störfallauswirkungen zu erreichen, sind außer für die Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe noch Zuverlässigkeitsuntersuchungen für

- kleine Lecks am Druckhalter und
- Transientenstörfälle ohne Reaktorschnellabschaltung

erforderlich. Diese Analysen werden gegenwärtig durchgeführt.

Die Häufigkeiten der Störfallauswirkungen $H(A_i)$, die letztlich für die Risikoermittlung interessieren, erhält man aus den $W(A_i)$ durch Multiplikation mit der ermittelten Häufigkeit des auslösenden Ereignisses $H(E)$. Diese beträgt für den "Notstromfall" 0,08/Jahr. Die wesentlichen Beiträge dazu liefern die einleitenden Ereignisse:

- Turbinenschnellabschaltung,
- Ausfall eines Eigenbedarfstransformators,
- Ausfall des konventionellen Nebenkühlwassers.

Es soll zum Schluß darauf hingewiesen werden, daß alleine aus den Häufigkeiten, mit denen Kernschmelzen als Folge des "Notstromfalls" eintritt, noch keine Schlüsse auf den Risikobeitrag des "Notstromfalls" gezogen werden können. Um den Risikobeitrag durch den "Notstromfall" zu beurteilen, müssen außerdem

- der zeitliche Ablauf des Kernschmelzens,
- das Containmentverhalten bei Kernschmelzen und schließlich
- die Auswirkungen auf die Umgebung

untersucht werden. Darüber wird in anderen Vorträgen dieses Fachgesprächs berichtet.

METHODE DER STÖRFALLABLAUFANALYSE

1. Störfallablaufdiagramm

Bei der Störfallablaufanalyse werden mittels des Störfallablaufdiagramms die Bedingungen angegeben, unter denen ein auslösendes Ereignis über bestimmte Ereignisabläufe zu bestimmten Störfallauswirkungen führt. Die Bedingungen sind dabei durch die unterschiedlichen zur Störfallbeherrschung angeforderten Systemfunktionen gegeben: Je nach erfolgreicher Ausführung oder Ausfall einer solchen Funktion findet eine "Verzweigung" des Störfallablaufs statt. Dabei wird vereinfachend ein Teilversagen und ein vollständiges Versagen einer angeforderten Systemfunktion zusammengefaßt.

Im Störfallablaufdiagramm werden diese möglichen Verzweigungen von Ereignissen aufeinanderfolgend dargestellt. Die Darstellung der Verzweigung erfolgt der Übersichtlichkeit halber etwa in der zeitlichen Reihenfolge, in der die Funktionen angefordert werden. Um die Aufstellung des Störfallablaufdiagramms zu vereinfachen, werden insbesondere die Funktionen, deren Ausfälle die weiteren Funktionen beeinflussen, zuerst behandelt.

Die Darstellung der Störfallabläufe folgt der in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie /2/.

2. Wahrscheinlichkeitsbewertung

Das erstellte Störfallablaufdiagramm enthält zunächst nur eine rein qualitative Information. Für eine Risikoanalyse ist darüber hinaus eine Wahrscheinlichkeitsbewertung der Störfallabläufe notwendig. Dabei ist die Häufigkeit der einzelnen Störfallauswirkungen innerhalb eines betrachteten Zeitintervalls zu ermitteln. Für ein vorgegebenes auslösendes Ereignis müssen dazu die Werte folgender Größen bestimmt werden:

$H(E)$ Erwartungswert der Anzahl der auslösenden Ereignisse E pro Zeitintervall ("Eintrittshäufigkeit" des auslösenden Ereignisses E)

$W(A_i)$ bedingte Wahrscheinlichkeit für das Eintreten der Störfallauswirkung A_i , bei Eintreten des auslösenden Ereignisses E

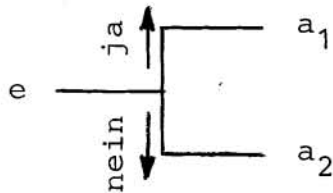
Daraus ergibt sich:

$$H(A_i) = H(E) \cdot W(A_i)$$

Erwartungswert der Anzahl der Störfallauswirkungen A_i pro Zeitintervall ("Eintrittshäufigkeit" der Störfallauswirkung A_i)

Die Wahrscheinlichkeiten $W(A_i)$ können durch Multiplikation der einzelnen Verzweigungswahrscheinlichkeiten $W(\text{ja})$ und $W(\text{nein})$ bestimmt werden. Für jede einzelne Verzweigung gilt nämlich

$$W(a_1) = W(e) \cdot W(\text{ja})$$
$$W(a_2) = W(e) \cdot W(\text{nein})$$



e Eingangseignis der Verzweigung
 a_i Ausgangseignisse der Verzweigung

Die Verzweigungswahrscheinlichkeiten

$$W(\text{ja}) = 1 - W(\text{nein}),$$
$$W(\text{nein})$$

sind die bedingten Wahrscheinlichkeiten (bedingt durch den vorangegangenen Störfallablauf), daß beim Eintreten des Eingangseignisses e die Ausgangseignisse a_1 bzw. a_2 eintreten.

Zur Wahrscheinlichkeitsbewertung des Störfallablaufdiagramms sind somit die $W(\text{nein})$ für die einzelnen Verzweigungen zu bestimmen. Dabei ist insbesondere zwischen folgenden zwei Fällen zu unterscheiden:

- Eine bestimmte Systemfunktion wird zum Zeitpunkt des Störfalls angefordert.
 $W(\text{nein})$ Nichtverfügbarkeit der Systemfunktion
- Eine bestimmte Systemfunktion muß nach dem Störfall für eine Zeitspanne aufrechterhalten werden.
 $W(\text{nein})$ Ausfallwahrscheinlichkeit der Systemfunktion

Die Berechnung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten erfolgt mit Hilfe von Zuverlässigkeitsanalysen, wozu vor allem die Methode der Fehlerbaumanalyse herangezogen wird /4/.

LITERATUR

- /1/ Birkhofer, A., F.W. Heuser und K. Köberlein:
Zielsetzung und Stand der deutschen Risikostudie
atw 22, Juni 1977, S. 331/38
- /2/ Rasmussen, N.C.:
Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks
in U.S. Commercial Nuclear Power Plants
WASH-1400 (NUREG 75/014), October 1975
- /3/ DIN 25 417:
Notstromversorgung in Kernkraftwerken - Übergeordnete
Anforderungen, sicherheitstechnische Anforderungen,
Teil 1 (Entwurf)
Hrsg. Deutsches Institut für Normung, Dezember 1976
- /4/ DIN 25 424:
Fehlerbaumanalyse, Methode und Bildzeichen
Hrsg. Deutsches Institut für Normung, Juni 1977

DISKUSSION ZUM VORTRAG H. HÖRTNER

D. S m i d t (KfK, Karlsruhe):

Sie haben mit dem Öffnen und nicht mehr Schließen der Druckhalter-Abblaseventile beim Notstromfall einen Kühlmittelverluststörfall definiert, der bei WASH-1400 mit diesem Gewicht nicht vorkommt. Seine Wahrscheinlichkeit beträgt nach Ihrem Diagramm $2,4 \cdot 10^{-3}$ /Jahr. Woran liegt der Unterschied zu WASH-1400?

- Sind bei uns die Abblaseventile auf einen niedrigeren Ansprechdruck eingestellt (denn notwendig ist ihr Ansprechen hier ja nicht)?
- Ist ihr Schließverhalten unzuverlässiger?
- Hat WASH-1400 diesen Störfall übersehen?

H. H ö r t n e r (GRS):

In WASH-1400 wird das Öffnen und Schließen von Druckhalterventilen nur bei Transientenstörfällen mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung behandelt. Für den hier bewerteten Notstromfall mit Reaktorschnellabschaltung können daher die Zuverlässigkeiten der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs nicht verglichen werden.

Der Ansprechdruck, auf den die Druckhalter-Abblaseventile bei der amerikanischen Referenzanlage Surry eingestellt sind, ist dem Bericht WASH-1400 leider nicht zu entnehmen. Auf Anfrage hat uns die USNRC jedoch mitgeteilt, daß sie davon ausgeht, daß beim "loss of off-site power" kein Öffnen der Druckhalterventile stattfindet.

H. H o l z e r (ÖSGAE, Wien):

In Ihren Ausführungen bezeichneten Sie die im Ereignisbaum (Bild 4) eingetragenen Wahrscheinlichkeiten als vorläufige Werte. Als einen der Gründe dafür geben Sie an, daß die Ergebnisse der Auswertung von Betriebserfahrungen darin noch nicht berücksichtigt wurden. In diesem Zusammenhang wäre es sehr interessant zu hören, ob bzw. welche Änderungen aus diesem Faktum zu erwarten sind.

Meine zweite Frage: Könnten Sie bitte die erwähnten Common-Mode-Ausfälle der Steuerstäbe etwas näher spezifizieren?

H. H ö r t n e r (GRS):

Die Ergebnisse aus unseren Auswertungen der Betriebserfahrungen wurden deshalb nicht berücksichtigt, weil diese Auswertungen

noch nicht abgeschlossen sind. Es ist möglich, daß sich auf Grund dieser Auswertungen die Verzweigungswahrscheinlichkeiten im einen oder anderen Fall merkbar ändern. Über die Arbeiten zur Auswertung von Betriebserfahrungen wird Dr. Lindauer im nächsten Vortrag berichten.

Bei den Steuerstäben sind die Ausfälle auf Grund einer gemeinsamen Ursache zu berücksichtigen, bei denen eine bestimmte Mindestanzahl von Stäben nicht ausreichend einfällt. Welche Ursachen mit welchen Wahrscheinlichkeiten zu solchen gefährlichen Common-Mode-Ausfällen führen können, wird nicht analysiert. Auf der Basis von Betriebserfahrungen versucht man vielmehr eine Aussage darüber zu erhalten, wie wahrscheinlich solche Ausfälle überhaupt sind. Dabei werden die unterschiedlichen Möglichkeiten, die man sich für Common-Mode-Ausfälle vorstellen kann, gemeinsam behandelt.

G. W a t z e l (RWE, Essen):

Notstromfall \neq Störfall, wenn nicht zusätzliche Ausfälle (NWA-Versagen, Nichtschließen der Druckhalterventile) gleichzeitig eintreten. Um Mißverständnisse zu vermeiden, hier andere Bezeichnung einführen.

Unterschied zu Störfällen: Nach Beendigung des "nackten" Notstromfalles ohne zusätzliches Versagen kann Betrieb fortgesetzt werden. Bei allen anderen Störfällen beinhaltet schon das auslösende Ereignis einen Schaden, dessen Behebung der Begutachtung durch die technischen Gutachter (z.B. TÜV, ggf. RSK) und gegebenenfalls der Freigabe durch die Aufsichtsbehörde unterworfen ist.

H. H ö r t n e r (GRS):

Beim Notstromfall kann nach der KTA-Regel 3701 und nach DIN 25 417 der bestimmungsgemäße Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht mehr fortgeführt werden. Nach den "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke" vom Bundesministerium des Innern ist der Notstromfall somit ein Störfall.

Nach unseren Untersuchungen liefern im übrigen die Notstromfälle, die durch einen Ausfall der Netzeinspeisungen eingeleitet werden, nur einen geringen Beitrag zur Eintrittshäufigkeit dieses Störfalles. Der überwiegende Anteil der Notstromfälle wird durch Ausfälle in der Anlage selbst eingeleitet. Beim größeren Teil der Notstromfälle muß also mit längeren Reparaturzeiten zur Behebung von Schäden gerechnet werden.

J. F e c h n e r (BMI, Bonn):

In welcher Weise werden mögliche Beiträge des Kernkraftwerkspersonals bei der Quantifizierung der Störfallablaufdiagramme berücksichtigt?

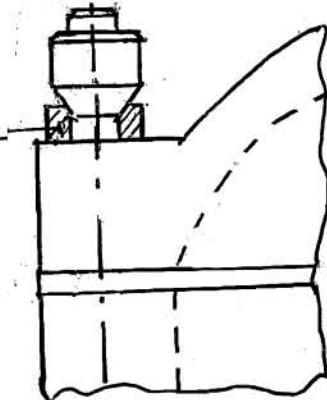
H. H ö r t n e r (GRS):

Ein Großteil der Schutzaktionen, die nach einem Störfall zu ergreifen sind, läuft vollautomatisch, d.h. ohne menschlichen Eingriff, ab. Sind Eingriffe des Kraftwerkspersonals notwendig oder ist durch solche Eingriffe eine Beeinflussung von Störfallabläufen möglich, so werden diese mit entsprechenden Wahrscheinlichkeiten berücksichtigt.

R. R u f (KWU, Erlangen):

Das Flanschsystem des RDB ist so konstruiert, daß lange vor Erreichen des Berstdruckes des Primärsystems diese Verbindung "undicht" wird, d.h. als zusätzliches Sicherheitsventil wirkt.

Unterleg-
scheibe
fließt bei
höheren Be-
anspruchun-
gen weg.



Die Annahme, daß bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung und der Sicherheitsventile das Primärsystem notwendigerweise bersten muß, ist daher falsch.

H. H ö r t n e r (GRS):

Falls infolge eines Überdrucks die Integrität des Reaktorkühlkreislaufs versagt, d.h. ein Leck im Reaktorkühlkreislauf eintritt, findet ein Kühlmittelverluststörfall statt. Dieser unterscheidet sich von einem Kühlmittelverluststörfall während des ungestörten Leistungsbetriebs dadurch, daß er von höheren Drücken und von einem höheren Temperaturniveau im Reaktorkühlkreislauf ausgeht. Als Folge können auch höhere Belastungen der Kerneinbauten und der Brennelemente sowie höhere Containment-Belastungen auftreten. Daher wird in diesem Bericht wie in WASH-1400 konservativ davon ausgegangen, daß ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs zu einem Kernschmelzen führt.

DIE AUSWERTUNG VON BETRIEBSERFAHRUNGEN FÜR DIE DEUTSCHE RISIKO-STUDIE

Dr.-Ing. E. Lindauer (GRS)

Kurzfassung

Das Vorgehen bei der Auswertung von Betriebserfahrungen für die deutsche Risikostudie wird dargestellt und ein Zwischenstand der Arbeiten gegeben. Für ausländische Erfahrungen werden keine eigenen Auswertungen vorgenommen, sondern bereits vorliegende herangezogen. Für deutsche Reaktoren werden die verfügbaren besonderen Vorkommnisse besonders im Hinblick auf qualitative Aussagen untersucht. Darüber hinaus wird eine detaillierte Auswertung von Unterlagen für Biblis A und B vorgenommen.

Abstract

The proceeding of evaluation of nuclear reactor operating experiences for the german risk study is shown together with an intermediate state of the works. For foreign experiences readily available reports are used instead of own evaluations. For German reactors the available abnormal occurrences are investigated especially with regard to qualitative informations. In addition a detailed evaluation of operating data for Biblis A and B is carried out.

1. Einleitung

Der Zusammenhang einer Risikostudie bedingt eine spezielle Betrachtungsweise von Betriebserfahrungen. Gefragt ist nach dem Risiko von Kernkraftwerken, daher wird im folgenden nicht von Energieerzeugung und Anlagenverfügbarkeit die Rede sein, vielmehr von Störungen, Ausfällen, Störfällen usw. Die bisher aufgelaufenen Betriebsjahre reichen für unmittelbare empirische Aussagen über das Risiko von Kernkraftwerken nicht aus. Unfälle mit schweren radiologischen Auswirkungen, wie sie in der Studie betrachtet werden, sind nicht aufgetreten. Die statistische Bedeutung dieser Aussage ist jedoch gering, da angesichts der Sicherheitsvorkehrungen um Größenordnungen geringere Unfallwahrscheinlichkeiten zu erwarten sind, als sie mit den vorliegenden Betriebsjahren nachweisbar sind. Risikoaussagen können daher nur auf Grund analytischer Untersuchungen gemacht werden. Betriebserfahrungen werden ausgewertet, um diese Arbeit zu unterstützen, indem die real gemachten Erfahrungen in die Analyse eingebracht werden.

2. Anwendung von Betriebserfahrungen in der Risikostudie

Die Punkte, an denen Betriebserfahrungen in die Studie einfließen können, ergeben sich aus ihrem methodischen Ablauf, der in Bild 1 schematisch skizziert wird.

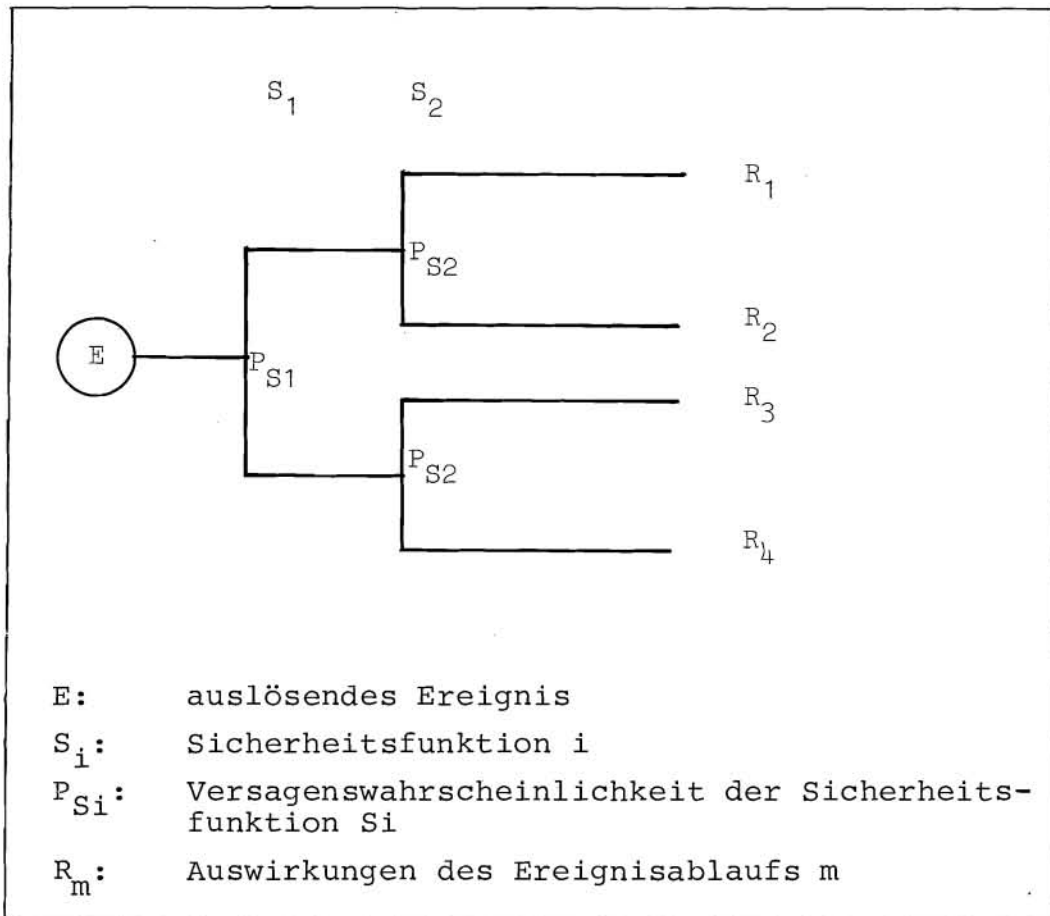


Bild 1: Schematische Darstellung eines Störfallablaufdiagramms

Ausgehend von auslösenden Ereignissen wird die Gesamtheit der möglichen Ereignisabläufe durch Störfallablaufdiagramme dargestellt. Verzweigungen ergeben sich im wesentlichen dadurch, daß Sicherheitssysteme funktionieren oder versagen können. Jedem einzelnen Ablauf werden schließlich die zu erwartenden radiologischen Auswirkungen zugeordnet.

Die Beschreibung des physikalischen Ablaufs von Störfällen oder ihrer radiologischen Auswirkungen sind analytische Aufgaben, weil Erfahrungen hierzu praktisch nicht vorliegen. Die Auswertung von Betriebserfahrungen konzentriert sich im wesentlichen auf die beiden Punkte:

- Ereignisse, die einen Störfall einleiten können;
- Ereignisse, die Einfluß auf die Funktion von Sicherheitsmaßnahmen haben können.

Auch in diesen beiden Punkten kann aus der Auswertung von Betriebserfahrungen nur ein Teil der benötigten Informationen erwartet werden. Dies ist zum einen auf die geringe Wahrscheinlichkeit vieler in der Studie interessierender Ereignisse zurückzuführen, mit deren Auftreten innerhalb der vorliegenden Reaktorbetriebszeit nicht zu rechnen ist. Zum anderen liegt auch für den größten Teil der Betriebsjahre eine Dokumentation der Erfahrungen nicht in einer Form vor, die unmittelbare Aussagen für die Zwecke einer Risikostudie erlaubt.

3. Quellen von Betriebserfahrungen

Für amerikanische Betriebserfahrungen existiert eine Reihe von Auswertungen, z.B. /1/ bis /7/, die im wesentlichen auf "USAEC Abnormal Occurrence Reports" (jetzt: "Licency Event Reports")/8/ basieren. Die in WASH-1400 /1/ vorgelegte Untersuchung wurde speziell für eine Risikostudie durchgeführt. Für deutsche Betriebserfahrungen liegen ebenfalls Auswertungen zu speziellen Fragestellungen vor, z.B. /9/ bis /15/, eine umfassende Auswertung für die Zwecke einer Risikostudie existiert nicht. Eine detaillierte Auswertung aller weltweit gemachten Betriebserfahrungen übersteigt den Rahmen der deutschen Risikostudie bei weitem. Es wurde das folgende Vorgehen gewählt:

- Die ausländischen Erfahrungen, die die Masse der Reaktorjahre repräsentieren, werden berücksichtigt, indem dafür bereits vorliegende Auswertungen herangezogen werden.
- Für deutsche Kernkraftwerke wird eine generelle Auswertung der vorliegenden Erfahrungen vorgenommen, gestützt auf die Meldungen besonderer Vorkommnisse und Einzelquellen, wie sie oben zitiert wurden. Die Meldungen besonderer Vorkommnisse erfolgen auf Grund einer Vereinbarung zwischen dem Bundesministerium, den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und den Betreibern.
- Für Biblis A und B wird eine ins Detail gehende Auswertung von Betriebsunterlagen des Betreibers vorgenommen. Hierauf wird gesondert eingegangen.

4. Qualitative Auswertung besonderer Vorkommnisse

Aus den Meldungen besonderer Vorkommnisse und Einzelquellen liegen Beschreibungen von 305 Ereignissen aus ca. 60 Reaktorjahren vor. Sie beziehen sich auf verschiedene Anlagen verschiedenen Typs, außerdem sind neben Lastbetrieb auch Inbetriebnahme, Probetrieb usw. enthalten. Eine Auswahl der zu betrachtenden Ereignisse von vornherein etwa nach Reaktortyp oder Betriebszustand wurde nicht vorgenommen, um die empirische Basis nicht einzuengen.

Für die einzelnen Vorkommnisse werden die folgenden Fragen untersucht:

- Beschreibung der Ereignisse,
- Ursachen, evtl. mehreren Ereignissen gemeinsame,
- Auswirkungen,
- Art der Entdeckung,
- Möglichkeit der Einleitung eines Störfallablaufs,
- Beeinträchtigung von Sicherheitssystemen,
- Übertragbarkeit auf Biblis B,
- Berücksichtigung in der Risikostudie.

In Tabelle 1 werden als Beispiel einige Ereignisse aufgeführt. Sie sollen einen Eindruck geben von der Art der Informationen, die daraus zu gewinnen sind, und wie diese in der Risikostudie verwendet werden. Auf die einzelnen Vorkommnisse, die hier als Beispiel dienen, soll nicht im Detail eingegangen werden, lediglich für den Bruch der Pumpenwelle wird weiter unten die weitere Behandlung in der Risikostudie skizziert. Die Tabelle illustriert das unterschiedliche Gewicht der Folgerungen, die aus den einzelnen Ereignissen für Risikountersuchungen zu ziehen sind. Die beiden ersten Beispiele der Tabelle geben zu keinen weiteren Aktivitäten Anlaß, weil ihre Berücksichtigung in der Studie offensichtlich ist. Auch Fehlstellungen von Armaturen wie im dritten Beispiel werden bei den Systemanalysen berücksichtigt, jedoch handelt es sich hier um eine schwieriger zu erfassende Fehlerart. Vorkommnisse, wie das hier angeführte, unterstreichen die Notwendigkeit, bei der Analyse außer der bestimmungsgemäßen Funktion von Systemen auch alle betrieblichen Fahrweisen, Prüfungen, Wartungs- und Reparaturmaßnahmen unter dem Aspekt der daraus resultierenden Fehlermöglichkeiten zu betrachten.

Als viertes ist in der Tabelle ein Ereignis aufgeführt, das in der Studie daraufhin zu analysieren ist, unter welchen Bedingungen daraus ein Störfallablauf resultieren kann. Auch die einmalige Beobachtung eines solchen Vorkommnisses erlaubt bereits eine grobe Abschätzung seiner Eintrittswahrscheinlichkeit, indem man es auf die erfaßten Betriebsjahre bezieht.

Das letzte aufgeführte Ereignis, der Bruch der Pumpenwelle, erfordert eine gesonderte Untersuchung, um zu einer angemessenen Bewertung in der Studie zu kommen. Am Beispiel dieses Fehlers soll im folgenden dargestellt werden, in welcher Weise in einem Einzelfall Folgerungen aus Betriebserfahrungen in die Risikostudie eingehen.

5. Beispiel für die Bewertung einer Störung in der Risikostudie

Eine unmittelbare quantitative Beurteilung des Fehlers allein aus den beobachteten Fakten ist nicht möglich. Seine sicherheitstechnische Bedeutung liegt darin, daß die Ursache des Fehlers bei allen vier Pumpen vorlag, tatsächlich wurde jedoch nur der Ausfall einer Pumpe unabhängig von einer sicherheitstechnischen Anforderung beobachtet. Die anderen Pumpen waren funktionsfähig, jedoch war bei allen im Langzeitbetrieb mit einer gegenüber dem Normalfall stark verkürzten Lebensdauer zu rechnen.

Kurzbeschreibung	Ursache	Wirkung	Entdeckung	Mehrfachfehler	Berücksichtigung in der Studie
Dichtungsschaden an Druckmanometer	Zufallsausfall	Leckage von Primärkühlmittel	sofort	nein	durch Analyse ungünstigerer Ereignisse abgedeckt
Startversagen eines Diesels	Zufallsausfall Drahtbruch an Stecker	Startversagen	bei Prüfung	nein	Auswirkung auf Sicherheitsfunktion: Berücksichtigung in Fehlerbaum
Fehlstellung eines Absperrventils in Meßleitung	Menschlicher Fehler, entgegen Checkliste	Falsches Signal an einem Anregelkanal	beim Abfahren, längere Zeit unentdeckt	nein	Auswirkung auf Sicherheitsfunktion: Berücksichtigung in Fehlerbaum
Unberechtigtes Zufahren von FD-Schiebern	Auslegung/menschl. Fehler: Fehlerhaftes Ansprechen des Kriteriums FD-Durchsatz zu hoch	Absperrung aller FD-Leitungen	sofort	ja	Berücksichtigung als störfalleinleitendes Ereignis
Bruch einer Nachkühlpumpenwelle	Auslegungsfehler und Betriebsweise	Ausfall der Pumpe	sofort während betrieblichem Einsatz	1 Pumpe ausgefallen, Ursache wirkte auf alle 4	Auswirkung auf Sicherheitsfunktion, Berücksichtigung der gemeinsamen Ausfallursache in Fehlerbaum

Tab. 1: Beispiele für besondere Vorkommnisse

In der Studie stellt sich die Frage, welchen Einfluß ein Fehler der beobachteten Art auf die Verfügbarkeit der Nachwärmeabfuhr nach einem Kühlmittelverluststörfall hat.

Von wesentlicher Bedeutung hierfür sind:

- die Wahrscheinlichkeit, daß ein Fehler der betrachteten Art vorliegt;
- die Wahrscheinlichkeit, daß ein Kühlmittelverluststörfall eintritt, bevor der Fehler entdeckt wird;
- die Verteilung der Lebensdauer der Pumpen bei Vorliegen des Fehlers;
- die Reparaturmöglichkeiten nach Eintritt des Störfalls.

Da realistische Aussagen hierüber zum Teil sehr schwer zu treffen sind, wurde eine konservative Abschätzung unter Verwendung pessimistischer Annahmen vorgenommen. Für das Vorliegen des Fehlers wurde eine Wahrscheinlichkeit von 1/10 angesetzt. Diese Größenordnung ergibt sich daraus, daß es in der Praxis einmal beobachtet wurde. Für die Beschreibung der Lebensdauer der Pumpen wurde die ungünstigste mit der Beobachtung verträgliche Verteilung gewählt: Auch die intakten Pumpen werden so behandelt, als seien sie nach der Betriebszeit ausgefallen, die sie zum Zeitpunkt des Versagens der ersten erreicht hatten. Als Reparaturzeit für eine Pumpe wurden 2 Wochen verwendet.

Die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr nach einem Kühlmittelverluststörfall wurde simulativ ermittelt, wobei die Zeitpunkte sowohl für den Störfalleintritt als auch für Pumpenausfälle simuliert wurden. Als bemerkt wurde der Fehler gewertet, wenn in der Simulation der erste Pumpenausfall vor dem Störfalleintritt lag.

Als Ergebnis erhält man eine pessimistische Abschätzung der Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr in der langfristigen Nachkühlphase nach einem Kühlmittelverluststörfall bei Berücksichtigung einer gemeinsamen Ausfallursache für die Nachwärmepumpen. Mittelt man diese Wahrscheinlichkeit über die Lebensdauer der Anlage, so ist sie erheblich geringer als die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der Notkühlung auf Anforderung. Etwa dieselbe Größenordnung wird mit 7×10^{-4} nur in den ersten Betriebsjahren erreicht. Die Bedeutung des betrachteten Fehlers ist hier am höchsten, weil die Wahrscheinlichkeit, daß er noch nicht entdeckt wurde, mit der Lebensdauer der Anlage schnell abnimmt.

Zusammengefaßt läßt sich sagen, daß bereits eine sehr konservative Abschätzung zeigt, daß ein Fehler der betrachteten Art nicht zu einem risikobestimmenden Störfallablauf führt.

6. Quantitative Auswertung besonderer Vorkommnisse

Das dargestellte Beispiel zeigt, daß die Ableitung quantitativer Angaben aus der Auswertung besonderer Vorkommnisse zum Teil nur sehr grob möglich ist. Dies ist keine Besonderheit des Bei-

spiels, sondern gilt ganz generell: Quantitative Aussagen lassen sich aus der Auswertung besonderer Vorkommnisse nur in sehr beschränktem Umfang und dann nur grob ableiten.

Ein wichtiger Grund dafür ist, daß statistische Aussagen über Störungen und Störfälle, wie sie in einer Risikostudie benötigt werden, kein vorrangiges Ziel der Erfassung besonderer Vorkommnisse sind. Die Erfassung ist von vornherein nicht auf Vollständigkeit im Sinne einer statistischen Auswertung angelegt. Angaben über Betriebszeiten, Häufigkeiten von Anforderungen u.ä. sind darin nur teilweise enthalten. Hinzu kommen praktische Einschränkungen; speziell für weiter zurückliegende Zeiten, als noch keine formalisierte Erfassung von Betriebserfahrungen existierte, kann nur mit geringer Vollständigkeit der erfaßten Ereignisse gerechnet werden.

Eine weitere Schwierigkeit stellen Unsicherheiten bei der Beurteilung der einzelnen Ereignisse dar. Es zeigt sich, daß die beobachteten Vorkommnisse sich häufig nicht ohne weiteres vorweg definierten Ereignisklassen zuordnen lassen, so daß ein relativ weiter Beurteilungsspielraum bleibt. Diesen Umstand verdeutlicht auch Tabelle 2, in der einmal für alle Ereignisse und einmal für Common-Mode-Ereignisse eine Aufschlüsselung nach den Ursachen vorgenommen und Auswertungen amerikanischer Betriebserfahrungen gegenübergestellt wird. Von Common-Mode-Ereignissen wird dann gesprochen, wenn mehrere Ereignisse auf eine gemeinsame Ursache zurückgehen.

Ein Hinweis auf den vorhandenen Beurteilungsspielraum ergibt sich bereits aus dem ermittelten Anteil von Common-Mode-Ereignissen. Er beträgt nach unseren Auswertungen ebenso wie nach /1/ etwa 10 %, dagegen wurde in /3/ ein Anteil von etwa einem Drittel gefunden. Starke Abweichungen ergeben sich auch bei der Aufschlüsselung von Common-Mode-Ereignissen nach ihren Ursachen. Auf die Unsicherheiten der Zuordnung weist der sehr verschiedene Anteil nicht zuzuordnender Ereignisse hin.

Bemerkenswert ist angesichts der dargestellten Unsicherheiten die Übereinstimmung, wenn man die Ursachen aller Ereignisse betrachtet. Wenn man auch die Zahlenwerte der Tabelle nur als ungefähre Angaben betrachten sollte, so zeichnen sich doch deutliche Tendenzen ab. Zu erwähnen sind insbesondere die relativ hohen Anteile, die Auslegungsfehler und menschliches Fehlverhalten erreichen. Dies ist auch deshalb von Bedeutung, weil bei beiden Ursachen die Möglichkeit von Mehrfachfehlern aus gleicher Ursache besonders nahe liegt.

Aus den genannten Gründen können aus der vorliegenden Erfassung besonderer Vorkommnisse keine präzisen quantitativen Aussagen abgeleitet werden. Für einzelne Ereignisse können relativ grobe Angaben gemacht werden. Mit einer Wahrscheinlichkeit von etwa $10^{-1}/a$ ist z.B. mit den folgenden Ereignissen zu rechnen:

- Leckagen am Primär-, Speisewasser- und Frischdampf-System, die das Abfahren notwendig machen;
- Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe;
- unberechtigtes Zufahren von FD-Schiebern;

Ursache	Alle Fehler		Fehler mit gemeinsamer Ursache bzw. gemeinsamen Auswirkungen	
	Eigene Auswertung	Risö-M-1837 /2/	Eigene Auswertung	WASH-1400 /1/
Auslegung und Fertigung	47 %	36 %	51 %	18 %
Menschliche Fehlhandlungen	20 %	24 %	24 %	18 %
Verfahrensfehler	4 %	10 %	5 %	-
Umgebungseinflüsse	3 %	-	8 %	12 %
Zufällige Komponentenfehler	24 %	18 %	8 %	4 %
Nicht zuzuordnen	2 %	12 %	4 %	48 %

Tab. 2: Prozentuale Aufteilung der Schadensereignisse nach Ursachen

- Ausfall des Hauptkühlwassersystems (ohne Netzstörungen);
- unberechtigtes Öffnen von FD-Sicherheitsventilen;
- Umleitstation öffnet nicht.

Die Angabe $10^{-1}/a$ ist als Größenordnung zu verstehen. Da der Unsicherheitsfaktor relativ groß ist, wird auf eine genauere quantitative Differenzierung verzichtet, obwohl Unterschiede zumindest im Vergleich der Ereignisse untereinander gemacht werden können. So ist etwa das Nichtöffnen der Umleitstation als seltener zu betrachten, als die angegebenen Leckagen.

Auswertungen besonderer Vorkommnisse bezüglich der Zuverlässigkeit einzelner Komponenten erweisen sich praktisch nur für Notstromdiesel als möglich. Es ergibt sich eine Wahrscheinlichkeit von etwa 2×10^{-2} , daß ein Diesel bei Anforderung bzw. nach kurzem Lauf versagt. Bei anderen Komponenten ist mit geringerer Vollständigkeit der Erfassung von Ausfällen zu rechnen, was zu einer Unterschätzung der Ausfallwahrscheinlichkeiten führt. Tatsächlich ergeben sich bei der versuchsweisen Auswertung z.B. für Pumpen im Vergleich zu anderen Datenquellen signifikant geringere Ausfallraten, die auf die mangelnde Vollständigkeit des statistischen Materials zurückgeführt werden müssen und daher nicht verwendet werden können.

Insgesamt ergibt die Untersuchung besonderer Vorkommnisse, daß ihr Schwergewicht eindeutig bei qualitativen Aussagen liegt, wie sie im 4. Abschnitt dargestellt wurden. Quantitative Aussagen sind nur in beschränktem Umfang und mit relativ großer Unsicherheit möglich. Es ist zu erwarten, daß diese Lücke zum Teil durch Auswertung von Betriebsaufschreibungen von Biblis geschlossen werden kann.

7. Auswertung von Betriebsaufschreibungen aus Biblis

Mit dem Rheinisch-Westfälischen Elektrizitätswerk AG (RWE) wurde vereinbart, Mitarbeitern der GRS Betriebsaufschreibungen des Betreibers für die Blöcke Biblis A und B zugänglich zu machen. Darüber hinaus haben wir die Möglichkeit, auf Anfrage zusätzliche Auskünfte zu speziellen Fragen zu erhalten, ebenso besteht die Möglichkeit des Anlagenzuganges. Für die entgegenkommende und kooperative Haltung des RWE sei an dieser Stelle ausdrücklich gedankt.

Diese Auswertungen unterscheiden sich von den oben diskutierten dadurch, daß eine sehr vollständige Erfassung der im Betrieb aufgetretenen Ereignisse möglich ist und daß die Vorkommnisse detaillierter beschrieben werden können.

Die Auswertungen sind derzeit in Biblis im Gange. Bearbeitet wurden im wesentlichen die folgenden Unterlagen:

- Dokumentation der wiederkehrenden Prüfungen von Sicherheitssystemen,
- Instandhaltungsaufträge für Sicherheitssysteme,
- Störberichte.

Bei Bedarf können zusätzliche Unterlagen hinzugezogen werden.

Aus der Dokumentation der wiederkehrenden Prüfungen können Aussagen über Art und Häufigkeit aufgetretener Störungen an Komponenten und ihre Auswirkung auf die Verfügbarkeit der Systeme gemacht werden. Soweit die Statistik ausreicht, können hier auch quantitative Angaben gewonnen werden. Qualitativ tragen diese Auswertungen auch zur Beurteilung der Frage bei, in welchem Ausmaß die in den Systemanalysen untersuchten Störungen durch die Prüfungen erfaßt werden können.

Zum Teil dieselben Aussagen lassen sich aus den Instandhaltungsaufträgen ableiten. Darüber hinaus geben sie jedoch ein vollständigeres Bild der Ursachen von Störungen sowie über Häufigkeit und Dauer von Wartungs- und Reparaturarbeiten.

Die Störberichte sind nicht zu verwechseln mit den Meldungen besonderer Vorkommnisse, von denen oben die Rede war, obwohl sie sich zum Teil damit überschneiden. Es handelt sich um interne Protokolle über Ereignisse, die zur Störung der Energieerzeugung geführt haben. Sie sind nicht auf sicherheitsbezogene Ereignisse beschränkt und haben einen höheren Detaillierungsgrad als die Meldungen besonderer Vorkommnisse.

Sie eröffnen die Möglichkeit, Ereignisse zu identifizieren, die zu Anforderungen von Sicherheitssystemen führen. Soweit es die Statistik erlaubt, können dafür auch Wahrscheinlichkeiten abgeschätzt werden. Darüber hinaus erhält man Angaben über das Funktionieren von Betriebs- und Sicherheitssystemen sowie über die Reaktion des Betriebspersonals.

Eine wesentliche Schwierigkeit dieser Arbeiten liegt in dem beträchtlichen Aufwand, der zur Sichtung und Auswertung der umfangreichen Unterlagen eingesetzt werden muß. Zur Illustration: Allein für die wiederkehrenden Prüfungen der von uns ausgewählten Systeme liegen ca. 13 000 Blatt Protokolle vor. Dieser Umstand ist der Grund dafür, daß bisher auf den Versuch verzichtet wurde, entsprechende Auswertungen auch für andere Anlagen vorzunehmen. Je nach dem Ergebnis der jetzt laufenden Aktivitäten wird später zu entscheiden sein, ob in einer späteren Phase der Studie Anstrengungen in diese Richtung unternommen werden sollen.

Wie gesagt, sind die dargestellten Auswertungen noch in der Bearbeitung. Erste Ergebnisse liegen für die Untersuchung der wiederkehrenden Prüfungen vor. Als Beispiel für die Ergebnisse der Arbeiten sollen Auswertungen der vierwöchentlich durchgeführten Prüfungen des Not- und Nachkühlsystems TH von Biblis A vorgestellt werden. Dabei werden die Aktionen geprüft, die auf folgende Signale erfolgen:

- Notkühlvorbereitungssignal,
- Flutsignal,
- Sumpfsignal,
- HD-Einspeisesignal,
- ND-Einspeisesignal.

Zur Prüfung des Notkühlvorbereitungssignals werden die Armaturen in die für die Notkühlung ungünstige Stellung gefahren.

Es wurden die Protokolle von 105 Prüfungen gesichtet. Die beobachteten Abweichungen vom normalen Prüfungsverlauf sind daraufhin zu untersuchen, ob sie Auswirkungen auf die Sicherheitsfunktion der Systeme haben. Dies ist z.B. nicht der Fall, wenn Störungen an Armaturen auftreten, die nur während der Prüfung gefahren werden, nicht jedoch bei Anforderung aus der Bereitschaftsstellung. Solche Vorkommnisse, die zu keiner Beeinträchtigung der Sicherheitsfunktion führen, sind gesondert auszuwerten im Hinblick auf die Zuverlässigkeit einzelner Komponenten. Als Beispiel für eine Störung, bei der die Sicherheitsfunktion beeinträchtigt ist, sei der Ausfall eines Verzögerungsbausteins aufgeführt, der dazu führte, daß das HD-Einspeisesignal für einen Strang blockiert wurde.

Insgesamt wurden je 2 Fälle beobachtet, bei denen bei Anforderung mit dem Ausfall der HD- bzw. ND-Einspeisung eines Stranges gerechnet werden mußte. Vergleicht man das mit den Ergebnissen der Systemanalysen, die im Rahmen der Studie erstellt wurden, dann deckt sich die Beobachtung in bemerkenswerter Weise mit der Anzahl von Ausfällen, die theoretisch zu erwarten ist. Zu bemerken ist noch, daß drei der vier genannten Ausfälle während der ersten sechs Monate nach Aufnahme der Wiederholungsprüfungen auftraten.

Weitere quantitative Ergebnisse können beim jetzigen Stand der Arbeiten noch nicht angegeben werden, jedoch lassen die bisherigen Erfahrungen relativ sichere quantitative Aussagen erwarten.

8. Zusammenfassung

Dieser Beitrag stellt einen Zwischenstand der Auswertung von Betriebserfahrungen für die deutsche Risikostudie dar. Durch die Zusammenstellung bereits vorliegender Auswertungen, besonders bezüglich amerikanischer Reaktoren, werden Erfahrungen einer großen Zahl von Reaktorbetriebsjahren berücksichtigt. Für deutsche Reaktoren wurden zum einen die Vorkommnisse erfaßt, die ihren Niederschlag in Meldungen besonderer Vorkommnisse oder ähnlichen Unterlagen fanden. Hieraus werden in erster Linie qualitative Informationen über Ergebnisse gewonnen, die entweder Störfälle einleiten können oder Einfluß auf die Verfügbarkeit von Sicherheitssystemen haben. Soweit möglich, werden auch quantitative Folgerungen abgeleitet. Darüber hinaus wird eine detaillierte Auswertung von Unterlagen für Biblis A und B vorgenommen. Die Arbeiten hierzu sind noch im Gange, eine geschlossene Darstellung der Ergebnisse wird in späteren Berichten im Rahmen der Risikostudie gegeben.

9. Literatur

- /1/ Reactor Safety Study
An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, Appendix IV
WASH-1400 (NUREG-75/014), USNRC, October 1975
- /2/ Taylor, J.R. :
A Study of Abnormal Occurrence Reports
Risö-M-1837, September 1975
- /3/ Taylor, J.R. :
Common Mode and Coupled Failure
Risö-M-1826, October 1975
- /4/ Taylor, J.R. :
Design Errors in Nuclear Power Plant
Risö-M-1742, September 1974
- /5/ HTGR Accident Initiation and Progression Analysis
Status Report, Volume II, General Atomic - A 13617,
October 1975
- /6/ Oak Ridge National Laboratory:
Reactor Operating Experiences
ORNL/NSIC 17, 64, 103, 121
- /7/ Crooks, J.L., and G.S. Vissing:
Diesel Generator Operating Experience at Nuclear Power
Plants
USAEC Report OOE-ES-002, June 1974
- /8/ USAEC Abnormal Occurrence Reports
- /9/ Dieselumfrage 1972
Fachnormenausschuß Kerntechnik, Berlin
- /10/ Amesz, J., und G. Francocci:
Validation of probabilistic transient analysis by comparison with historical data of the Obrigheim PWR
3rd expert meeting on reliability, Ispra, 21.10.1976

- /11/ Meyer, F.:
Inbetriebnahme und erste Betriebserfahrungen mit
Biblis A
atomwirtschaft 21 (1976), H. 9/10, S. 479/85
- /12/ Birkhofer, A., W. Hawickhorst und K. Köberlein:
Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken in der Bundes-
republik Deutschland
atomwirtschaft 21 (1976), H. 5, S. 250/53
- /13/ Mazur, H., G. Philippi, A. Halmy und P. Sommer:
Ergebnisse von wiederkehrenden Prüfungen in deutschen
Kernkraftwerken
Tagungsbericht, 11. IRS-Fachgespräch, 30./31. Oktober
1975 (IRS-T-28)
- /14/ Fehndrich, W., und W. Kutsch:
Verfügbarkeit deutscher Kernkraftwerke im internationa-
len Vergleich
Tagungsbericht, 11. IRS-Fachgespräch, 30./31. Oktober
1975 (IRS-T-28)
- /15/ Technische Monatsberichte der Kernkraftwerke RWE-Bayern-
werk Gundremmingen (KRB), Obrigheim (KWO) und Lingen (KWL)

DISKUSSION ZUM VORTRAG E. LINDAUER

G. P r a n t l (EIR, Würenlingen):

Sie haben von zufälligen Komponentenfehlern gesprochen, und dies auch im Zusammenhang mit "common mode failures". Könnten Sie erläutern, was Sie unter zufälligen Fehlern verstehen und ein Beispiel nennen?

E. L i n d a u e r (GRS):

Von zufälligen Komponentenausfällen spricht man, wenn das Ausfallverhalten einer Komponente nicht durch eine systematische Ausfallursache, z.B. falsche Auslegung, bestimmt wird. Ausfälle können dann auf verschiedene Ursachen zurückgehen, die Ausfallzeitpunkte erscheinen statistisch verteilt. Ein solches Ausfallverhalten kann durch eine konstante Ausfallrate beschrieben werden.

Solche Zufallsausfälle können selbst wieder die gemeinsame Ursache für den Ausfall weiterer Komponenten sein und so einen "common mode failure" hervorrufen. Zum Beispiel kann der Ausfall einer Umschalteinrichtung dazu führen, daß beim Ausfall einer Komponente dazu vorgesehene Redundanzen nicht aktiviert werden.

G. W a t z e l (RWE, Essen):

Ergänzung zu Antwort auf Frage:

Das erläuterte Beispiel: Ausfall einer Redundanz auf Anforderung und Ausfall der Umschaltung auf Reserveredundanz ist kein Fall eines "common mode failure", sondern das Zusammentreffen zweier unabhängiger Fehler an verschiedenen Bauteilen.

E. L i n d a u e r (GRS):

Sie haben recht, daß das Beispiel in der Eile nicht gut gewählt wurde. Von einem "common mode failure" könnte man hier nur sprechen, wenn mehrere Redundanzen durch dieselbe Umschalteinrichtung zugeschaltet werden sollten. Ein besseres Beispiel ist der Bruch eines druckführenden Teiles, bei dem durch das austretende Medium weitere Komponenten beschädigt werden.

A. B o r s t (KWU, Erlangen):

Da Auswertungen besonderer Vorkommnisse nur bei Notstromdieseln komponentenspezifische Zuverlässigkeitsangaben ermöglicht hät-

ten, muß die Zahlenangabe $2 \cdot 10^{-2}$ präzisiert werden. Ohne Angabe eines Bezugswertes Jahr, Stunde oder Anforderung kann sie zu Fehlinterpretationen führen. Es muß lauten: $2 \cdot 10^{-2}$ /Anforderung = Ausfallwahrscheinlichkeit für den Start.

Hinsichtlich der Zuverlässigkeit beim Lauf ist aus vorhandener Literatur und Statistiken zu entnehmen: etwa $3 \cdot 10^{-3}$ /h entsprechend einer MTBF von etwa 300 Stunden.

Wesentlich für Zuverlässigkeitsbetrachtungen ist auch, daß die Mehrzahl der Fehler in der Peripherie des Dieselaggregates auftritt und im Mittel recht kurze Reparaturzeiten (unter 10 Stunden) nachweisbar sind.

E. Lindauer (GRS):

Die Angabe $2 \cdot 10^{-2}$ bezieht sich auf die Anforderung, d.h., sie stellt die Wahrscheinlichkeit dar, daß der Diesel bei Anforderung nicht startet oder nach kurzem Lauf ausfällt.

B. Rebernik (ASTRÖ, Graz):

Das Versagen der Notkühlpumpen scheint ein Beispiel zu sein, daß die Erhöhung der Sicherheit einiger Komponenten die Sicherheit einer anderen eventuell verschlechtert. Bei Verringerung der Bauhöhen des Reaktorgefäßes oder Verkürzung der Rohrleitungen z.B. leiden die Zulaufbedingungen von Pumpen, die dann zeitweise in Kavitation oder in unruhigen Betriebspunkten arbeiten müssen. Würde man diesen Pumpen, die zwar sehr klein und billig sind, günstigere Einbauverhältnisse gewähren, was wahrscheinlich bauliche Mehrkosten im Reaktor bedingt, so könnten diese Komponenten vielleicht betriebssicherer gestaltet werden. Dies als Kommentar.

Und nun eine Frage: Werden in Ihrer Studie verbesserungsfähige Komponenten (so sie während der Studie als solche erkannt werden) in ihrer verbesserten Betriebssicherheit berücksichtigt?

E. Lindauer (GRS):

Bei der Auswertung von Betriebserfahrungen ist man zwangsläufig auf die Systeme und Komponenten beschränkt, für die bereits Erfahrungen vorliegen. Will man daraus Schlüsse für die Beurteilung von Systemen und Komponenten in der Risikostudie ziehen, dann ist im Einzelfall zu prüfen, inwieweit diese Erfahrungen übertragbar sind. Generell ist die Absicht, als Referenz für die Studie den technischen Stand zu verwenden, der in Biblis B realisiert ist.

W. V i n c k (KEG, Brüssel):

In welchem Maße benützen Sie auch Zuverlässigkeitsdaten von Komponenten, beispielsweise die Daten, die verfügbar sind in Datenbanken, wie die USA Reliability Data Collections Systems? Ich meine, man kann solche Daten auch für die deutsche Risiko-studie benutzen.

E. L i n d a u e r (GRS):

Wir benutzen für die Studie sämtliche uns zugänglichen Daten über Zuverlässigkeitskenngrößen, auch die von Ihnen genannten. In dem Vortrag wurde nur über die Auswertung von Betriebserfahrungen deutscher Kernkraftwerke berichtet, nicht über das umfassendere Thema der Zuverlässigkeitsdaten schlechthin. Sollte der Eindruck entstanden sein, daß die hier vorgetragenen Auswertungen die einzige Quelle für Zuverlässigkeitsdaten sind, die in der Studie verwendet werden, dann wäre das ein Mißverständnis.

E. D r e s s l e r (KWU, Erlangen):

Es tut mir leid, daß ich gezwungen bin, keine Frage zu stellen, sondern einen Kommentar abzugeben. Man darf jedoch die Behauptungen von Dr. Rebernik nicht unwidersprochen hinnehmen.

Es würde zu weit führen, die Ursachen des Abreißen der Welle einer Nachkühlpumpe im Kernkraftwerk Biblis A im einzelnen zu diskutieren, jedoch waren die Ursachen derart, daß aus dem aufgetretenen Wellenbruch nicht auf den Ausfall einer Nachkühlpumpe bei Kühlmittelverluststörfällen geschlossen werden kann. Außerdem muß ich die Behauptung mit Entschiedenheit zurückweisen, die Nachkühlpumpen würden bei Kühlmittelverluststörfällen zwangsläufig in Kavitation laufen. Dies ist - schlicht und klar - nicht der Fall.

H. S c h n u r e r (BMI, Bonn):

Herr Lindauer, Ihre Auswertungen beziehen sich auf das Kernkraftwerk Biblis. Nun verläuft bekanntlich die Entwicklung der Kerntechnik nach wie vor dynamisch, d.h., daß neue Anlagen sich sicherheitstechnisch von der Anlage Biblis-B unterscheiden. Hierzu meine konkrete Frage: Ist es Ihnen möglich, eine Aussage zu machen, welcher Prozentsatz der Ergebnisse sich speziell auf die Auslegung der Anlage Biblis bezieht, also typspezifisch ist, bzw. welcher Prozentsatz auch auf andere vergleichbare Kernkraftwerke übertragbar ist?

Zusatzfrage: Ich gehe davon aus, daß beim Auftreten von Störungen und Störfällen Schlußfolgerungen gezogen und Verbesserungen vorgenommen werden, die eine Wiederholung derartiger Fälle oder ähnlicher Ereignisse möglichst ausschließen. Schließlich ist es

auch die Aufgabe der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden, dafür zu sorgen, daß erkannte Ursachen für die Auslösung von Störfällen auch bei allen übrigen, möglicherweise betroffenen Anlagen abgestellt werden. Kann man nach Ihren Untersuchungen davon ausgehen, daß die Fehler- und Störfallursachen nach und nach aus der praktischen Erfahrung heraus abgebaut werden und damit die Fehler- bzw. Störfallrate (-wahrscheinlichkeit) laufend reduziert wird?

E. L i n d a u e r (GRS):

Wir haben für unsere Auswertungen nicht nur Biblis B herangezogen, sondern die verfügbaren Informationen für sämtliche deutschen Kernkraftwerke, um eine möglichst breite Basis an Material zu haben. Speziell auf Biblis B bezieht sich nur ein Teil der Erfahrungen. Die Frage der Übertragbarkeit läßt sich m.E. so generell nicht beantworten, sie ist jeweils im Einzelfall zu prüfen. Da man es mit komplexen technischen Einrichtungen zu tun hat, heißt die Frage oft auch nicht, ob sich eine spezielle Beobachtung auf eine andere Anlage übertragen läßt, sondern wieweit sie sich übertragen läßt, bzw. welche Teilaspekte für die andere Anlage relevant sein können.

Die Maßnahmen, die auf Grund detaillierter Untersuchungen aufgetretener Störungen ergriffen werden, führen zweifellos dazu, daß Fehler- und Störfallursachen beseitigt werden. Die verfügbaren Erfahrungen reichen jedoch nicht aus, den Niederschlag dieser einzelnen Maßnahmen im globalen Verhalten der Anlagen statistisch nachzuweisen. Bereits die Definition einer Meßgröße, an der ein Trend abzulesen wäre, dürfte wegen der Unterschiedlichkeit der zu betrachtenden Ereignisse außerordentlich schwierig sein. Insgesamt dürfte es wohl zu optimistisch sein, zu erwarten, daß sich eine allgemeine Verbesserung eines ohnehin hohen Standes der Technik über einige Jahre statistisch gesichert nachweisen läßt.

A. B o r s t (KWU, Erlangen):

Neben der Dieselanlage gibt es noch andere Komponenten, über welche einigermaßen gesicherte Zuverlässigkeitswerte vorliegen. Dies gilt z.B. für das breite und wichtige Gebiet elektronischer Systeme, insbesondere des Reaktorschutzsystems. Hierüber liegen mehrere Veröffentlichungen vor und wurde u.a. auch bei einem der letzten IRS-Fachgespräche berichtet.

E. L i n d a u e r (GRS):

Ich habe schon zur Frage von Herrn Vinck bemerkt, daß dieser Vortrag nicht die Frage der Zuverlässigkeitsdaten insgesamt abdecken sollte. Der angesprochene Beitrag beim 11. IRS-Fachgespräch ist in der schriftlichen Fassung des Vortrags zitiert.

DAS UNFALLFOLGENMODELL DER DEUTSCHEN RISIKOSTUDIE

Dr.-Ing. W. Hübschmann, Dr.-Ing. A. Bayer, Dr.rer.nat. F. Horsch,
M. Schückler und S. Vogt (GfK, Karlsruhe)

Kurzfassung

Das Unfallfolgenmodell beschreibt im wesentlichen

- die Ausbreitung der aus einem Kernreaktor freigesetzten radioaktiven Schadstoffe in der Atmosphäre sowie ihre Ablagerung auf dem Boden,
- die dadurch hervorgerufene Strahlenexposition und die gesundheitlichen Schäden der betroffenen Personen; es berechnet
- die Zahl der von akuten oder späten Schäden betroffenen Personen unter Berücksichtigung eventueller Gegenmaßnahmen, wie Räumung oder Evakuierung, und
- das Gesamtrisiko der verschiedenen Unfalltypen für die Bevölkerung.

Das Modell, seine Parameter und Annahmen werden beschrieben. Für den Fall des späten Überdruckversagens, der im Übersichtsvortrag (Heuser, Kotthoff) diskutiert wurde, wird anhand typischer Wetterabläufe die Verteilung der Knochenmarkdosis gezeigt. Die Verteilungsfunktion der Wahrscheinlichkeit für akute Mortalität, für späte Krebsinzidenz und für genetische Schäden werden für eine charakteristische Bevölkerungsverteilung ermittelt. Mit diesen Untersuchungen werden Ergebnisse des Unfallfolgenmodells exemplarisch dargestellt. Sie ermöglichen unter anderem eine Identifizierung von Problemen, die - eventuell auch in der zweiten Phase der Studie - einer genaueren Untersuchung bedürfen.

Abstract

The accident consequence model essentially describes

- the diffusion in the atmosphere and deposition on the soil of radioactive material released from the reactor into the atmosphere,
- the irradiation exposure and health consequences of persons affected. It is used to calculate
- the number of persons suffering from acute or late damage, taking into account possible counteractions such as relocation or evacuation, and
- the total risk to the population from the various types of accident.

The model, the underlying parameters and assumptions are described. The bone marrow dose distribution is shown for the case of late overpressure containment failure, which is discussed in the paper of Heuser/Kotthoff, combined with four typical weather conditions. The probability distribution functions for acute mortality, late incidence of cancer and genetic damage are evaluated, assuming a characteristic population distribution. The aim of these calculations is first the presentation of some results of the consequence model as an example, in second the identification of problems, which need possibly in a second phase of the study to be evaluated in more detail.

1. Einleitung

Bei nuklearen Unfällen können Unfallfolgen bzw. -schäden sowohl innerhalb als auch außerhalb der Anlage auftreten. Umfangreiche Sicherheitsvorkehrungen sorgen dafür, daß Unfallfolgen mit sehr hoher Wahrscheinlichkeit auf die Anlage selbst beschränkt bleiben. Nur dann, wenn nach einem unterstellten Versagen von Sicherheitssystemen größere Aktivitätsmengen in die Umgebung freigesetzt würden, könnten Schäden nennenswerten Umfangs auch außerhalb der Anlage auftreten. Es ist in der Terminologie der Unfallanalyse üblich geworden, unter Unfallfolgen nur diejenigen außerhalb der Anlage zu verstehen, und nur diese werden vom Unfallfolgenmodell berechnet. Dabei wird nicht übersehen, daß zu einem Gesamtbild der Unfallfolgen im allgemeinen Sinne auch diejenigen innerhalb der Anlage zu zählen sind.

Externe Unfallfolgen werden schon seit langem berechnet, und zwar genauer seit dem Windscale-Unfall 1957, bei dem vor allem Jod-131 freigesetzt wurde. Obwohl diese Freisetzung zu keinen gesundheitlichen Schäden in der Bevölkerung führte, benutzte Farmer in seiner Arbeit /1/ wegen der im Prinzip möglichen gesundheitlichen Schäden durch Jodinalation dieses Isotop als Maß für die Unfallfolgen. Die Jodinalation konnte deswegen eine so große Bedeutung erlangen, weil die Ausbreitung der Aktivität in einer kalten Abluftfahne - ohne thermischen Auftrieb - angenommen wurde. Eine solche "kalte" Abluftfahne bleibt in Bodennähe. In /2/ wurde der reduzierende Einfluß der gleichzeitig freigesetzten thermischen Energie auf die Unfallfolgen, im besonderen auf die Inhalationsdosen, gezeigt.

Später wurden auch andere Organdosen in die Unfallanalyse einbezogen; aber eine vollständige Analyse aller denkbaren Unfallfolgen wurde erst in der "Reactor Safety Study" WASH-1400 /3/ unternommen. In der Tat stellt diese Studie die bisher vollständigste derartige Analyse dar. Sie dient daher auch dem hier vorgestellten Unfallfolgenmodell als Maßstab, an dem die Ergebnisse geprüft werden.

2. Konzept des Unfallfolgenmodells

Das Unfallfolgenmodell ist das letzte Glied in der Kette von Modellen der Deutschen Risiko-Studie (DRS). Es berechnet die nach dem Eintritt großer Unfälle möglicherweise auftretenden gesundheitlichen Schäden. Die Abschätzung von Sachschäden, wie sie in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie /3/ durchgeführt wurde, ist in der ersten Fassung der deutschen Studie nicht vorgesehen.

Das Unfallfolgenmodell übernimmt als Eingangsdaten die von den vorangegangenen Freisetzungsrechnungen ermittelten Unfallparameter (Bild 1). Das sind für jeden Unfalltyp:

- freigesetzte Aktivitätsmenge (nach 54 Radionukliden aufgeschlüsselt),
- freigesetzte Wärmemenge (spürbare und latente Wärme),
- Höhe der Freisetzung über Grund,
- zeitlicher Verlauf der Freisetzung und
- Eintrittswahrscheinlichkeit des Unfalltyps.

Es werden zunächst deterministische Rechnungen durchgeführt. Im meteorologischen Modell werden die Aktivitätskonzentrationen in der Atmosphäre sowie die Bodenkontamination durch Ablagerung berechnet. Im Dosismodell werden mit Hilfe der Dosisfaktoren die Ganzkörper- und Organdosen an konkreten Orten errechnet. Das Schadensmodell stellt die Beziehung zwischen der Dosis und dem daraus resultierenden gesundheitlichen Schaden (akuter oder Spätschaden) her.

Zur Ermittlung der Gesamtzahl der Schäden wird dem Schadensrastrer die ortsabhängige Bevölkerungverteilung um den Standort unterlegt, wobei deren zeitliche Veränderung in einem Evakuierungsmodell berücksichtigt wird.

Parallel zu diesen deterministischen werden probabilistische Rechnungen durchgeführt. Aus den Freisetzungsrechnungen liegen die Eintrittswahrscheinlichkeiten der Unfalltypen vor. Den einzelnen Wetterabläufen kann man eine Häufigkeit zuordnen, die gleich ihrem Anteil an allen betrachteten Wetterabläufen ist. Das Produkt aus Unfalleintrittswahrscheinlichkeit und relativer Wetterablaufhäufigkeit ergibt dann die Wahrscheinlichkeit, daß der deterministisch errechnete Schaden eintritt.

Ordnet man alle so berechneten Schäden nach ihrer Schwere und trägt darüber ihre Eintrittswahrscheinlichkeit auf - wobei in Fällen, bei denen mehrere Unfall-Wetter-Kombinationen den gleichen Schaden zur Folge haben, die entsprechenden Eintrittswahrscheinlichkeiten summiert werden -, so erhält man die Schadenswahrscheinlichkeitsdichte. Durch Integration der Dichtefunktion von großen zu kleinen Schäden hin erhält man die komplementäre Schadenswahrscheinlichkeitsverteilung (Verteilungsfunktion). Der Funktionswert der Verteilung gibt für jede Schadensart an, mit welcher Wahrscheinlichkeit dieser Schaden oder ein größerer eintritt. Diese Darstellungsform wurde auch in /3/ angewendet und zum Risikovergleich herangezogen.

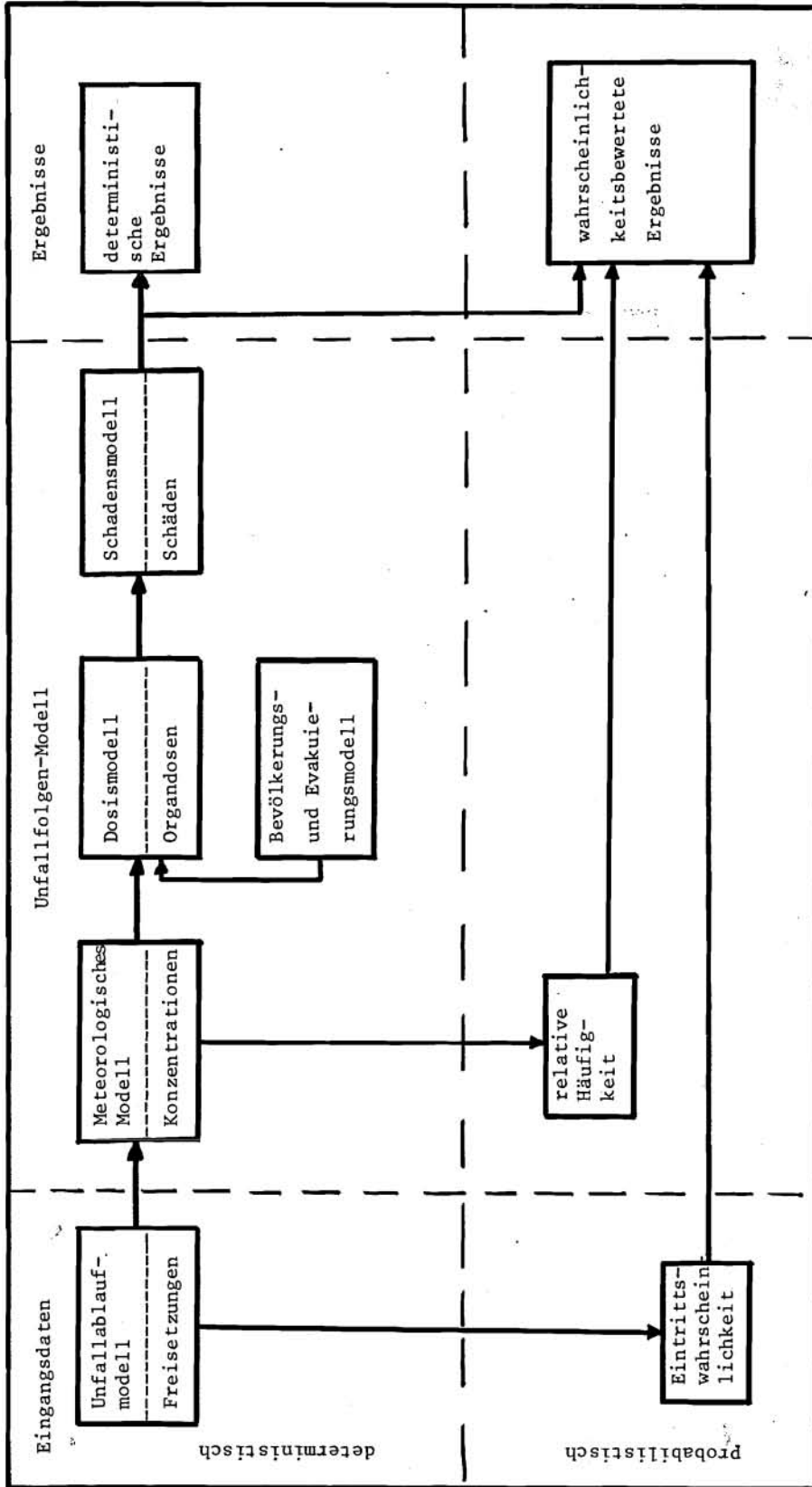


Bild 1: Konzept zu Ausbreitung und Schadensberechnung

3. Ausbreitungsmodell

Das meteorologische Modell der Schadstoffausbreitung in der Atmosphäre (Basisprogramm UFO-BAS) berücksichtigt die in Tabelle 1 aufgelisteten Effekte.

1. Freisetzung über Kamin oder unmittelbar aus dem Sicherheitsbehälter,
2. Leewirbel des Sicherheitsbehälters,
3. Aufstieg der Abluftfahne durch freigesetzte thermische Energie,
4. radioaktiver Zerfall vom Abschalten des Reaktors bis zur Ankunft am Aufpunkt,
5. Ausbreitung der Abluftfahne entsprechend gemessener Ausbreitungsparameter,
6. Reflexion der Abluftfahne am Erdboden und gegebenenfalls an einer Inversionsschicht,
7. Einfluß der Bodenrauigkeit,
8. trockene Ablagerung (Fall-out),
9. Auswaschung durch Niederschlag (Wash-out),
10. durch 8. und 9. bedingte Abmagerung der Abluftfahne.

Tab. 1: Im Ausbreitungsmodell UFO-BAS berücksichtigte Effekte

In einem Nahbereich bis zu einigen Kilometern Entfernung von einem Leistungsreaktor der 1000-MWe-Klasse können potentiell Strahlendosen im Bereich der Letaldosen (> 200 rem) auftreten. In diesem Bereich ist eine genaue Berechnung der Dosen unter Berücksichtigung der Windrichtungsdrehungen und der örtlichen Bevölkerungsverteilung wichtig. Andererseits kann die Ausbreitung in diesem Bereich während eines Zeitschrittes (1 Stunde) quasi-stationär angenommen werden. In einer späteren Phase der Studie wird daher ein Nahbereichsmodell in das Unfallfolgenmodell eingefügt werden.

In größerer Entfernung hat die Aktivität sich so weit verteilt, daß die entstehenden Körperdosen nurmehr die sogenannten Spätschäden hervorrufen können. Wichtig ist dabei, daß die Änderungen der Ausbreitungsbedingungen während des Transportvorgangs berücksichtigt werden; denn die Transportzeiten liegen fast durchweg über einem Tag.

Da der Eintritt eines Störfalls ein probabilistisches Ereignis darstellt, muß eine Vielzahl von Wetterabläufen betrachtet werden. Unter Wetterablauf wird der zeitliche Verlauf der Ausbreitungsbedingungen während des Ausbreitungsvorgangs verstanden. Diese Ausbreitungsbedingungen werden im wesentlichen durch die Windrichtung und -geschwindigkeit, durch den Turbulenzzustand der Atmosphäre und gegebenenfalls die Niederschlagsmenge bestimmt.

Würden nur wenige Wetterabläufe bei den Berechnungen berücksichtigt, so bestünde die Gefahr, daß gerade solche Wetterabläufe nicht erfaßt werden, die zu akuten gesundheitlichen Schäden führen. Alle Wetterabläufe innerhalb eines Jahres zu berücksichtigen, erfordert dagegen zu lange Rechenzeiten und zu viel Speicherplatz. Daher wird aus der Vielzahl aller Wetterabläufe eine bestimmte Anzahl ausgewählt. Diese Auswahl wird so getroffen, daß die statistische Repräsentanz der Ergebnisse gesichert ist. Für das Fernbereichsmodell wurde eine Anzahl von 115 Wetterabläufen ausgewählt (Emissionsbeginn alle 73 Stunden). In dieser Anzahl sind alle Tages- und Jahreszeiten gleichmäßig vertreten.

4. Dosis und Dosiswirkung

Folgende Belastungspfade werden bei der Berechnung der Körperdosen an den einzelnen Aufpunkten berücksichtigt (Bild 2):

- externe γ -Strahlung aus der vorüberziehenden Abluft,
- externe γ -Strahlung der am Boden abgelagerten Aktivität,
- Inhalation der vorüberziehenden Abluft sowie der resuspendierten Aktivität,
- nur für Spätschäden: Ingestion kontaminierter Nahrungsmittel.

Die sogenannten Dosisfaktoren verknüpfen die Aktivitätskonzentration der Atmosphäre bzw. die Aktivitätsbelegung des Bodens mit der dadurch induzierten Körper- oder Teilkörperdosis. Bild 2 zeigt die Körperbereiche, deren Dosis ermittelt wird, in geraffter Form. Die schraffierten Flächen geben an, welcher gesundheitliche Schaden durch diese Dosis bewirkt werden kann. (Akute Strahlenkrankheit wird zunächst nicht berücksichtigt.)

Die Dosisfaktoren werden zunächst /3/ entnommen, um die Vergleichbarkeit mit der amerikanischen Studie zu gewährleisten. Die Integrationszeiten der Dosen sind für die einzelnen Schadensarten unterschiedlich. Die Integrationszeiträume für akute Schäden sind in Tabelle 2 zusammengestellt. Bei der Ermittlung der Spätschäden wird die über 50 Jahre integrierte Folgedosis zugrunde gelegt.

Bei der Berechnung der Gamma-Dosis durch Bodenstrahlung wird folgendermaßen verfahren: Bis 7 d nach der Kontamination werden alle 54 Nuklide berücksichtigt, danach nur noch aerosolförmig freigesetzte γ -Strahler mit Halbwertszeiten über 7 Tagen. Die Abschirmung durch Bodenunebenheiten wird, ebenso wie in /3/, durch den Faktor 1/3 berücksichtigt.

Die Dosis-Wirkungsbeziehung verknüpft die Körperdosis mit dem gesuchten gesundheitlichen Schaden. Bild 3 zeigt die Wahrscheinlichkeit für akuten Strahlentod, abhängig von der Knochenmarkdosis (Kurve A = Minimalbehandlung, B = klinische Behandlung, C = Knochenmarktransplantation). In /3/ wurde die Kurve B verwendet; in der DRS wird nach einem Vorschlag von K.R. Trott, Gesellschaft für Strahlenforschung (GSF), die mit GSF bezeichnete Kurve zugrunde gelegt.

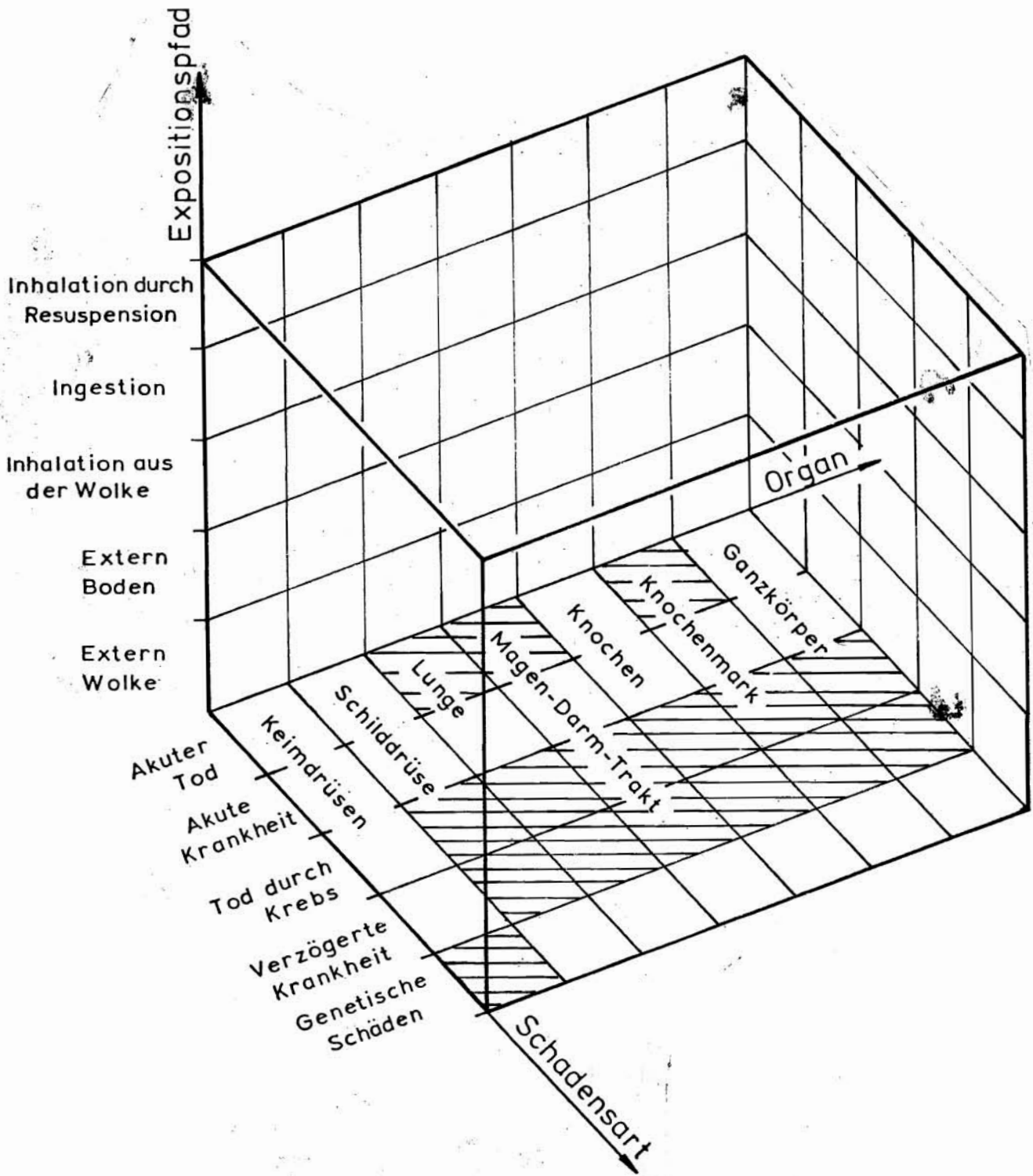


Bild 2: Gliederung der Dosisberechnung

	Knochenmark	Lunge	Magen-Darm-Trakt
Wolkenstrahlung	Durchzugszeit der Wolke		
Bodenstrahlung	4 h bei Evakuierung; 1 d bei schneller Umsiedlung ¹⁾ , sonst 7 d		
Inhalation	30 d ²⁾	365 d	7 d
<p>1) Falls die Ganzkörperdosis durch Bodenstrahlung nach 7 d mehr als 200 rem betragen würde.</p> <p>2) Vom 1. bis zum 7. Tag wird die Dosis voll, danach nur zur Hälfte integriert, um Effekte der Dosisrate zu berücksichtigen.</p>			

Tab. 2: Integrationszeiträume der Kurzzeitdosis

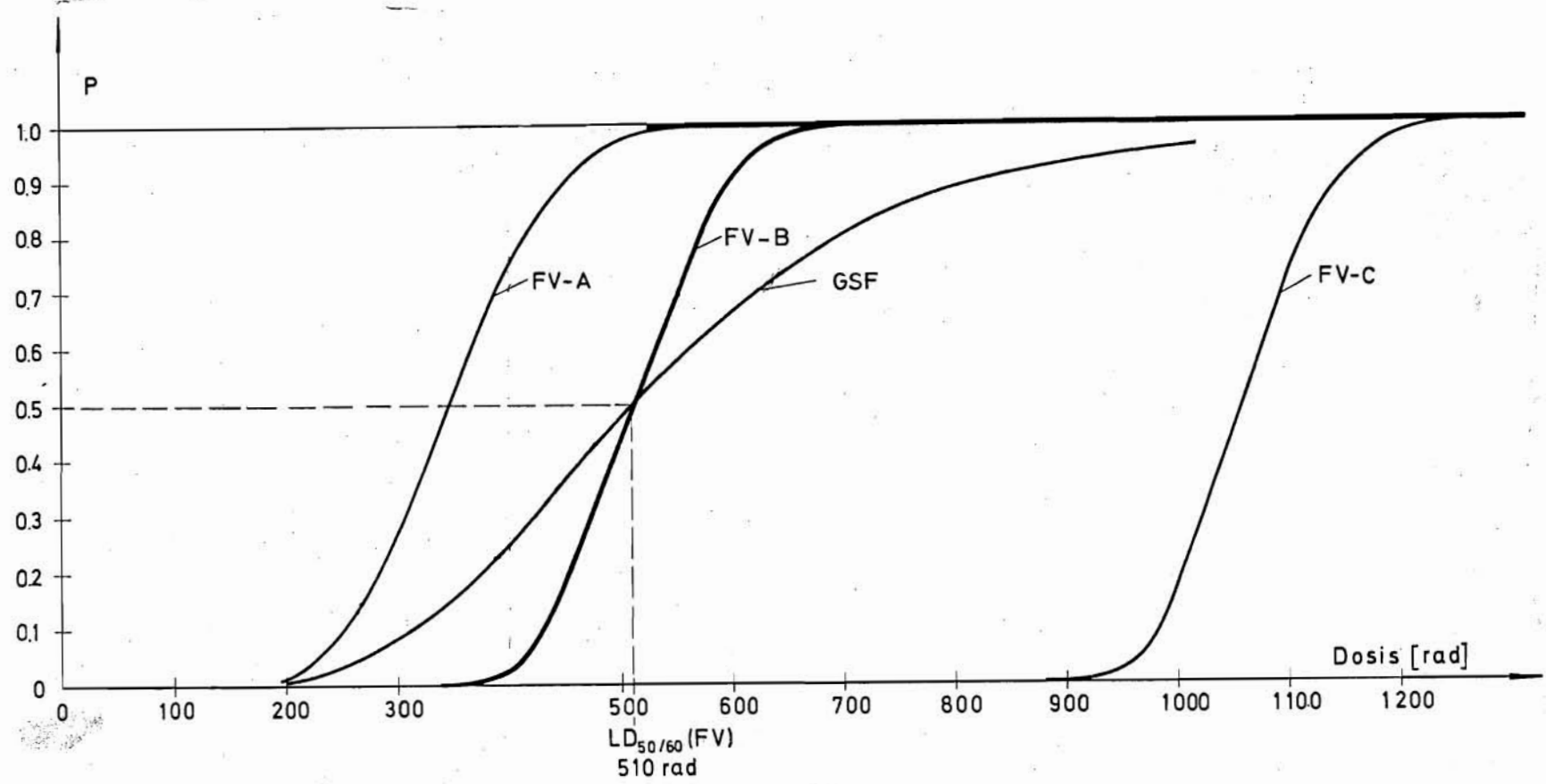


Bild 3: Wahrscheinlichkeit für akuten Strahlentod
 FV (final version) aus WASH-1400, bezogen auf Knochenmarkdosis
 GSF von der Gesellschaft für Strahlenforschung empfohlen

Bild 4 zeigt die Bewertung der Körperdosen hinsichtlich somatischer Spätschäden nach /3/.

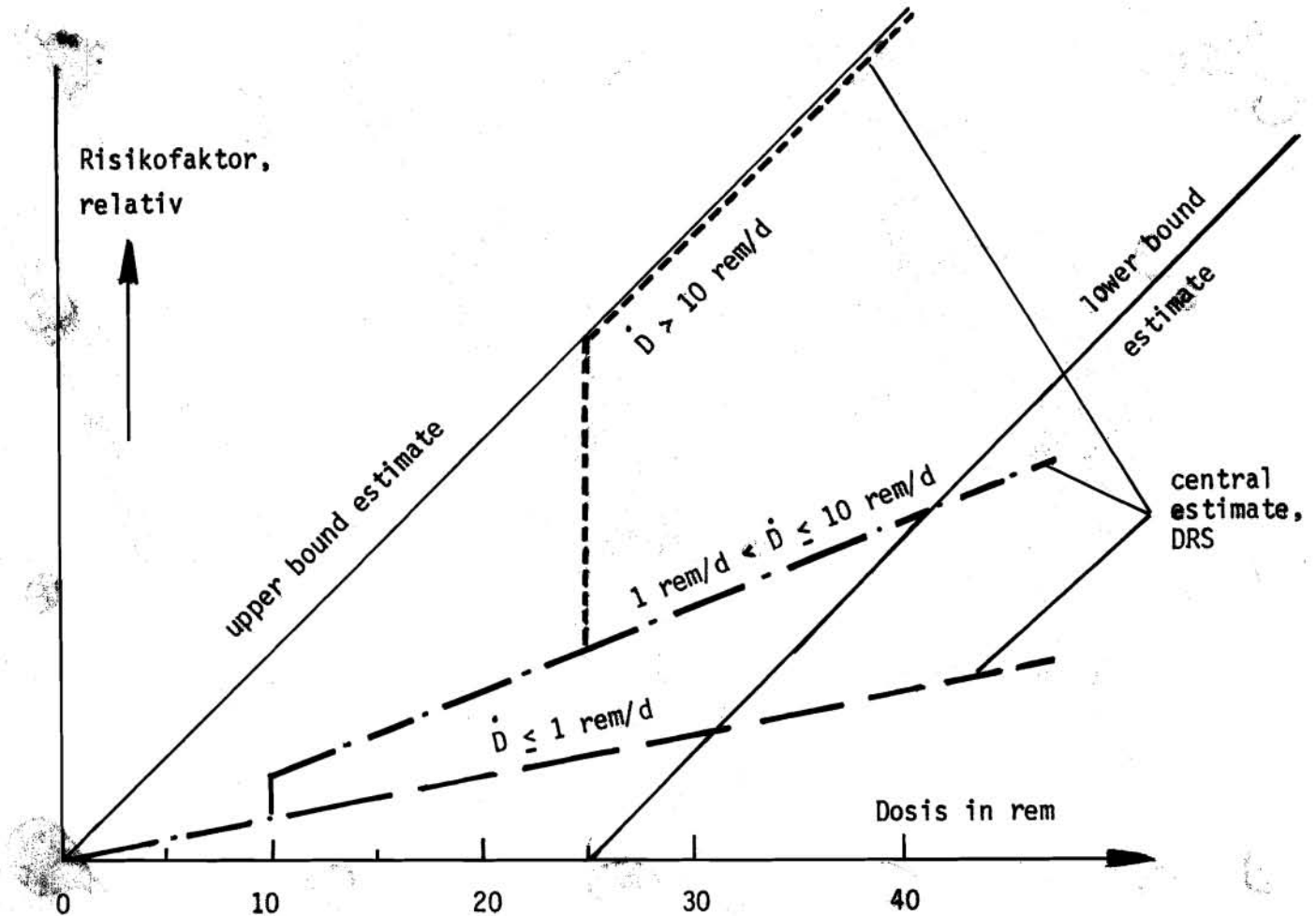


Bild 4: Risikofaktoren somatischer Spätschäden in WASH-1400, FV und in der DRS

Die obere Gerade ("upper bound estimate") entspricht der linearen Extrapolation des Krebsrisikos bis Null. Die mit "central estimate" bezeichneten Geraden wurden in /3/ und werden in der DRS verwendet, d.h., bei niedrigen Dosen und Dosisraten wird ein reduziertes Krebsrisiko erwartet. Die mit "lower bound estimate" bezeichnete Gerade setzt eine Dosischwelle für die Krebsentstehung voraus. Sie wird jedoch weder in /3/ noch in der DRS verwendet.

5. Bevölkerungsverteilung und Gegenmaßnahmen

Die ortsabhängige Bevölkerungsverteilung um den Standort des Reaktors wird benötigt, um aus den ortsabhängig berechneten Individualschäden die Bevölkerungsschäden zu ermitteln. Die Be-

völkerungsverteilung muß in der gewählten Ortsrasterung vorliegen, d.h. aufgeteilt in 18 Kreisringe und 36 Sektoren, so daß sich 648 Kreisringsektoren ergeben¹⁾).

Bei der Einsortierung der Bevölkerungsanzahl in die Kreisringsektoren wurde folgendermaßen verfahren:

- Gemeinden: Die Bevölkerung wird auf einer Fläche, welche symmetrisch um den Mittelpunkt der Gemeinde liegt und 20 % der Gemeindefläche umfaßt (Mittelwert der bebauten Fläche in der Bundesrepublik Deutschland: 9,9 %), homogen verteilt. Diese Fläche wird von den Grenzen der Kreisringsektoren, siehe oben, zerschnitten. Die Bevölkerung der Gemeinde wird entsprechend der Größe dieser Abschnitte auf die Sektoren verteilt. Diese Verteilung wird bis 20 km Abstand vom Standort vorgenommen.
- Landkreis: Ab 20 km Abstand wird die Bevölkerung nicht mehr auf die jeweilige Gemeindefläche, sondern auf die gesamte Landkreisfläche verteilt.
- In Entfernungen über 125 km wird die mittlere Bevölkerungsdichte von 250 Einwohnern/km² (Mittelwert für Mitteleuropa) eingesetzt.

Das Evakuierungsmodell wurde zunächst absprachegemäß aus /3/ übernommen. Die Bevölkerung wird innerhalb eines 60°-Sektors bis zu 40 km Entfernung vom Reaktor evakuiert. Es wird dabei angenommen, daß die Menschen sich so lange radial vom Reaktor fortbewegen, bis sie entweder von der Wolke eingeholt werden oder eine Entfernung von 40 km vom Reaktor erreicht haben. 30 % der Bevölkerung verbleiben jedoch trotz Evakuierung am Ort. Dieser Bevölkerungsteil wird erst von einer eventuell notwendigen Umsiedlung erfaßt.

In /3/ sind neben einer Evakuierung folgende weiteren Gegenmaßnahmen vorgesehen (Tabelle 3):

- Umsiedlung, falls die Ortsdosisleistung der Bodenstrahlung einen Schwellenwert übersteigt. Die Schwelle ist bei 10 rem/30 a festgelegt. Die Umsiedlung erfaßt alle Personen dieses Gebiets.
- Verwerfen von Milch.
- Verwerfen auch anderer landwirtschaftlicher Produkte.
- Dekontamination.

Diese Maßnahmen wurden vorläufig in das deutsche Modell übernommen. Sie sollen später gegebenenfalls durch Annahmen ersetzt werden, die den deutschen Verhältnissen besser angepaßt sind.

¹⁾ Aus 115 Wetterabläufen und 36 mit unterschiedlicher Bevölkerungsverteilung verknüpften Ausbreitungsrichtungen ergibt sich ein Wertekollektiv von 4 140 Fällen.

Gegenmaßnahme	Kriterium	Maßnahme gegen	Auswirkungen auf Dosisberechnung
Evakuierung	Ortspunkt liegt innerhalb eines 60°-Sektors unter der Abluftfahne, $r \leq 40$ km	Strahlung aus der Wolke und Inhalation	Strahlenexposition der Wohnbevölkerung erfolgt bei $r' (r' \geq r)$, Integration der Bodenstrahlung wird von der 5. Stunde bis zum 7. Tag unterbrochen
Sofortige Umsiedlung	Ganzkörperdosis durch Bodenstrahlung innerhalb der ersten 7 Tage übersteigt 200 rem	Strahlung vom Boden bezüglich akuter Schäden	Integration der Bodenstrahlung wird unterbrochen vom 2. bis 7. Tag
Dekontamination	Ganzkörperdosis durch Bodenstrahlung innerhalb der ersten 30 Jahre übersteigt 10 rem	Strahlung vom Boden bezüglich Spätschäden	Die Kontamination wird auf den zulässigen Wert reduziert, maximal jedoch um den Faktor 20
Umsiedlung	Ganzkörperdosis durch Bodenstrahlung innerhalb der ersten 30 Jahre übersteigt nach der Dekontamination 10 rem	Strahlung vom Boden bezüglich Spätschäden	Integration der Bodenstrahlung wird unterbrochen vom 8. Tag bis zum Zeitpunkt t_R , an dem die Dosisleistung so weit abgesunken ist, daß in den nächsten 30 Jahren die Ganzkörperdosis
Verwerfen von Milch	<ul style="list-style-type: none"> - Knochenmarkdosis durch Aufnahme von Strontium übersteigt im 1. Jahr 3,3 rem o d e r - Ganzkörperdosis durch Aufnahme von Cäsium übersteigt 3,3 rem o d e r - Schilddrüsendosis durch Jod übersteigt 10 rem 	Ingestion	Ingestion über Milch wird nicht berücksichtigt
Verwerfen landwirtschaftlicher Produkte	<ul style="list-style-type: none"> - Knochenmarkdosis durch Aufnahme von Strontium übersteigt im 1. Jahr 2 rem o d e r - Ganzkörperdosis durch Aufnahme von Cäsium übersteigt 2 rem 	Ingestion	Ingestion über landwirtschaftliche Produkte wird nicht berücksichtigt

Tab. 3: Gegenmaßnahmen nach WASH-1400 /3/

6. Analyse der Folgen eines Unfalls an einem deutschen Druckwasserreaktor

Die Vorgehensweise des Modells und die Art der Ergebnisse sollen im folgenden für einen typischen Unfall bei ausgewählten Wetterabläufen und für eine charakteristische Bevölkerungsverteilung exemplarisch dargestellt werden.

6.1 Charakteristik des Unfalls

Zugrunde gelegt wird der im Übersichtsvortrag (Heuser, Kotthoff) näher diskutierte Kühlmittelverluststörfall, der nach einem Ausfall der Notkühlsysteme zum Kernschmelzen und schließlich nach 30 Stunden zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters führt (spätes Überdruckversagen). Bis zum Versagen des Behälters wird eine Leckrate von 2,5 Vol.-%/d (10facher Auslegungswert) zugrunde gelegt.

In Bild 5 ist der kumulative Anteil des Kerninventars, der in die Atmosphäre freigesetzt wird, in Abhängigkeit von der Zeit dargestellt. Die Daten wurden von der GRS bereitgestellt.

Da die Freisetzung sich über mehr als 30 Stunden erstreckt und Änderungen der Freisetzungsrates innerhalb von Minuten auftreten, können diese Daten nicht in dieser Form für UFO-BAS verwendet werden. Das Ausbreitungsmodell in UFO-BAS geht von stündlichen Werten der Windgeschwindigkeit und der Ausbreitungskategorie aus. Der Freisetzungsverlauf wurde daher nach Absprache mit der GRS in die folgenden drei Phasen eingeteilt:

Phase 1: 0 - 74 min, Freisetzung in der 1. Stunde
Phase 2: 74 min - 30 h, Freisetzung in der 2. Stunde
Phase 3: 30 - 100 h, Freisetzung in der 30. Stunde

Mit der Spaltproduktfreisetzung in der 3. Phase ist eine Wärmefreisetzung von $1,85 \cdot 10^7$ cal/s verbunden. Die dadurch verursachte thermische Überhöhung beträgt z.B. bei einer Windgeschwindigkeit von 7 m/s und neutraler Ausbreitungskategorie 105 m.

6.2 Dosisverteilung bei ausgewählten Wetterabläufen

Zur Darstellung der Ergebnisse werden vier Wetterabläufe ausgeprägten Eigencharakters ausgewählt (Tabelle 4). Es wird exemplarisch die Kurzzeit-Knochenmarkdosis eines Erwachsenen, der sich unter der Ausbreitungsachse aufhält, dargestellt (Bild 6). Die Dosisgrenze von 200 rem für akuten Strahlentod wird nur bei dem Wetterablauf Nr. 4 überschritten. Die Gesamtdosis dieses Wetterablaufs wird daher aufgeschlüsselt nach den drei Belastungspfaden (Bild 7):

- Direktstrahlung aus der radioaktiven Wolke D_{Wolke}
(Abschirmfaktor 0,33),

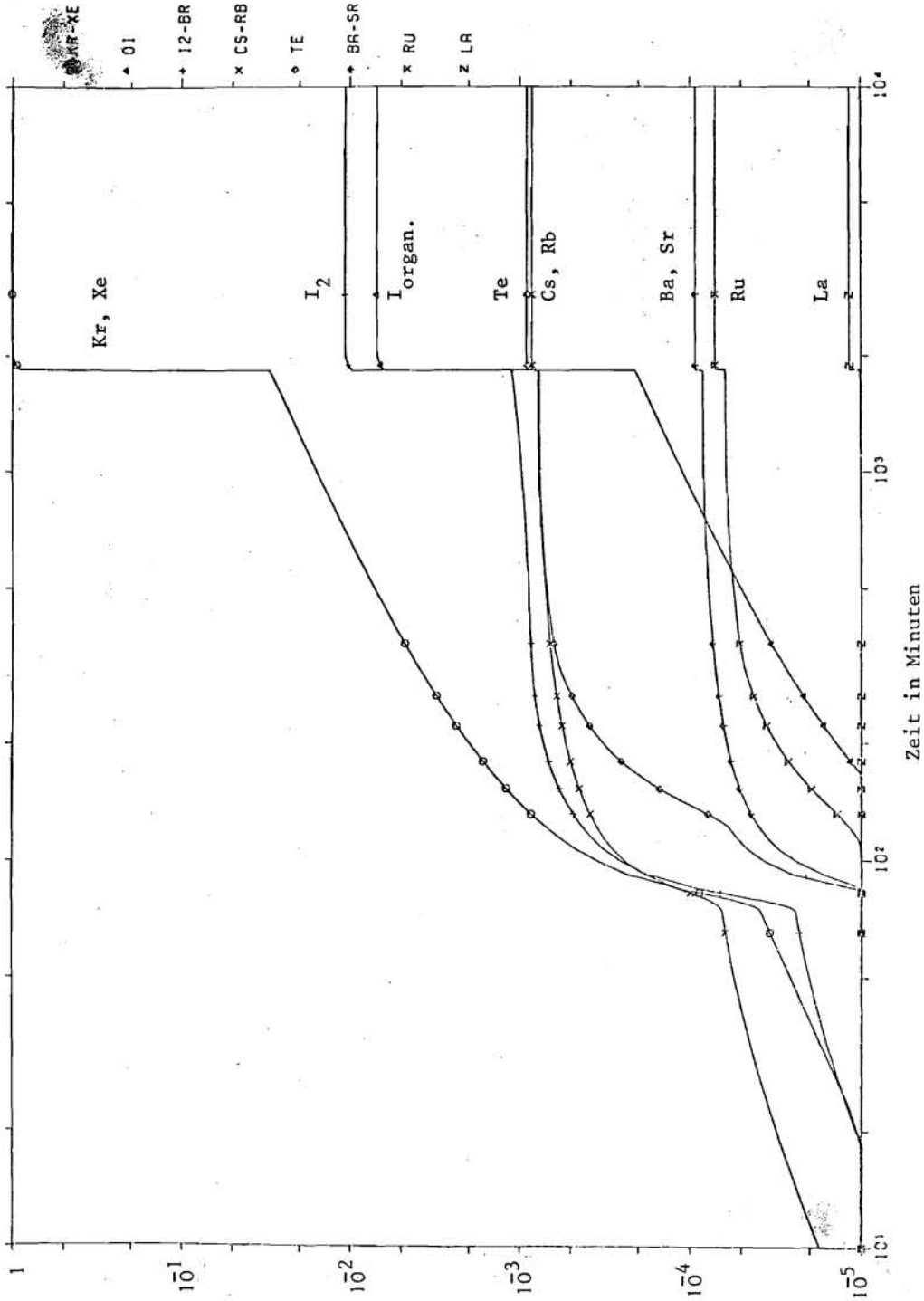


Bild 5: Freigesetzter Anteil des Kerninventars bei spätem Überdruckversagen

Nr.	Charakter	Ausbreitungskategorie	Windgeschwindigkeit in 60 m Höhe	Emissionsbeginn
1	starker Westwind	D, neutral	6 - 7 m/s	1 Uhr
2	sommerliche Hochdrucklage, nach 16 h Niederschlag	B, labil	1,5 - 2,4 m/s später auf 6,5 m/s zunehmend	12 Uhr
3	nächtlicher klarer Himmel	F, stabil	von 3,1 auf 0,6 m/s abnehmend, dann auf 4,2 m/s zunehmend	22 Uhr
4	mehrständiger Regen (10 - 14 h, gesamt 6,25 mm)	D, Regen	6 - 8 m/s	10 Uhr

Tab. 4: Ausgewählte Wetterabläufe

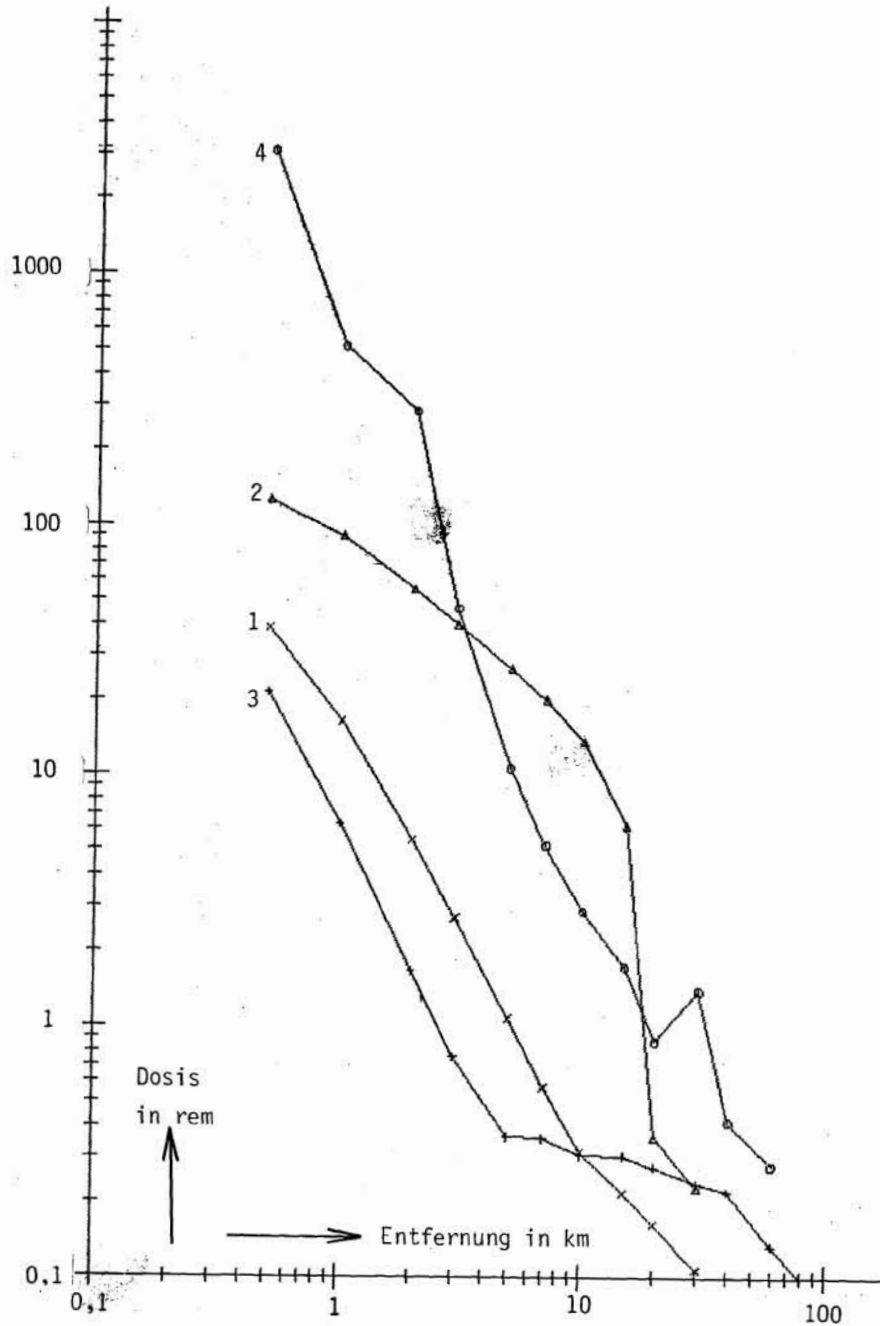


Bild 6: Kurzzeit-Knochenmarkdosis unter der Abluftfahnenachse
Unfall "Spätes Überdruckversagen"
Wetterablauf 1 - 4

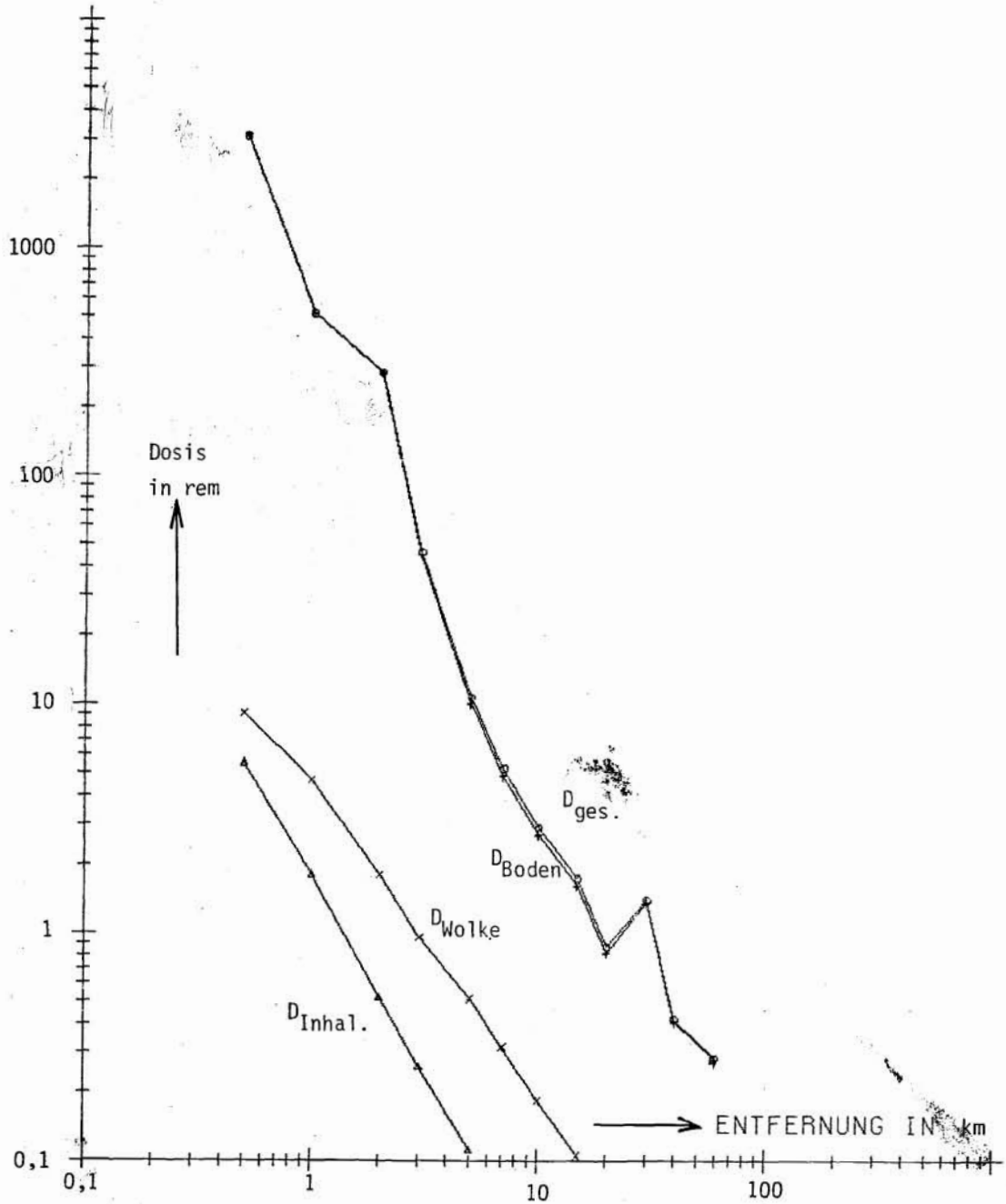


Bild 7: Kurzzeit-Knochenmarkdosis unter der Abluft-fahnenachse
Unfall "Spätes Überdruckversagen"
Wetterablauf 4

- Inhalation radioaktiver Stoffe, $D_{\text{Inhal.}}$
- γ -Strahlung der am Boden abgelagerten Stoffe über 24 h, D_{Boden} (Abschirmfaktor 0,33).

Die Kurzzeit-Inhalationsdosis $D_{\text{Inhal.}}$ beinhaltet die in den ersten 7 Tagen absorbierte Dosis sowie die Hälfte der vom 8. bis 30. Tage absorbierten Dosis.

Neben den Knochenmarkdosen der oben erwähnten drei Belastungspfade ist die gesamte Kurzzeit-Knochenmarkdosis $D_{\text{ges.}} = D_{\text{Inhal.}} + D_{\text{Boden}} + D_{\text{Wolke}}$ eingetragen. $D_{\text{ges.}}$ wird zum überwiegenden Teil durch die durch Regen ausgewaschene und am Boden abgelagerte Aktivität bestimmt.

6.3 Gesundheitliche Schäden

Die Berechnung der gesundheitlichen Schäden wurde in der oben beschriebenen Weise für eine charakteristische Bevölkerungsverteilung durchgeführt. Die Ergebnisse sind in Form von Verteilungsfunktionen in Bild 8 und 9 für die Schadensarten akuter Tod, Tod durch Krebs und genetische Schäden dargestellt.

Es ist jeweils die Wahrscheinlichkeit p über der Schadensgrenze aufgetragen. Die Wahrscheinlichkeit p ist das Produkt aus der - noch nicht bekannten - Wahrscheinlichkeit p_f für die Aktivitätsfreisetzung und der Wahrscheinlichkeit p_m der meteorologischen Matrix (Kombination eines Wetterablaufs mit einer Bevölkerungsverteilung).

Bei diesem Unfall treten nur in weniger als 0,7 % der betrachteten Kombinationen akute Todesfälle auf (Bild 8). Das berechnete Maximum beträgt ca. 180 Fälle. Diese Zahl entspricht den 30 % nichtevakuierten Personen, die sich gegen Bodenstrahlung nicht wirkungsvoll schützen. Man erkennt daran, daß letale Dosen nur bei mehrstündigem Aufenthalt im kontaminierten Gebiet außerhalb von Gebäuden erreicht werden. Beim Aufenthalt im Keller dagegen wäre die Abschirmung wirksamer als angenommen; außerdem kann die kontaminierte Zone (Abstand bis zu einigen Kilometern) mit großer Wahrscheinlichkeit nahezu vollständig geräumt werden. Die Randbedingungen eines realistischen Räumungsmodells werden gegenwärtig erarbeitet.

Bild 8 zeigt die Verteilungsfunktion für akuten Tod unter Annahme der von der GSF empfohlenen und der in WASH-1400, FV, angenommenen Dosis-Wirkungs-Beziehung. Der Unterschied ist gering. Da die Dosen in dem hochkontaminierten Gebiet - über 4 Stunden integriert - zum Teil über der LD_{50} -Dosis liegen, ergibt die WASH-1400-Kurve die etwas höhere Zahl an akuten Schäden (vgl. Bild 3).

Die Zahl akuter Schäden ist, wie Vergleiche mit entsprechenden in /3/ analysierten Unfällen zeigen, relativ gering. Der Grund ist in dem um 30 Stunden verzögerten Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters zu sehen, welches im Vortrag von Heuser/

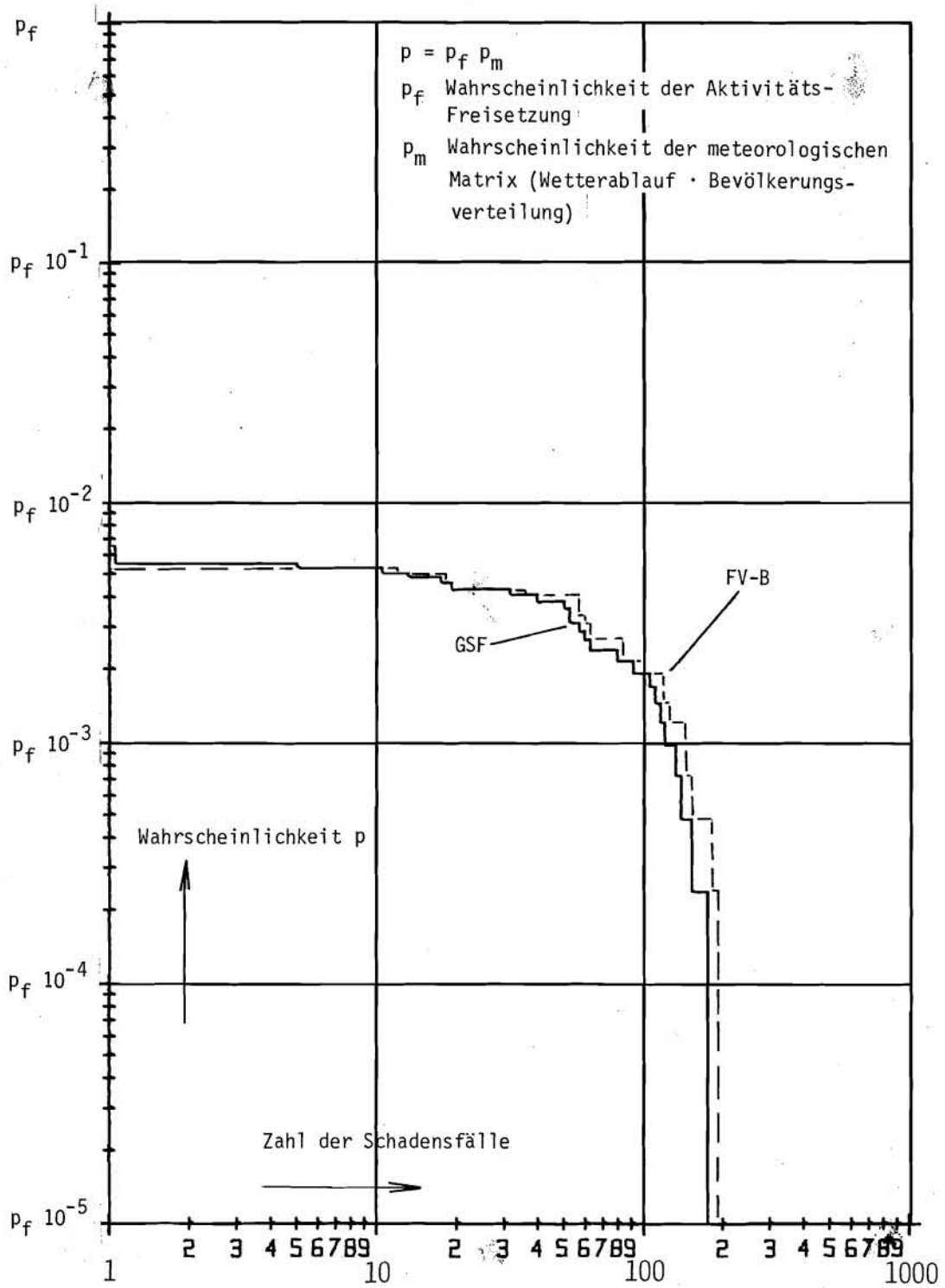


Bild 8: Verteilungsfunktion für Schadensart akuter Tod Unfall "Spätes Überdruckversagen"

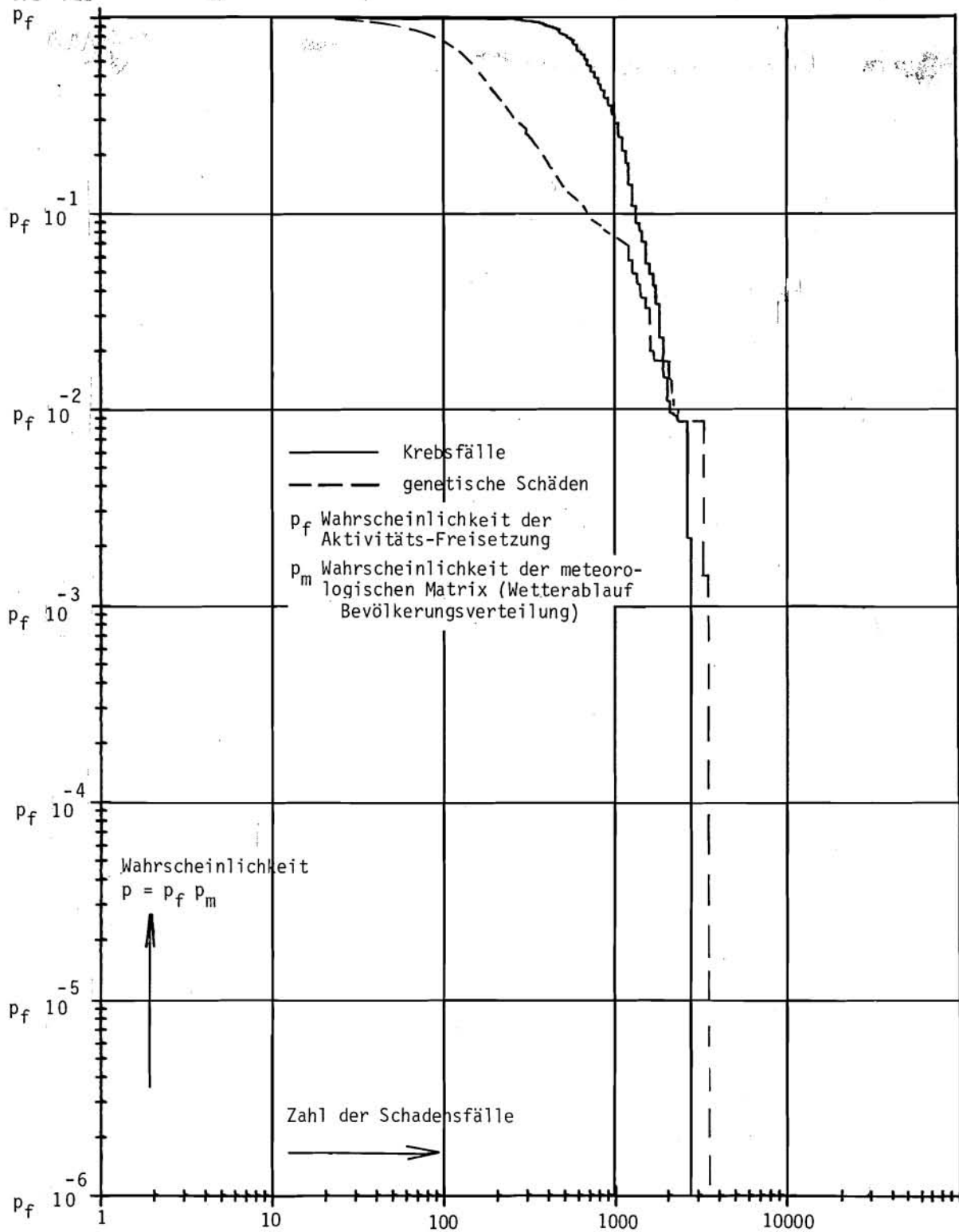


Bild 9: Verteilungsfunktion für Schadensart Krebsfälle und genetische Schäden
Unfall "Spätes Überdruckversagen"

Kotthoff näher begründet wird. In diesen 30 Stunden lagert sich ein großer Teil des Jods und der Aerosole im Sicherheitsbehälter ab.

Bild 9 zeigt die Verteilungsfunktion für Spätschäden (Krebsinzidenz und genetische Schäden). Diese Kurven werden der Vollständigkeit halber gezeigt. Sie können jedoch erst dann bewertet werden, wenn auch die Eintrittswahrscheinlichkeit p_f der Freisetzung bekannt ist und wenn die Wahrscheinlichkeit für z.B. Krebs in Beziehung zur natürlichen oder durch sonstige Zivilisationseinwirkungen bedingten Krebsmortalität gesetzt wird.

7. Schlußbemerkung

Die gezeigten Ergebnisse stellen nicht das endgültige Resultat einer Risikostudie dar. Sie dienen einerseits dazu, die Vorgehensweise und typische Ergebnisse des Unfallfolgenmodells exemplarisch aufzuzeigen. Andererseits können mit ihrer Hilfe die bei der Untersuchung schwerer Störfälle zu beachtenden Probleme eingegrenzt und die Modelle anhand der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie geprüft werden.

Es wurde erkannt, daß akute Strahlenschäden vorwiegend bei Wetterabläufen mit Niederschlag zu erwarten sind. In dem hier untersuchten Fall bleiben solche Schäden selbst unter pessimistischen Annahmen auf einen Bereich von unterhalb 10 km Abstand vom Reaktor beschränkt. Durch eine gezielte schnelle Räumung des betroffenen Gebietes, die vor allem deshalb möglich erscheint, weil ausreichend Zeit zur Messung einer eventuellen Bodenkontamination verbleibt, könnten die Folgen in diesem Fall weiter erheblich reduziert werden.

Dies gibt auch einen Hinweis darauf, daß - jenseits der Aufgaben einer Risikostudie - durch derartige Untersuchungen auch die Ziele des Notfallschutzes in der Umgebung kerntechnischer Anlagen genauer umrissen werden können.

8. Literatur

- /1/ Farmer, F.R.:
Siting Criteria - A New Approach
IAEA-Conf. Containment and Siting, Wien, April 1967,
SM-89/34
- /2/ Hübschmann, W., und K. Nester:
Strahlenbelastung durch Jod bei Reaktorunfällen mit Kühlmittelverlust und undichtem Sicherheitsbehälter
Reaktortagung 1973, Karlsruhe
- /3/ Reactor Safety Study:
An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants
USAEC, WASH-1400 (NUREG 75/014), 1975, final version

DISKUSSION ZUM VORTRAG W. HÜBSCHMANN

H. F u c h s (Motor-Columbus, Baden/Schweiz):

Die Folgen schwerer Störfälle hängen stark vom Emissionsort ab. Welcher Emissionsort wurde für das geschilderte Beispiel postuliert? Falls das ein bodennaher Punkt ist, sollte dann nicht im Sinne einer Sensitivitätsstudie auch ein Abgabeort Kamin untersucht werden, wie das Ihr Modell ermöglicht?

W. H ü b s c h m a n n (KfK, Karlsruhe):

Die Emissionshöhe hängt vom Unfall ab. Liegt ein Überdruckversagen des Containments dem Unfall zugrunde, dann erfolgt die Freisetzung direkt aus dem Containment. Werden dagegen Unfälle untersucht, in denen die Aktivität im wesentlichen über den Kamin abgeführt wird, dann wird auch Kaminfreisetzung angenommen. Das richtet sich ganz nach der Art des Unfalls.

R. A b i n g e r (Allianz, München):

Sie sprechen davon, daß bei einem Leistungsreaktor der 1000-MWe-Klasse potentiell Strahlendosen im Bereich der Letaldosen > 200 rem im Abstand von einigen Kilometern von einem Kernkraftwerk auftreten können; ich verstehe Ihre Ausführungen so, daß dies nur für den Fall des Überdruckversagens der Sicherheitshülle angenommen wird.

Gilt es heute schon als gesichertes Erkenntnis, daß bei keinem denkbaren Störfall oder Schadensereignis (außer dem Versagen der Sicherheitshülle) mit einer tödlichen Strahlendosis außerhalb der Sicherheitshülle gerechnet werden muß?

W. H ü b s c h m a n n (KfK, Karlsruhe):

Nach allen unseren bisherigen Erfahrungen ist akuter Strahlentod nur dann zu erwarten, wenn der Sicherheitsbehälter in einer schwerwiegenden Weise versagt, wenn also massive Spaltproduktfreisetzungen stattfinden; wenn dagegen das Containment intakt bleibt und lediglich eine etwas erhöhte Leckrate vorhanden ist, aber die Freisetzung im wesentlichen über den Kamin erfolgt, sind keine akuten Strahlenschäden zu erwarten. Ich erwarte, daß diese Erkenntnis sich im weiteren Verlauf der Risikostudie bestätigen wird.

W. H a w i c k h o r s t (KWU, Erlangen):

Ich möchte keine Frage stellen, sondern einen mehr allgemeinen Kommentar beisteuern. Aus den Vorträgen des heutigen Vormittags habe ich entnommen, daß die deutsche Risikostudie in zwei Phasen ablaufen wird. Phase A wird sich weitgehend an Rasmussen anlehnen und kann damit nur einen relativen Vergleich der Risiken zwischen den USA und Deutschland leisten. Nach den Vorträgen des heutigen Vormittags wird damit eher eine pessimistische Abschätzung geliefert. Die "best-estimate"-Rechnung, die in wesentlichen Details ganz anders aussehen wird, soll in Phase B nachgeliefert werden. Ich bezweifle, ob diese Vorgehensweise tatsächlich das Optimum darstellt. Da die Ergebnisse der Phase B zeitlich später bekanntgegeben werden, werden sie in der öffentlichen Diskussion wahrscheinlich gar nicht mehr zur Kenntnis genommen oder aber als ein Versuch diskreditiert, ein zunächst zu schlechtes Ergebnis nachträglich weißwaschen zu wollen. Besser erscheint es mir, zuerst eine "best-estimate"-Rechnung aufzustellen, um danach in Ruhe einen Rasmussen-Vergleich durchzuführen.

W. H ü b s c h m a n n (KfK, Karlsruhe):

Ich begrüße diesen Kommentar; denn die angeschnittene Frage zählt zu jenen Problemen, für die wir eine Lösung suchen. Aber diesen Kommentar zu beantworten, möchte ich vielleicht Herrn Dr. Heuser überlassen.

F.W. H e u s e r (GRS):

Die Rasmussen-Studie ist die erste umfassende Sicherheitsanalyse, die in dieser geschlossenen Weise überhaupt durchgeführt und mit der das methodische Arbeitsmaterial für eine Risikoanalyse bereitgestellt worden ist. Das ist sicher ein wichtiger Gesichtspunkt, der dafür spricht, die erste Phase unserer Studie an Methoden und Annahmen der Rasmussen-Studie zu orientieren.

Das zweite, dieses Vorgehen für die erste Phase, ermöglicht einen relativ unbelasteten Vergleich von Ergebnissen, zum Beispiel zur Beurteilung technischer Anlagenunterschiede.

Herr Dr. Hawickhorst äußert die Befürchtung, daß wir mit diesem Vorhaben zu sehr pessimistischen Werten und Aussagen kommen. Ich möchte dieser Ansicht nicht zustimmen. Einige Ergebnisse, die hier bereits diskutiert worden sind, zeigen doch, daß zumindest im Vergleich technischer Anlagenunterschiede auch bei konservativem Vorgehen in der deutschen Studie einige Punkte günstiger als in der Rasmussen-Studie ausgewiesen werden können.

Meines Erachtens ist es durchaus sinnvoll, zunächst auf der Basis konservativer, d.h. pessimistischer Annahmen die für das Risiko maßgeblichen Störfallabläufe und Problemstellungen her-

auszufinden, um anschließend in einer Vertiefungsphase die wichtigen Einzelbeiträge zum Ergebnis der ersten Phase genauer zu analysieren und abzusichern.

TECHNISCHE GEFAHREN-POTENTIALE IM VERSTÄNDNIS DER GESELLSCHAFT

Dr.rer.nat. W. Diepold (Battelle, Frankfurt)

Kurzfassung

Es werden einige Feststellungen darüber getroffen, wie die Betriebsangehörigen der Industrie, also ein wichtiger Teil der Gesellschaft, und wie die Verbraucher, also das ganze Volumen der Gesellschaft, ihre Einstellung zu technischen Gefahrenpotentialen im praktischen Handeln zum Ausdruck bringen und wie daraus die Schlußfolgerung gezogen werden kann, daß die Bevölkerung im Umgang mit Gefahrenpotentialen in hohem Maße vertraut ist.

Abstract

This is a discussion of how employees of industry, an important part of society, and how the consumers and hence the whole volume of society express their attitude with respect to technological hazards in their practical activities and how the conclusions can be drawn from this that the population is thoroughly familiar in dealing with potential hazards.

1. Vorbemerkungen

Ich habe das ursprünglich von der GRS an mich herangetragene Thema: "Risiken nichtnuklearer Energiequellen" erweitert und die Zustimmung zu dem im Programm ausgedruckten Thema bekommen. Der Grund für diesen Änderungswunsch ist darin zu sehen, daß ich auf dem Standpunkt stehe, wir sollten beim heutigen Stand der Diskussion versuchen, aus dem Kreis des engen Risikovergleichs innerhalb unserer Versorgungstechnologien herauszukommen und die Probleme der Kernenergietechnik nur als Bestandteil unserer industriellen Gesamtproblematik betrachten.

Es ist inzwischen hinlänglich bekannt, daß die Energieerzeugung mit Kohle, Öl, Gas, Kernbrennstoff, Wasser, Wind und Sonne keine zur freien Auswahl zur Verfügung stehende Palette darstellt.

Damit ist auch die Auswahl einer Technologie nach dem Gesichtspunkt des denkbar kleinsten Gesamtrisikos (wirtschaftlich, umwelttechnisch, gesundheitlich) kein aus der heutigen Situation herausführender Weg.

Ich möchte deshalb in meinem Beitrag zu diesem Fachgespräch "Kernenergie und Risiko" ganz allgemein über technische Gefahrenpotentiale im Verständnis der Gesellschaft sprechen.

Erwarten Sie bitte keinen streng wissenschaftlichen Vortrag mit einer Flut von Zahlen und Erhebungen oder den Versuch zur Ver-

mehrung des auf diesem Gebiet vorhandenen literarischen Volumens. Ich will Sie auch nicht damit langweilen, längst Gesagtes in einer literarischen Diskussion hin und her zu wenden. Ich werde Ihnen sicherlich auch nichts Neues erzählen, aber vielleicht gelingt der Versuch, durch die Art des Ansatzes hier einen Diskussionsbeitrag zur Abschätzung der Lage und der Tendenz der zu erwartenden Entwicklung zu leisten.

Es ist für die Verfolgung und Bewertung meiner Überlegungen vielleicht hilfreich, wenn ich Ihnen versichere, daß ich keiner Interessengruppe unserer Gesellschaft verpflichtet bin und daß ich mich auch als Mitglied des Battelle-Instituts in der erfreulichen Lage befinde, hier meine ganz persönliche Meinung zum Ausdruck bringen zu können.

Die Tatsache, daß gewisse Ansätze meiner Überlegungen im Rahmen unserer vom Bundesminister des Innern finanzierten Arbeiten entstanden sind, schränkt diese Freiheit ebenfalls nicht ein.

Schließlich habe ich meine Mitarbeiter und Kollegen um Verständnis dafür zu bitten, wenn ich vor einem solchen Forum gelegentlich einen Pragmatismus pflege, der in manchen Teilen nicht ihren Vorstellungen von der Art der Behandlung derartiger Probleme entspricht.

2. Abgrenzungen

Unter dem Begriff "technische Gefahrenpotentiale" möchte ich alle die Gegebenheiten der technischen Welt verstehen, bei denen Schadstoffe oder Energien freigesetzt werden können, die direkt oder über die Beeinträchtigung des Lebensraumes zur Schädigung von Menschen führen können.

In meinem Bezug auf die Gesellschaft möchte ich mich nicht auf die Behandlung des komplexen Wirkgefüges der Interessengruppen einlassen, die sich den öffentlichen und verdeckten Kampf um das zukünftige Schicksal der offiziellen Gesellschaft liefern, sondern zwei Gruppen herausgreifen, die als solche selten im Zusammenhang mit Gefahrenpotentialen und Risiko diskutiert werden und in dieser Beziehung ungenügend in Erscheinung treten - dies, obwohl sie die eigentlichen Akteure auf diesem Felde stellen, die bei der Handhabung von Gefahrenpotentialen in täglicher praktischer und sehr hautnaher Erfahrung stehen.

Ich werde erstens über die Betreiber von Gefahrenpotentialen sprechen, in meinem Sinne nicht die Unternehmer, sondern die Betriebsangehörigen der Industrie, die einen wichtigen Teil unserer Gesellschaft darstellen, und zweitens die Verbraucher oder Benutzer von Gefahrenpotentialen, welche aus diesem Blickwinkel die gesamte Bevölkerung und damit das Gesamtvolumen der Gesellschaft darstellen.

3. Gefahrenpotentiale

Zunächst habe ich einige Erläuterungen zu dem Begriff Gefahrenpotential zu geben. Grob eingeteilt, ergeben sich zwei Klassen von Gefahrenpotentialen (siehe auch Bild 1):

- natürliche und
- zivilisationsbedingte.

Die zivilisationsbedingten Gefahrenpotentiale umfassen z.B.

- technische,
- gesellschaftliche und wirtschaftliche,
- politische (einschließlich der waffentechnischen Gefahrenpotentiale).

Wie eingangs bereits abgegrenzt, werde ich mich nur mit technischen Gefahrenpotentialen in der bereits gegebenen allgemeinen Definition beschäftigen. Diese technischen Gefahrenpotentiale möchte ich in zwei Bereiche gliedern:

- Industrieprozesse,
- Verbrauchsgüter.

Der Betrieb einer Technologie und die Nutzung eines technischen Produktes beinhalten immer eine wechselnde Anzahl ungefährlicher und gefährlicher Teilbereiche, die ihrerseits wieder eine sehr unterschiedliche Struktur haben. Die gefährlichen Bereiche sind als Gefahrenpotentiale zu betrachten.

Technische Gefahrenpotentiale können wir in drei Kategorien untergliedern, die allerdings häufig vermischt auftreten und sich in Größe, Verteilungsgrad und Vielfältigkeit unterscheiden:

- giftige, explosionsfähige Stoffe, Zwischenprodukte, Nebenprodukte, Abfälle;
- Energiepotentiale wie Druck, Temperatur, Elektrizität und kinetische Energie;
- die Kombination von 1. und 2. in Apparaten und Geräten.

Ich möchte an dieser Stelle doch einige Beispiele bringen, damit die Trennung der technischen Gefahrenpotentiale in Industrieprozesse und Verbrauchsgüter verständlich bleibt.

Es gibt ungefährliche oder zumindest ein Normalmaß der Gefährlichkeit nicht übersteigende Industrieprozesse, die gefährliche Produkte auf den Markt bringen, z.B.:

Getränkeindustrie	- Alkohol
Automobilindustrie	- Kraftfahrzeuge
Tabakindustrie	- Rauchwaren
Kraftwerke	- Strom
Waffenindustrie	- Waffen
Geräteindustrie	- Medizinische Geräte
Sportindustrie	- Sportgeräte

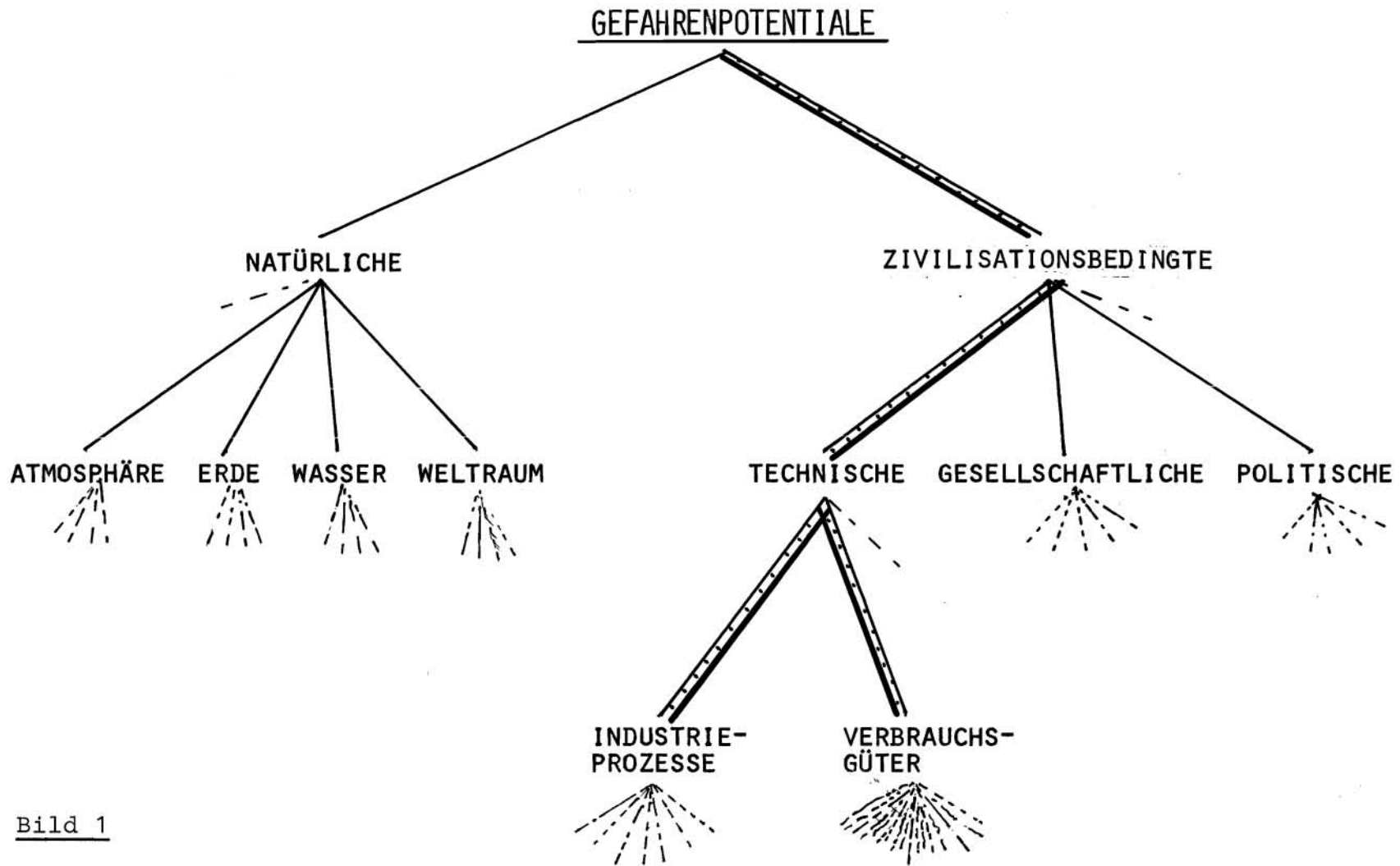


Bild 1

Auf der anderen Seite gibt es mehr oder weniger als gefährlich betrachtete Industrieprozesse, die ungefährliche Produkte auf den Markt bringen, z.B.:

Chemische Industrie	-	Kunststoffe
Bergbau	-	Kohle
Hüttenbetriebe	-	Werkstoffe

Schließlich gibt es gefährliche Industrieprozesse, die zu gefährlichen Verbrauchsgütern führen, z.B.:

Gaserzeuger	-	Gas
Chemische Industrie	-	Gifte
Pharmaindustrie	-	Medikamente
Pyrotechnik	-	Feuerwerk
Petrochemie	-	Benzin
Kernkraftwerke	-	Strom

Es gibt natürlich auch ungefährliche Industrieprozesse, die ungefährliche Produkte liefern.

Die gegebene Gliederung ist grob und unvollständig. Sie besitzt eine umfangreiche Feinstruktur, die vor endgültigen Schlußfolgerungen differenziert betrachtet werden muß.

Außerdem darf nicht außer acht bleiben, daß bei umwelttechnischer und im Hinblick auf ökologische Auswirkungen durchgeführter Betrachtung Aspekte zum Tragen kommen, die zu einer anderen Zuordnung führen können.

Die Lokalisierung technischer Gefahrenpotentiale ist durch sehr unterschiedliche Merkmale charakterisiert:

- klar umrissener Standort, z.B. Herstellungs- und Verarbeitungsstätten;
- Transport- und Verkehrswege, z.B. Straße, Schiene, Wasser, Luft, Leitungstrassen;
- Vorhaltung zum Verbrauch, z.B. Lager, Versorgungsleitungen, Verkaufsstellen, Verbraucher.

Die in der Umgebung von Gefahrenpotentialen anzusprechenden potentiellen Wirkungsbereiche lassen sich etwa in folgende Zonen unterteilen:

- Arbeitsplatz,
- Betriebsanlage,
- Standort,
- Leitungstrassen,
- Verkehrsweg,
- unmittelbare (außerbetriebliche) Umgebung,
- weitere (außerbetriebliche) Umgebung.

Die Sicherung von Gefahrenpotentialen erfolgt im technisch professionellen Bereich der Industrie durch teilweise sehr aufwendige Maßnahmen wie

- Forschung, Entwicklung und Planung,
- Technik,
- Vorschriften,
- Genehmigungsverfahren,
- Betriebsüberwachung,
- Erfahrung,
- Katastrophenabwehrpläne.

Diese Maßnahmen sollen in vergleichbarer Weise bei allen Technologien auf die Minimierung des durch ein Gefahrenpotential charakterisierten Schadensrisikos ausgerichtet sein.

Weitere Regulative ergeben sich aus dem Kontinuitätsinteresse aller von einer florierenden Industrie abhängigen Teile der Gesellschaft.

Im nichtprofessionellen Bereich der Verbraucher erfolgt die Sicherung gegen ungewollte Wirkungen von Gefahrenpotentialen:

- teils durch Benutzungsgenehmigungen,
- teils durch Vorschriften und Anleitungen,
- teils durch Strafanndrohung,
- zu einem erheblichen Teil durch Vertrauen auf den sachgemäßen Umgang.

4. Allgemeine Problematik im Umgang mit Gefahrenpotentialen

Die Entwicklung der Industriegesellschaft ist dadurch gekennzeichnet, daß die Zahl und Größe der Gefahrenpotentiale laufend zunimmt und die Überschaubarkeit der Gesamtlage und der Zusammenhänge innerhalb eines technischen Systems für direkt Beteiligte zunehmend schwieriger und für Unbeteiligte nahezu unmöglich wird.

Wenn die gegebene, sehr geraffte Darstellung technischer Gefahrenpotentiale bereits eine sehr komplexe technisch-organisatorische Situation umreißt, so kann diese nur noch schwieriger werden, wenn wir die jüngste Entwicklung mit berücksichtigen. Betriebsfremde und Laien kümmern sich in amtlicher Zuständigkeit, im Auftrag Dritter oder in frei gewählter Initiative, in verstärktem Maße um die technische Problematik. Die in unserem Rechtsstaat verankerte Möglichkeit auf Information und Beteiligung an Entscheidungen über Installation und Betrieb technischer Gefahrenpotentiale wird im Vergleich zur Vergangenheit von vielen in ungewohntem Ausmaß wahrgenommen.

Unternehmerstrukturen, die früher in klassischem Pioniergeist Technik und technische Entwicklung praktiziert und wirtschaftlichen Erfolg als natürliches Ergebnis angestrebt haben, geraten in ein für ihre Denkweise ungewohntes Konfliktfeld.

Genehmigungsbehörden, inner- und außerbetriebliche Aufsichtsorgane sehen sich in einem Spannungsfeld, seit sie ihre Tätigkeit nicht mehr nur im geschlossenen Bereich ihrer Zuständigkeit nach ihrer Erfahrung und den geltenden Bestimmungen aus-

richten können, sondern eine mögliche Genehmigung auch gegenüber neu etablierten Gremien und ad hoc sich zusammenschließenden Einsprechern darlegen und häufig vor Gericht rechtfertigen müssen.

Wenn in einem neuen Schub der industriellen Aufklärung Lässigkeiten in der vorbeugenden Behandlung von umweltrelevanten Fragen aus der Vergangenheit und Gegenwart aufgedeckt werden und dabei die Nachforschung nicht an den Toren der Produktionsstätten halt macht, so ist doch das, was hier gefordert wird und zusätzliche Erkenntnisse über Gefahrenpotentiale mit sich bringt, im Gesamtbild der gesellschaftlichen Gesamtdiskussion nicht absolut gravierend.

Früher war der qualmende Schornstein ein Zeichen des Wohlstands, heute erweckt er Unbehagen, und bald wird es ihn nicht mehr geben.

Früher sah man nur die glänzenden, wohltuenden und erstrebenswerten Produkte, welche die Industrie lieferte. Heute sieht man sich mit der Erkenntnis konfrontiert, daß viele Produkte nur über gefährliche Zwischenstufen oder unter Vorhaltung und Transport gefährlicher Stoffe gewonnen werden können und daß auch die Industrie Abfallprobleme hat.

Der Staat schließlich sieht sich in einer forcierten Rolle als Vermittler und Verantwortlicher für die Erstellung von Prognosen bezüglich der langfristigen Auswirkungen technischer Entwicklungen, was ihn zu einer technologie-orientierten Umstrukturierung seiner Instanzen zwingt, mit allen damit verbundenen Problemen.

Alle Seiten bedienen sich in dieser Lage wissenschaftlicher Gutachter und ziehen so die Wissenschaft in einen hautnahen Kontakt mit der praktischen Entwicklung, Hierdurch werden zwangsläufig Untersuchungen mit einer Exaktheit und in einem Umfang durchgeführt, der auf lange Sicht gesehen dem erhöhten Sorgfaltsbedürfnis für unsere Zukunft zweifellos zugute kommen wird. Für die Industrie, die in die Dynamik des Konkurrenzkampfes unserer freien Marktwirtschaft eingespannt ist, können empfindliche Verzögerungen und Störungen im Konzept der Betriebsbilanz entstehen. Dies wird sicherlich längerfristig verkraftet, da viele Probleme, wenn auch unter anderen Wirtschaftsbedingungen, technisch lösbar sind. Hiermit möchte ich die Charakterisierung der Gefahrenpotentiale und ihrer allgemeinen abwicklungstechnischen Problematik beenden.

5. Die Betriebsangehörigen der Industrie im Umgang mit Gefahrenpotentialen

Ich werde jetzt versuchen, einige Eindrücke zusammenzufassen, die m.E. einen Hinweis darauf erlauben, ob und wie die Betriebsangehörigen der Industrie ihre Konfrontation mit technischen Gefahrenpotentialen bewältigen, wie sich dies der übrigen Gesellschaft vermittelt und in der öffentlichen Meinung zum Ausdruck kommt.

Ich habe mir nicht die Mühe gemacht festzustellen, wie viele Menschen im Rahmen ihres Berufslebens täglich mit Gefahrenpotentialen umgehen oder sich in deren unmittelbarem potentiellen Wirkungsbereich befinden. Wir wissen alle, daß ein beachtlicher Teil unserer Bevölkerung beteiligt ist, wenn

- Rohstoffe gewonnen werden,
- chemische und mechanische Umwandlungs- und Veredelungsprozesse durchgeführt werden,
- große Mengen der unterschiedlichsten Verbrauchsgüter hergestellt, vorgehalten und verteilt werden,
- ein beachtliches Transportsystem in Betrieb gehalten wird.

Erinnern Sie sich bitte an die verschiedenen Zonen der potentiellen Wirkungsbereiche von Gefahrenpotentialen, wo der Arbeitsplatz und seine unmittelbare Umgebung an erster Stelle standen. Dort stehen die wirklichen Betreiber von Gefahrenpotentialen, in Gruben, auf Plattformen, an Öfen, Reaktionstürmen, Maschinen, Pumpen, Ventilen und Schaltern, an Lenkrädern, Steuerknüppeln, Kontrollwarten und vielen anderen Gefahrenpunkten. In unmittelbarer Nähe dieser Arbeitsplätze gibt es zusätzlich die Vielzahl derer, die nicht unmittelbar zu den Operateuren von Gefahrenpotentialen zählen, aber zur Abwicklung des betrieblichen Gesamtablaufs innerhalb des Betriebsgeländes tätig sind.

Alle diese Menschen haben sicher nicht gerade diese Arbeitsplätze gewählt, weil sie eine leichtfertige Einstellung zu Leben und Gesundheit haben, weil ihnen früher Tod oder eine lebenslange Invalidität gleichgültig ist. Ich glaube, wir dürfen auch nicht sagen, daß diese Menschen auf Grund geistiger und durch Seßhaftigkeit begründete Unbeweglichkeit, Bildungsmangel oder Nervenkitzel solche Arbeitsplätze nehmen mußten oder gesucht haben.

Bei dieser verkürzten Betrachtungsweise bleiben sicher sozialphilosophische Trübungen zurück, aber ich meine, daß wir in der Realität unseres gültigen Alltags doch von einer freien Wahl des Arbeitsplatzes und einer freiwilligen Bindung an den Arbeitsplatz, auch bei den diskutierten gefährlichen Arbeitsplätzen, sprechen können.

Wir können davon ausgehen, daß die in Industriebetrieben Beschäftigten in umfassender Weise über die Gefahren ihres Arbeitsplatzes aufgeklärt werden. Das dichte Netz der innerbetrieblichen Maßnahmen, die von außerbetrieblichen Instanzen betriebene Überwachung und die umfassenden Recherchen nach Unfällen mit allen Folgemaßnahmen sorgen für eine ständige Vergewärtigung drohender Gefahren.

Wenn es auch eine Tatsache ist, daß es keine Probleme bei der Besetzung von Arbeitsplätzen im Nahbereich von Gefahrenpotentialen gibt, so müssen wir doch sichergehen, daß die so mit der Gefahr konfrontierten Menschen ihre Angst nicht nur verdrängen und eine scheinbare Bewältigung der Lage zur Schau stellen, unterschwellig aber doch Schaden nehmen. Ich glaube, daß bei der vielschichtigen Struktur unserer Betriebe solche Spannungsfelder nach außen durchgebrochen wären.

Es ist mir nichts darüber bekannt, daß z.B. nach Unfällen eine Flucht der Davongekommenen aus dem Bereich der betroffenen Technologie stattgefunden hätte. Wir beobachten vielmehr, daß auch diese Menschen für ihre Arbeitsplätze kämpfen, wenn sie durch Krise oder Automation bedroht werden.

Es ist also kaum möglich, das Verhältnis zwischen unternehmerischen (arbeitgebenden) Betreibern einer Technologie und praktizierenden (arbeitnehmenden) Betreibern einzelner Gefahrenpotentiale mit dem Spruch zu charakterisieren "Wes Brot ich ess', des Lied ich sing'."

Ich möchte die Analyse an dieser Stelle bereits abbrechen und die Lage der hier diskutierten Gruppe unserer Gesellschaft im Hinblick auf technische Gefahren nach dem aufgezeigten praktischen Erscheinungsbild wie folgt hypothetisch umreißen:

- In den Betrieben herrscht ein hoher Informationsstand.
- Die im Nahbereich von Gefahrenpotentialen Beschäftigten bewältigen das Problem der Bedrohung.
- Es herrscht Vertrauen auf die Zuverlässigkeit der getroffenen Maßnahmen.
- Aus der Erfahrung mit der Gefahr ergibt sich ein Optimismus bezüglich der Beherrschbarkeit.
- Vorsorge und Kontrolle vermitteln ein Gefühl der Sicherheit.
- Sinn und Nutzen des Umgangs mit der Gefahr sind erkannt.
- Die gewonnenen Erfahrungen müssen sich zwangsläufig über öffentliche, dienstliche und private Kommunikationen einem großen Teil der Gesellschaft vermitteln.

6. Die Verbraucher im Umgang mit Gefahrenpotentialen

Bei dem von mir für die heutige Erörterung ausgewählten zweiten Teil der Gesellschaft, den Verbrauchern, handelt es sich praktisch um die ganze Bevölkerung, die mündigen Bürger, die Erwachsenen und Wahlberechtigten.

Sehen Sie es mir auch hier nach, wenn ich bei diesem Ansatz jede Differenzierung unterdrücke, aber eine Einteilung der mündigen Bürger in Intelligente und nur Gebildete, in sozial und geistig Unterprivilegierte, in Skeptiker und Optimisten, Normale und Abnormale, in Rechte und Linke, in Meinungsführer und Mitläufer würde mich bei meiner Thematik aus dem vorgesehenen Rahmen herausführen.

Zunächst muß man feststellen, daß die Bevölkerung eine große Selbstverständlichkeit beim Umgang mit Gefahrenpotentialen entwickelt hat. Ich möchte mich hier wieder auf technische Gefahrenpotentiale beschränken und diese wie folgt ergänzend definieren:

Technische Gefahrenpotentiale in der Hand des Verbrauchers sind alle die Stoffe, Energien und Geräte, für die er, mit oder ohne Nachweis seiner besonderen Befähigung, die Möglichkeit des freien Umgangs hat. Hierbei besteht die bekannte Gefahr, unter Bedingungen gewollter oder ungewollter Art sich oder andere zu schädigen.

Erschrecken Sie nicht, wenn ich als Beispiel auch hier mit dem Auto beginne. Ich gehe aber rasch weiter zu Transportmitteln, Maschinen und Geräten jeglicher Art und Dingen wie Benzin, Gas, Strom, Nahrungs- und Genußmittel, Pflanzenschutzmittel, Pharmazeutika, medizinischen Geräten und vielen Arten des technisierten Sports und Vergnügens.

Was will ich in meinem Zusammenhang mit dieser Aufzählung andeuten? In allen diesen und vielen nicht aufgezählten Dingen müssen bei exakter Betrachtung Gefahrenpotentiale gesehen werden, bei deren Benutzung eine gewisse, zum Teil hohe Wahrscheinlichkeit besteht, ein frühzeitiges Ende oder eine Schädigung zu erleiden. Diese Gefahrenpotentiale zählen aber zu den Errungenschaften unserer zivilisierten und industrialisierten Welt und werden zum überwiegenden Teil als angenehm, erstrebenswert und unentbehrlich empfunden.

Sprechen wir nicht darüber, ob der Bürger durch gezielte Aufklärung der Hersteller von Produkten wachgehalten wird, die mitgekaufte Gefahr realistisch zu sehen. Halten wir uns auch nicht mit der Frage auf, wie der Kampf zwischen rückhaltloser Werbung und wegweisenden Aufklärungsbemühungen ausgehen wird, oder wie Gesetze und Vorschriften zum Schutze des Verbrauchers greifen. Festhalten sollten wir, daß der Bürger nicht zuletzt durch die Berichterstattung der Massenmedien über Unfälle und Bedrohungen durch Gefahrenpotentiale aktuell und umfassend informiert wird und über persönliche Erfahrungen oder Beobachtungen aus seiner nächsten Umgebung verfügt. Es kann deshalb kaum gesagt werden, der Bürger habe keine Information über die Problematik der von ihm gehandhabten Gefahrenpotentiale.

Ich will sagen: Der Bürger weiß, was ein Gefahrenpotential ist und was ihm davon droht, auch wenn er sich nicht täglich so damit beschäftigt, daß er seine Einstellung jederzeit artikulieren kann. Er hat auch Kenntnisse und Erfahrungen mit Gefahrenpotentialen, die er nicht mit seinen Sinnesorganen wahrnehmen kann.

An dieser Stelle möchte ich doch einen Exkurs in die Kernenergieproblematik wagen, und zwar auf die häufig zu hörende Feststellung, der Bürger begegne der Kernenergie mit Unbehagen, weil Kernstrahlung eben nicht mit den menschlichen Sinnesorganen wahrgenommen werden könne.

Was nehmen wir schon mit den Sinnesorganen wahr? Etwa die tatsächlich giftigen Bestandteile der Luft- und Wasserverschmutzung, die Verarmung unserer Nahrungsmittel an Spurenelementen, die Restmengen an Pflanzenschutzmitteln, den Metallgehalt von Fischen, die Infektion durch Krankheitserreger oder die Nebenwirkungen medizinischer Anwendungen?

In diesen und vielen anderen Dingen hat sich der Mensch daran gewöhnt, daß man sich wissenschaftlicher Methoden bedienen und auf Meßwerte verlassen muß.

7. Schlußfolgerungen

Trotz der sicher lückenhaften Darstellung der Zusammenhänge zwischen der Existenz von Gefahrenpotentialen und dem Verständnis des Bürgers für diese Dinge möchte ich bereits an dieser Stelle zu meinen Schlußfolgerungen kommen.

Folgendes ist bekannt:

- die Existenz eines breiten Spektrums von Gefahrenpotentialen und deren mögliche Wirkungen;
- die Tatsache, daß jährlich viele tausend Menschen durch die Nutzung technischer Verbrauchsgüter ums Leben kommen, Millionen geschädigt werden, ein großer Teil der Bevölkerung jährlich zu Leidtragenden solcher Ereignisse wird;
- der industrielle Produktionsbereich ist mit dem geringsten Prozentsatz an der Gesamtmenge der körperlichen Schadensfälle beteiligt, daran wird wohl auch die Kernenergie nichts ändern;
- industrielle Produktionsbereiche und Verbraucherbereiche erzeugen Emissionen, die zur Beeinträchtigung unserer natürlichen Lebensbedingungen und Lebenserwartungen führen;
- gesundheitsgefährdende Emissionen werden erfaßt und Grenzwerte für die zur Zeit überschaubare gesundheitliche und ökologische Verträglichkeit festgelegt;
- die Wirtschaft befindet sich in einem Entwicklungsprozeß zur Verarbeitung des durch Umweltschutzfragen sich entwickelnden neuen Kostenbildes;
- die Wissenschaft beschäftigt sich mit möglichen längerfristigen Auswirkungen unnatürlicher Einflüsse, deren Wirkungsmechanismen zur Beeinträchtigung der Gesundheit und der Lebenserwartung führen können. Hieraus können sich neue Grenzwerte ergeben;
- der Bürger will auf die Annehmlichkeiten der Zivilisation nicht verzichten und vertraut auf die Beherrschbarkeit von Gefahren ebenso wie auf ein günstiges Schicksal;
- die Mehrheit der Bürger zählt nicht zu den Gegnern technologischer Entwicklungen. Dies gilt auch für die Kernenergie.

Folgendes ist zu bedenken:

- Zwischen der Meinung der Bürger und verschiedenen Trägern der öffentlichen Diskussion gibt es Diskrepanzen.
- Der Bürger erkennt offenbar Probleme, die ihn stärker beschäftigen als die Existenz technischer Gefahrenpotentiale.

- Industrie und Staat müssen damit rechnen, daß der Bürger zunehmend Aufklärung in einer für ihn durchschaubaren Form über ihn betreffende Zukunftsfragen erwartet. Dies betrifft nicht so sehr die technischen Details einzelner Maßnahmen, durch die das Verständnis kaum gefördert werden kann, als die Vollständigkeit der praktischen Zusammenhänge. (Zum Beispiel hat sich das Dilemma der Kernenergie sicher nicht nur aus der Neuheit des Gefahrenpotentials ergeben, sondern zu einem Gutteil aus der zögernden Offenlegung der Gesamtproblematik dieser Technologie einschließlich der wirtschaftspolitischen Zusammenhänge. In ähnlicher Situation befinden sich auch andere Technologien.)
- Die Information des Bürgers über die zu seinem Schutze erdachten Maßnahmen könnte dazu beitragen, ihm das Bewußtsein zu vermitteln, daß man sein Urteilsvermögen ernsthaft respektiert.
- Die Bürger sollen auch darin einen Teil ihrer Freiheit sehen, daß sie sich um manche Dinge nicht kümmern müssen, Dadurch wird jede Erhebung fragwürdig, da die Befragten sicher nicht die Intimsphäre ihrer persönlichen Einstellung preisgeben.

Folgendes sollte angestrebt werden:

- vertrauenswürdige Gesamtkonzepte aus Politik, Wirtschaft, Technik und Wissenschaft zum Problem der Technologiebewältigung;
- die Herausarbeitung und kontinuierliche Behandlung gesellschaftspolitisch lebenswichtiger Fragen außerhalb des Spannungsfeldes der durch Legislaturperioden bestimmten parteipolitischen Auseinandersetzung.

DISKUSSION ZUM VORTRAG W. DIEPOLD

P. K a f k a (GRS):

Sind bei den Untersuchungen der Gefährdung (Risiko) des Betriebspersonals in den verschiedenen Zweigen der Energieerzeugung (Öl, Gas, Kohle, Kernkraft), die in Ihrem Hause durchgeführt wurden, Trends zu erkennen? Das heißt, gibt es Vergleichszahlen zum Risiko des Betriebspersonals in verschiedenen Kraftwerkssystemen?

W. D i e p o l d (Battelle, Frankfurt):

Auch wenn nur der zweite Teil eine Frage darstellt, möchte ich doch auch auf die zunächst von Herrn Kafka getroffene Feststellung eingehen, daß im Rahmen des Betriebs von Kernkraftwerken noch kein Unbeteiligter zu Schaden gekommen ist. Wir sollten im Hinblick auf Erkenntnisse, die uns möglicherweise in der Zukunft bevorstehen, sehr vorsichtig sein mit derartigen absoluten Statements.

Zur Frage selbst: Für die Belegschaft ergibt sich beim bestimmungsgemäßen Verlauf der Verstromung von Energieträgern in einem Kraftwerk eine Abhängigkeit der persönlichen Schadenserwartung von der Größenordnung der Massenströme, der Art ihrer technologischen Bewältigung, der Gefährlichkeit der Materialien und Technologien und der Häufigkeit und Nähe der persönlichen Präsenz. Wenn sich herausstellen wird, daß es keine Schwellenwerte für Strahlenschädigung gibt, dann werden längerfristig Kernkraftwerke in der Menge der Entschädigungsfälle sicher insgesamt nicht hinter anderen Kraftwerkstypen rangieren.

W. H ü b s c h m a n n (KfK, Karlsruhe):

Herr Dr. Diepold, Sie haben über Risiken im beruflichen und im privaten Bereich berichtet. In der Kerntechnik läßt sich das Verhältnis der zugelassenen, d.h. akzeptierten Risiken in beiden Bereichen zahlenmäßig ausdrücken durch das Verhältnis der zulässigen Strahlendosen und das beträgt etwa 170 : 1 (siehe StrlSchV vom April 1977). Kann man dieses Verhältnis zugelassener Risiken im beruflichen und im privaten Bereich auch in der übrigen Technik (Nicht-Kerntechnik) quantifizieren?

W. D i e p o l d (Battelle, Frankfurt):

Bezüglich einer ähnlichen Quantifizierung könnte man an einen Einstieg über die MAK-Werte (Maximale Arbeitsplatzkonzentration gesundheitsgefährdender Stoffe) denken. Da jedoch die meisten Stoffe im privaten Bereich nicht vorkommen, ergibt sich

auch keine breite Vergleichsbasis. Hier hat man es mit der Strahlung einfacher, die sowohl im privaten als auch im beruflichen Bereich auftritt und exakt meßbar ist.

H.W. G a b r i e l (DGB/IGM-Vorstand, Frankfurt):

Ich möchte auf eine Bemerkung des Vortragenden eingehen, in der auf die "zögernde Offenlegung von Tatsachen vor dem Bürger" eingegangen wird: Ziel der heutigen Veranstaltung ist doch, die hier anwesenden Fachleute über den Kenntnisstand der Risikoanalyse zu informieren. Es wurde zu diesem Zweck eine Störfallsequenz gewählt, welche Ablauf und Konsequenzen bei verzögerten Containmentversagen analysiert. Ich muß bezweifeln, daß diese gewählte Sequenz den ungünstigen bekannten Ablauf beschreibt. Frage an die Veranstalter: "Wie sehen Ablauf und Konsequenzen bei Kühlmittelverlust plus Versagen der Durchdringungsabschlüsse des Containments aus?" Sofern die Konsequenzen dabei höher sind, muß man sich fragen, warum dieser Fall nicht zur Diskussion gestellt wurde. Ich glaube, daß der Bürger unangenehme Wahrheiten besser verträgt als angenehme Halbwahrheiten. Auftraggeber und Auftragnehmer der deutschen Risikostudie sollten dies berücksichtigen.

F.W. H e u s e r (GRS):

In der Frage von Herrn Gabriel wird die Vermutung geäußert, es würden hier auf dem Fachgespräch vorsätzlich nur positive Ergebnisse der Risikostudie diskutiert. Diesen Verdacht möchte ich zurückweisen. Es trifft zu, daß im ersten Vortrag heute morgen der Störfallablauf zu spätem Überdruckversagen diskutiert worden ist, und zwar durchaus als ein Punkt, in dem die Ergebnisse in der deutschen Studie günstiger liegen als für die amerikanische Studie. Es trifft aber nicht zu, daß Ergebnisse zu anderen Störfallabläufen, soweit sie heute bereits vorliegen, bewußt zurückgehalten worden sind. Gerade der von Herrn Gabriel angesprochene Punkt einer Containmentleckage nach Versagen der Notkühlung und gleichzeitigem Ausfall des Gebäudeabschlusses ist im Übersichtsvortrag eingehend diskutiert worden. Hierzu wurden die Ergebnisse von Freisetzungsrechnungen für verschiedene Leckquerschnitte gezeigt, vor allem auch die einer oberen Grenzabschätzung für eine große Containmentleckage. Tabelle 2 des schriftlichen Beitrags zeigt die Ergebnisse dieser Grenzabschätzung im Vergleich zu WASH-1400. Die Ergebnisse stimmen in etwa mit den entsprechenden aus WASH-1400 überein. Die Leckage über ein großes Containmentleck führt zu höheren Freisetzungen, die in WASH-1400 je nach Störfallablauf in die Freisetzungskategorie PWR 2 eingeordnet worden sind. Eine für den Gebäudeabschluß durchgeführte Zuverlässigkeitsuntersuchung zeigt jedoch genau zu diesem Punkt, daß Störfallabläufe zu gemeinsamem Versagen von Notkühlung und Ausfall des Gebäudeabschlusses sehr unwahrscheinlich sind und im Vergleich zu anderen Störfallabläufen nur einen untergeordneten Beitrag zum Gesamtrisiko ausmachen werden.

JURISTISCHE ASPEKTE BEI DER RISIKOBEURTEILUNG

Professor Dr. Dr. R. Lukes (Universität Münster)

Kurzfassung

Die Entscheidungen von Verwaltungsbehörden, mit denen die grundsätzlich verbotene Verwendung von spaltbaren Stoffen erlaubt wird, setzen eine Prognose über die Wahrscheinlichkeit der Beeinträchtigung von geschützten Rechtsgütern durch die Verwendung voraus. Die juristischen Kriterien, die zur Bestimmung der Wahrscheinlichkeit eines Schadenseintritts verwendet werden, können durch Risikobeurteilungen verbessert werden. Damit lassen sich die Behördenentscheidungen zwar nicht auf eine einfache Ja/Nein-Entscheidung reduzieren, wohl aber wird eine exaktere Wahrscheinlichkeitsbestimmung möglich.

Abstract

Decisions of administrative authorities concerning permissions for using material for nuclear fission contain a prognosis about the probability of damages which may be caused by using this material. The juridical criterions used in order to determine the probability of such a damage occurring can be improved by risk analysis. This will not, of course, reduce administration decisions to simple "yes-or-no-decisions", but the calculation of probabilities will gain more exactness.

Einleitung

Bei technischen Anlagen, Komponenten und Systemen werden in letzter Zeit zunehmend zur Beurteilung sowohl der Wirtschaftlichkeit (Zuverlässigkeit, Reparaturzeitraum usw.) als auch vor allem der Sicherheit (Funktionssicherheit, Materialermüdungen) Wahrscheinlichkeitsbeurteilungen herangezogen /1/. Wenn wir die juristischen Aspekte behandeln wollen, die im Zusammenhang mit solchen Risikobeurteilungen auftreten, werden wir zweckmäßig drei Fragenkomplexe unterscheiden. Der erste muß sich mit der generellen Bedeutung solcher Risikobeurteilungen im Rahmen der Behörden- und Gerichtsentscheidungen befassen, die im Kernenergierecht erfolgen. Der zweite Fragenkomplex, dem wir uns dann zuwenden müssen, betrifft das juristische Instrumentarium, das in unserer Rechtsordnung zur Bewältigung von Risikobeurteilungen zur Verfügung steht. Der dritte endlich hat zum Gegenstand, ob und inwieweit die im technisch-naturwissenschaftlichen Bereich entwickelten Risikobeurteilungen in der Rechtsordnung Verwendung finden können.

1. Generelle Bedeutung von Risikobeurteilungen im Rahmen der Behörden- und Gerichtsentscheidungen

Beim ersten Fragenkomplex - generelle Bedeutung von Risikobeurteilungen im Kernenergierecht - müssen wir uns kurz die Grundstruktur der gesetzlichen Regelung im Kernenergierecht vergegenwärtigen. Der nach unserer Verfassung, dem Grundgesetz, im Rahmen der allgemeinen und speziellen Handlungsfreiheit einschließlich der Wirtschaftsfreiheit und der Eigentumsfreiheit an und für sich zulässige Umgang mit radioaktiven Stoffen wird im Gesetz über die friedliche Nutzung der Kernenergie nebst den dazu ergangenen Verordnungen unter ein Verbot mit Erlaubnisvorbehalt gestellt /2/. Wegen der Risiken für das Allgemeinwohl und das soziale Zusammenleben, die mit dem Umgang und speziell mit der Verwendung in besonderen Anlagen verbunden sind, wird in Einschränkung der allgemeinen und speziellen Handlungsfreiheit sowie der Eigentumsfreiheit praktisch jede Form des Umgangs für unzulässig erklärt. Zulässig ist ein Umgang nur dann, wenn er auf Grund der gesetzlichen Regelung von der jeweils zuständigen Behörde erlaubt wird. Das Verbot mit Erlaubnisvorbehalt umfaßt praktisch alle Formen des Umgangs, insbesondere aber die Verwendung besonderer spaltbarer Stoffe in Kernenergieanlagen /3/.

Der Grundgedanke dieser Regelung ist, daß eben, mit jedem Umgang mit radioaktiven Stoffen notwendig, Gefahren für das Allgemeinwohl und das soziale Zusammenleben verbunden sind. Die Behörde kann den Umgang generell oder für den einzelnen Fall nur dann erlauben, wenn sie nach Prüfung der Gegebenheiten zum Ergebnis kommt, daß in dem konkreten Fall das Allgemeinwohl und das soziale Zusammenleben nicht gefährdet werden. Jede Behördenentscheidung, die einen beantragten Umgang mit radioaktiven Stoffen erlaubt oder nicht erlaubt, hat notwendig eine Prognose der Behörde darüber zum Inhalt, ob durch den zur Genehmigung anstehenden Umgang die Allgemeininteressen und das soziale Zusammenleben beeinträchtigt werden oder nicht. Dabei liegen dieser umfassenden Prognoseentscheidung der Behörde zahlreiche Detailprognosen zugrunde, welche Gefahren für die Allgemeinheit usw. durch einzelne Maßnahmen - z.B. Redundanzen bestimmter Anlageteile - vermieden werden bzw. bestehen bleiben. Die Behörde muß sich bei ihrer Entscheidung nicht nur darüber klar werden, ob durch den beantragten Umgang eine Schädigung des Allgemeinwohls und des sozialen Zusammenlebens erfolgt oder nicht. Die Behörde muß ihre Prognose vielmehr - und vor allem - auch darauf erstrecken, ob durch den beantragten Umgang möglicherweise solche Schäden eintreten können, ob also die Gefahr von Beeinträchtigungen der erwähnten Rechtsgüter besteht. Nur der Vollständigkeit halber ist darauf hinzuweisen, daß die Überprüfung der Behördenentscheidung, mit der der beantragte Umgang mit radioaktiven Stoffen erlaubt oder nicht erlaubt wird, durch die Verwaltungsgerichte aus Rechtsstaatlichkeitsgründen erforderlich ist. Materiell bringen die Entscheidungen der Verwaltungsgerichte, mit denen auf Antrag die Behördenentscheidung überprüft wird, keine Veränderung der Prognoseproblematik mit sich.

Nun liegt auf der Hand, daß Entscheidungen darüber sehr schwer zu treffen sind, ob durch einen beantragten Umgang mit radioaktiven Stoffen - insbesondere die Verwendung in einer Kernenergieanlage - das Allgemeinwohl und das soziale Zusammenleben beeinträchtigt wird oder nicht. Gleiches gilt selbstverständlich für die Detailentscheidungen bezüglich einzelner Anlageteile, die in der allgemeinen Prognoseentscheidung als Detailprognosen herangezogen werden. Die Schwierigkeiten und die Spannbreite der Behördenentscheidung resultieren nicht nur daraus, daß schon das als Objekt der Beeinträchtigung in Betracht kommende Allgemeinwohl - und gleichbedeutend das öffentliche Interesse - schillernde und unscharfe Begriffe sind /4/. Hinzu kommt vielmehr noch, daß auch die zu verhindernde Beeinträchtigung nur durch eine Prognose hinsichtlich der tatsächlich zu erwartenden Schäden und hinsichtlich der möglicherweise eintretenden Schäden festgestellt werden kann. Weitere Ursache für die Schwierigkeit und Spannbreite der Entscheidung ist, daß der Gesetzgeber für die wertende Entscheidung darüber, ob durch den beantragten Umgang das Allgemeinwohl usw. beeinträchtigt wird, nur sehr dürftige Entscheidungskriterien zur Verfügung gestellt hat. Das deutsche Kernenergierecht folgt nämlich der Tradition des deutschen technischen Sicherheitsrechts allgemein und verwendet zahlreiche sogenannte unbestimmte Rechtsbegriffe. In den Genehmigungstatbeständen selbst - insbesondere den hier in erster Linie interessierenden §§ 7 und 9 AtG - finden sich nur sehr global gehaltene Kriterien für die Wertungsentscheidung der Behörde, die bei der Prognose darüber erforderlich wird, ob der beantragte Umgang das Allgemeinwohl beeinträchtigt oder nicht. Diese Wertungskriterien sind gewissermaßen embryonal in § 1 AtG - Schutzzweck - festgelegt und werden in den einzelnen Genehmigungstatbeständen nicht wesentlich stärker konkretisiert. Als Wertungskriterium werden - mit Recht - praktisch nur zusätzlich in den Genehmigungstatbeständen vorgesehen die Zuverlässigkeit des Antragstellers und die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden und Störmaßnahmen sowie der Schutz gegen Gefahren und allgemein die Wahrung des öffentlichen Interesses. Die konkreteste Festlegung von Kriterien für die im Rahmen der Prognose erforderliche Wertung erfolgt durch die Dosisgrenzwerte in der 3. Strahlenschutzverordnung. Hingegen sind sowohl die vom Länderausschuß verabschiedeten Sicherheitskriterien als auch die Leitlinien der Reaktor-Sicherheitskommission und die kerntechnischen Regeln des Kerntechnischen Ausschusses lediglich Meinungsäußerungen von Fachleuten, die auf ihrer besonderen Erfahrung beruhen. Sie sind weder für die Genehmigungsbehörde noch für Verwaltungsgerichte als Wertungskriterien rechtlich verbindlich.

Wir müssen uns vergegenwärtigen, daß die Entscheidung über die Zulässigkeit des grundsätzlich verbotenen Umgangs mit radioaktiven Stoffen notwendig die Prognose darüber enthält, ob das Allgemeinwohl und das soziale Zusammenleben durch den beantragten Umgang beeinträchtigt wird. Wir müssen uns ferner vergegenwärtigen, daß dem Entscheidungsträger - Behörde oder Gericht - für diese allgemeine Prognoseentscheidung ebenso wie für die Detailentscheidungen hinsichtlich der Sicherheit einzelner Anlageteile vom Gesetzgeber nur wenige Entscheidungskriterien

zur Verfügung gestellt worden sind. Nimmt man diese beiden Überlegungen zusammen, so wird deutlich, daß Risikobeurteilungen Bedeutung haben für die vorzunehmende Gesamtwertung und auch für die Detailwertungen darüber, welche Gefahren für das Allgemeinwohl eintreten oder verhindert werden durch den Umgang mit radioaktiven Stoffen und durch die Beschaffenheit der Anlage und ihrer Teile. Die Bedeutung von Risikobeurteilungen, Zuverlässigkeitsanalysen usw. kann allerdings - dies muß klar herausgestellt werden - nicht darin liegen, daß sie die Prognoseentscheidungen auf eine einfache Ja/Nein-Entscheidung reduzieren. Die bei der Prognoseentscheidung erforderlichen Wertungen, ob das Allgemeinwohl usw. durch den beantragten Umgang beeinträchtigt wird oder nicht, kann nicht allein durch die Risikobeurteilung erfolgen. Vielmehr müssen - wie nachstehend noch deutlich werden wird - noch andere Komponenten dabei Berücksichtigung finden. Die Bedeutung der Risikobeurteilung liegt jedoch darin, daß durch die damit verbundenen Wahrscheinlichkeitsaussagen die Unsicherheit der erwähnten Prognoseentscheidungen eingeengt werden kann. Durch die mit einer Risikobeurteilung verbundene Wahrscheinlichkeitsaussage wird die Unsicherheit bei der Prognose darüber verringert, ob durch den zur Genehmigung gestellten Umgang das Allgemeinwohl beeinträchtigt wird oder nicht.

2. Das juristische Instrumentarium in der Rechtsordnung für die Bewältigung von Risikobeurteilungen

Bevor wir nun prüfen können, ob und wie die Risikobeurteilungen nach mathematisch-naturwissenschaftlichen Methoden in der Rechtsordnung zur Verbesserung der Prognoseentscheidungen herangezogen werden können, müssen wir uns in dem jetzt zu behandelnden zweiten Fragenkomplex das juristische Instrumentarium betrachten, das bisher im Rahmen der Prognoseentscheidungen zur Beurteilung von Eintrittswahrscheinlichkeiten Verwendung findet. Als Ausgangspunkt für die Überlegungen müssen wir uns in Erinnerung rufen, daß die Prognoseentscheidungen der Behörde im Kernenergierecht - ebenso die eines die Behördenentscheidung überprüfenden Verwaltungsgerichts - sich darauf erstreckt, ob durch die beantragte Verwendung von radioaktiven Stoffen das Allgemeinwohl und das soziale Zusammenleben beeinträchtigt wird. Dabei wird im Rahmen dieser Prognose eine Beeinträchtigung nicht erst bei einer Schädigung von Menschen oder Sachwerten bejaht, sondern vielmehr schon dann, wenn die Gefahr einer solchen Schädigung zu besorgen ist.

Unsere Rechtsordnung kennt nun solche Prognoseentscheidungen durch den Rechtsanwender im wesentlichen in zwei Variationen. Zum einen muß im Zivilrecht, im Strafrecht und im öffentlichen Recht beurteilt werden, ob ein Endereignis - z.B. eine Rechtsgutsverletzung, ein Schadenseintritt usw. - durch ein vorangegangenes Ereignis verursacht worden ist /5/. Bei der Bestimmung der Kausalität eines Ereignisses für den Eintritt eines anderen wird dabei praktisch eine rückschauende Prognose vorgenommen. Rückschauend wird nämlich beurteilt, ob das Endereignis durch das andere Ereignis verursacht worden ist. Die für diese Beur-

teilung im juristischen Bereich entwickelten Kausalitätstheorien - angefangen von der Äquivalenztheorie /6/ über die Adäquanztheorie /7/ bis hin zur Lehre vom Normzweck /8/ - bemühen sich um eine Bestimmung der Wahrscheinlichkeit oder Unwahrscheinlichkeit, mit der das Ereignis zum Eintritt eines anderen Ereignisses führt /9/. Zum zweiten aber kennt unsere Rechtsordnung insbesondere im öffentlichen Recht - dort vor allem im Zusammenhang mit der ordnenden Verwaltung - vorausschauende Prognoseentscheidungen. Im Polizei- und Ordnungsrecht, insbesondere im Gewerberecht, sind für den Fall, daß Beeinträchtigungen von Rechtsgütern zu besorgen sind, repressive oder präventive Behördenentscheidungen vorgesehen. Durch sie sollen Schädigungen der Rechtsgüter - also z.B. auch des Allgemeinwohls - verhindert werden. Dabei ist der Schadenseintritt dann zu besorgen, wenn auf Grund der Gesamtumstände nach den Grundsätzen der Kausalität ohne den Eingriff eine Rechtsgutsverletzung erfolgen würde. Der Schadenseintritt ist aber auch dann zu besorgen, wenn auf Grund der Gesamtumstände nach den Grundsätzen der Kausalität der Schadenseintritt zwar nicht sicher, aber doch mit einer bestimmten Wahrscheinlichkeit möglich erscheint. Dabei wird schon seit den Entscheidungen des Preußischen Obergerichtsverwaltungsgerichts und seither allgemein /10/ die Wahrscheinlichkeit des Schadenseintritts - also die Gefahr für die Rechtsgüterverletzung - durch zwei Komponenten bestimmt. Für die Annahme einer Gefahr wird nämlich zum einen auf die Höhe des zu erwartenden Schadens und zum anderen auf die Wahrscheinlichkeit des Eintritts abgestellt. Diesem Ansatz liegt die Vorstellung zugrunde, daß dort, wo besonders große Schäden an Rechtsgütern der Allgemeinheit oder Einzelner zu erwarten sind, eine besonders geringe Wahrscheinlichkeit ausreichen muß, um eine Behördenentscheidung zur Abwehr oder Verhinderung der Gefahrenrealisierung zu rechtfertigen. Dieser kurze Überblick macht deutlich, daß bei den vorausschauenden Prognoseentscheidungen, die im Recht der ordnenden Verwaltung und damit auch im Gewerberecht sowie dem Kernenergierecht als einem Spezialgebiet davon, erforderlich sind, die Ermittlung des Grads der Wahrscheinlichkeit eines Schadenseintritts ein zentrales Problem ist.

Ausgangspunkt für das Verständnis der juristischen Ansätze zur Konkretisierung der Wahrscheinlichkeit ist nun, daß nicht jeder Grad der Wahrscheinlichkeit eines Schadenseintritts ausreichen kann, um eine Maßnahme zur vorbeugenden Gefahrenverhinderung bzw. Gefahrenbeseitigung zu rechtfertigen. Auf das Kernenergierecht übertragen bedeutet dies konkret, daß nicht jede Wahrscheinlichkeit eines Schadenseintritts ausreicht, um die beantragte Verwendung von radioaktiven Stoffen nicht zu erlauben. Mit der erwähnten Relation zwischen der zu erwartenden Schadenshöhe und der Eintrittswahrscheinlichkeit ist allein noch nicht viel gewonnen, weil damit nichts über den Grad der Wahrscheinlichkeit im konkreten Fall ausgesagt wird. Wenn nämlich jede Wahrscheinlichkeit ohne Rücksicht auf den Wahrscheinlichkeitsgrad für eine Behördenmaßnahme - hier die Erlaubnisverweigerung zum Umgang mit radioaktiven Stoffen - ausreichen würde, wäre das Zusammenleben der Menschen und die Entwicklung der modernen Industriegesellschaft praktisch unmöglich. Zutreffend wird daher darauf hingewiesen, daß die Rechtsordnung zwangs-

läufig technisch bedingte Gefahren als zulässig ansieht und daß beispielsweise Straßenverkehr, Luftverkehr, Eisenbahnverkehr, luftverunreinigende Anlagen usw. nicht als polizeiwidrig und damit unerlaubt angesehen werden, obschon sie in Ausnahmefällen Opfer fordern oder doch fordern können /11/. Plischka /12/ weist darauf hin, daß die Benutzung des Starfighters nicht als Gefahr - und damit im Rahmen der polizeilichen Gefahrenabwehr nicht als verboten - angesehen wird, obschon die Eintrittswahrscheinlichkeit von Schäden auf Grund der Absturzserien nicht als geringfügig angesehen werden kann. Die Einschränkung und damit die nähere Konkretisierung der jeweils im Rahmen der Prognoseentscheidung erheblichen Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit wird in der Rechtsordnung über verschiedene Ansätze versucht. Diesen Ansätzen ist gemeinsam, daß sie nicht jede mathematisch-statistische Wahrscheinlichkeit eines Schadenseintritts für die Annahme einer Gefahr ausreichen lassen wollen, sondern eben eine durch juristische Kriterien eingeschränkte Wahrscheinlichkeit verlangen. Als solche juristischen Einschränkungsversuche stellen sich die auf Abwägung aller Einzelursachen abstellende individualisierende Theorie, die Theorie von der Unmittelbarkeit der Verursachung, die Adäquanztheorien allgemein und insbesondere die Lehre vom sozialadäquaten Verhalten sowie auch die Rechtswidrigkeitstheorie dar /13/. Bei der praktischen Anwendung stehen im Vordergrund - und sind in dem Zusammenhang daher besonders herauszustellen - einerseits die juristischen Kausalitätstheorien und andererseits die Theorie von der Rechtswidrigkeit.

Bei den juristischen Kausalitätstheorien wird die Einschränkung der Wahrscheinlichkeit dadurch versucht, daß eine Bedingung für den Schadenseintritt nur dann als Ursache gewertet wird, wenn sie die Gefahr bzw. den Schaden unmittelbar herbeiführt /14/. Fehlt es an der - wie groß auch immer - angesetzten Eintrittswahrscheinlichkeit, wird bereits die (rechtliche) Kausalität verneint. Bedenken gegen die Konkretisierung der Eintrittswahrscheinlichkeit vermittelt der wie auch immer im Einzelfall ausgeformten juristischen Kausalitätstheorien ergeben sich zum ersten daraus, daß der Wahrscheinlichkeitsgrad zumeist nur vage und unbestimmt umschrieben werden kann /15/. Bedenken bestehen zum zweiten aber auch, weil es logisch nicht möglich ist, generell festzustellen, welcher Grad an Wahrscheinlichkeit vorliegen muß, damit eine Gefahr bejaht oder verneint werden kann. In der atomrechtlichen Literatur wird allerdings betont, daß wegen der besonderen Gefahren ionisierender Strahlen schon die entfernte Möglichkeit eines Schadenseintritts berücksichtigt werden muß /16/, jedoch fehlt es auch hier an einer Konkretisierung der hier vorausgesetzten Eintrittswahrscheinlichkeit.

Bei dem Ansatz, die polizeiwidrige Gefahr durch das Kriterium einer rechtswidrigen Verursachung zu bestimmen, wird durch ein Werturteil auf Grund umfassender normativer Wertungen die Grenze zwischen erlaubter und unerlaubter Gefährdung zu ziehen versucht /17/. Dieser Ansatz ist von jenem nur unwesentlich verschieden, mit dem im Rahmen der Sozialadäquanztheorie die Abgrenzung der erlaubten von der unerlaubten (= rechtswidrigen) Gefährdung versucht wird /18/. Der vorstehende Überblick zeigt, daß die Frage, ob eine Gefahr zu besorgen ist, im Ordnungsrecht

und Polizeirecht und speziell auch bei der Verwendung radioaktiver Stoffe im Kernenergierecht immer nur durch die Beurteilung der zu erwartenden Schäden und der Eintrittswahrscheinlichkeit solcher Schäden beantwortet werden kann. Weiter ist deutlich geworden, daß mit verschiedenen Ansätzen die Konkretisierung der Gefahr allgemein und speziell der Eintrittswahrscheinlichkeit versucht wird. Alle juristischen Theorien und Ansätze zur Konkretisierung geben allerdings - das muß klar herausgestellt werden - keinen exakten Maßstab für die Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit, der in jeder Situation uneingeschränkt Verwendung finden könnte. Ein solcher Maßstab ist auch - das ist den verschiedenen Theorien, insbesondere der Konkretisierung der Eintrittswahrscheinlichkeit über Kausalitätstheorien einschließlich der Sozialadäquanz und über Rechtswidrigkeitstheorien gemeinsam - nicht möglich, weil stets und richtig eine volle Bewertung aller Einzelumstände für erforderlich gehalten wird.

3. Die Verwendung der naturwissenschaftlich-technischen Risikobeurteilungen in der Rechtsordnung

Wie können nun - das ist die im dritten Fragenkomplex abschließend zu untersuchende Frage - Risikobeurteilungen nach mathematisch-naturwissenschaftlichen Methoden in die Behördenentscheidungen im Rahmen von Genehmigungsverfahren und auch Überwachungsverfahren im Kernenergierecht einbezogen werden? Zweckmäßig wird dabei unterschieden, ob und wie Risikobeurteilungen im Rahmen des bisher verwendeten juristischen Instrumentariums eingesetzt werden können oder ob ihre Verwendung in besonderen Rechtsvorschriften - also durch Festlegung in den Genehmigungstatbeständen im Kernenergierecht - vorzusehen ist.

3.1 Verwendung der Risikobeurteilungen im Rahmen des gebräuchlichen juristischen Instrumentariums

Die vorangegangenen Darlegungen haben deutlich gemacht, daß jede Behördenentscheidung, mit der eine beantragte Verwendung radioaktiver Stoffe genehmigt oder nicht genehmigt wird, notwendig die Prognoseentscheidung über die Beeinträchtigung des Allgemeinwohls und des sozialen Zusammenlebens zum Inhalt hat. Bei jeder Entscheidung der Behörde und eines gegebenenfalls die Behördenentscheidung überprüfenden Verwaltungsgerichts wird im Rahmen der allgemeinen Prognoseentscheidung sowie auch der dazu unerläßlichen Detailentscheidungen über die Sicherheit oder Gefährlichkeit von Anlagekomponenten usw. stets die Höhe eines zu erwartenden Schadens und die Wahrscheinlichkeit des Schadenseintritts beurteilt. Zur Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit sind die verschiedenen juristischen Theorien entwickelt worden, die alle der Einschränkung der rein mathematisch-naturwissenschaftlichen Wahrscheinlichkeit dienen. Alle diese juristischen Theorien, insbesondere die im Vordergrund stehenden juristischen Kausaltheorien und die Rechtswidrigkeitstheorie, sind letztlich mehr oder minder zutreffende Wertungs- oder

Zurechnungsversuche, mit denen ein Wahrscheinlichkeitsgrad bei der konkreten Entscheidung gewährleistet werden soll. Diese Theorien sind aber auch der Ort, wo Risikobeurteilungen - oder auch allgemein eine probabilistische Betrachtung - ihren Ansatzpunkt finden müssen.

Im Rahmen jeder bisher angewandten juristischen Wertung - Kausalitätstheorien in jeder Form ebenso wie Rechtswidrigkeitstheorie - können Risikoaussagen für die Behördenentscheidungen Verwendung finden, die die Gefahren der beantragten Verwendung radioaktiver Stoffe für das Allgemeinwohl generell oder für Detailprobleme beantworten. Risikobeurteilungen können dabei nach dem jeweiligen Erkenntnisstand als ein Faktor bei der erforderlichen Beurteilung aller Gesamtumstände durch die Behörde im Rahmen der Entscheidung über die Eintrittswahrscheinlichkeit herangezogen werden. Risikobeurteilungen sind auch - wiederum nach dem jeweiligen Erkenntnisstand - geeignet, konkretere Ansätze für die Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit zu schaffen als nach den bisherigen globalen Ansätzen mit den einzelnen juristischen Kriterien. Risikobeurteilungen sind geeignet, die weit gespannten Wertungsentscheidungen exakter zu machen, z.B. bei der Frage, ob durch die beantragte Verwendung von radioaktiven Stoffen eine Gefahr für das Allgemeinwohl besteht oder ob eine vorgesehene Anlagekomponente (z.B. Berstschutz, Ausgestaltung des biologischen Schilddes usw.) eine Gefahr verhindert oder nicht. Risikobeurteilungen ermöglichen demnach im Rahmen jeder juristischen Theorie, die bei einer präventiven oder repressiven Gefahrenabwehr zur Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit eines Schadens verwendet wird, eine Konkretisierung der Eintrittswahrscheinlichkeit und damit eine Verbesserung der Prognoseentscheidung. In dieser Funktion sind sie sowohl im Rahmen der Kausalitätstheorien als auch der Rechtswidrigkeitstheorie verwendbar.

Allerdings wird man nicht übersehen dürfen, daß der Verwendung von Risikobeurteilungen - dies gilt auch allgemein für die Heranziehung einer probabilistischen Betrachtung - sowohl in tatsächlicher als auch in rechtlicher Hinsicht gewisse Grenzen gezogen sind. In tatsächlicher Hinsicht ist die Brauchbarkeit von Risikobeurteilungen dadurch beschränkt, daß für Gesamtrisikobeurteilungen, z.B. einer Kernenergieanlage, ebenso wie für Risikobeurteilungen einzelner Komponenten nicht immer hinreichend exakte Berechnungsgrundlagen zur Verfügung stehen. Risikobeurteilungen sind um so begrenzter verwendbar, je umfangreicher die für die Durchführung der Wahrscheinlichkeitsberechnung im einzelnen Fall erforderlichen Prämissen und je unsicherer die bisherigen Erkenntnisse über diese Prämissen sind. Dies läßt Risikobeurteilungen nur insoweit zur Konkretisierung der juristischen Kriterien im Zusammenhang mit der Eintrittswahrscheinlichkeit verwendbar erscheinen, als hinreichend gesicherte Prämissen für die Durchführung der Wahrscheinlichkeitsrechnung im einzelnen Fall zur Verfügung stehen. Die rechtlichen Grenzen für die Verwendung von Risikobeurteilungen ergeben sich daraus, daß alle juristischen Theorien, die bei der Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit entwickelt worden sind, immer wieder - und mit Recht - die Notwendigkeit einer Gesamtbeurteilung und einer umfassenden Gesamtabwägung aller Umstände des Einzel-

falls hervorheben /19/. Risikobeurteilungen können daher auch nur im Rahmen einer solchen Gesamtabwägung herangezogen werden. Sie können aber die allgemein und zutreffend für erforderlich gehaltene Gesamtabwägung nicht ersetzen. Risikobeurteilungen können - wie schon ihr Ansatz mit den Wahrscheinlichkeitsrechnungen zeigt - lediglich eine materielle Verfeinerung und Verbesserung bei der Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit ermöglichen. Auch eine Risikobeurteilung bei besonderen Sicherheitskomponenten usw. besagt letztlich nur, daß damit die Eintrittswahrscheinlichkeit von Schäden in dieser oder jener Dimension verringert wird. Alle Risikobeurteilungen betreffen damit logisch nur einen Faktor - die Eintrittswahrscheinlichkeit -, der im Rahmen einer Gesamtbeurteilung aller Umstände des Einzelfalls durch die entscheidende Behörde berücksichtigt werden muß.

In den aufgezeigten Grenzen können jedoch Risikobeurteilungen bei präventiven oder repressiven Behördenentscheidungen ohne weiteres Verwendung finden, mit denen im Rahmen der Gefahrenabwehr im Kernenergierecht die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Ereignisses beurteilt wird. Risikobeurteilungen verbessern die bisher für die Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit entwickelten juristischen Kausalitätstheorien einschließlich der Adäquanztheorie bzw. der dabei gleichfalls verwendeten Rechtswidrigkeitstheorie. Einer besonderen Zulassung von Risikobeurteilungen bedarf es nicht, weil jede Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde - und ebenso jedes deren Entscheidung gebendenfalls überprüfende Verwaltungsgericht - bei der Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit Risikoaussagen im Rahmen des juristischen Instrumentariums verwenden kann.

3.2 Besondere gesetzliche Regelungen über die Verwendung von Risikobeurteilungen, insbesondere in Genehmigungstatbeständen im Kernenergierecht

Die bisherigen Ausführungen zur Verwendung von Risikobeurteilungen im Rahmen der juristischen Theorien und zum Wert einer solchen Verwendung geben auch die Grundlage ab für die weitere Frage, ob und inwieweit Risikobeurteilungen in neu zu schaffenden Rechtsnormen bei Genehmigungstatbeständen im Kernenergierecht ausdrücklich vorgesehen werden sollen. Bei dieser Frage ist zu unterscheiden, ob eine solche gesetzliche Festlegung in den Tatbeständen von Genehmigungsvorschriften im Kernenergierecht derart geschehen soll, daß Risikoaussagen im Rahmen der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge oder im Zusammenhang mit der Gewährleistung der Sicherheit bzw. der Verhinderung von Gefahren allgemein als Tatbestandsmerkmal fixiert werden sollen oder ob Detailfestlegungen über Zuverlässigkeitsbeurteilungen mit Angabe der Methoden und der Wahrscheinlichkeitsaussagen erfolgen können.

3.2.1 Allgemeine gesetzliche Regelung der Verwendung von Risikobeurteilungen

In Genehmigungstatbeständen können allgemein - z.B. bei den erforderlichen Maßnahmen oder im Zusammenhang mit der Gefahrenverhütung bzw. der Gewährleistung von Sicherheit oder der Verhinderung der Beeinträchtigung öffentlicher Interessen usw. - Zuverlässigkeitsbeurteilungen gesetzlich vorgesehen werden. Die ausdrückliche Festlegung im Tatbestand von Rechtsnormen ist möglich, jedoch nicht notwendig. Dies folgt zunächst daraus, daß schon die Darstellung der juristischen Kriterien ergeben hat, die im Zusammenhang mit der Beurteilung von Eintrittswahrscheinlichkeiten entwickelt worden sind, daß Risikobeurteilungen im Rahmen aller juristischen Ansätze ohne weiteres verwendet werden können. So gesehen entfällt die Notwendigkeit zu einer besonderen gesetzlichen Fixierung. Der Vorteil einer ausdrücklichen gesetzlichen Festlegung wäre daher lediglich, daß ein besonderer Hinweis auf die Risikobeurteilung erfolgt. Da jedoch die Behörden, die zur Verwendung besonderer spaltbarer Stoffe genehmigend tätig werden, einerseits nicht zahlreich und andererseits sachkundig sind, bedarf es keiner solchen besonderen gesetzlichen Fixierung der Risikobeurteilungen.

Die gleichen Überlegungen gelten auch dann, wenn es darum geht, in einem kernenergierechtlichen Genehmigungstatbestand nicht eine Zuverlässigkeitsbeurteilung, sondern die Wahrscheinlichkeit oder Unwahrscheinlichkeit eines Schadenseintritts - und damit eine probabilistische Betrachtungsweise - als Tatbestandsmerkmal vorzusehen. Dieser Ansatz wurde beispielsweise in § 28 Abs. 3 Satz 3 des Entwurfs einer Strahlenschutzverordnung - Stand 5. Juni 1975 - mit der dort festgelegten Umschreibung "insbesondere unter Berücksichtigung des Gefährdungspotentials der Anlage und der Wahrscheinlichkeit des Eintritts eines Störfalls" gewählt. Auch damit wird jedoch von der Sache her nichts anderes erreicht als das, was im Rahmen der präventiven Gefahrenverhinderung ohnehin bereits anerkannt ist. Mit dieser Wahrscheinlichkeitsanforderung im Tatbestand einer Rechtsnorm wird ja lediglich der bestehende und auch allgemein anerkannte Gefahrenbegriff in seine beiden Bestandteile - Höhe des zu besorgenden Schadens und Eintrittswahrscheinlichkeit - aufgelöst. Mit solchen oder ähnlichen Regelungen läßt sich daher kein Fortschritt gegenüber den bisherigen Ansätzen zur Konkretisierung des Gefahrenbegriffs erreichen. Auch insoweit ist der Vorteil einer solchen Festschreibung im Gesetz lediglich, daß besonders auf die Eintrittswahrscheinlichkeit als eine Komponente bei der Beurteilung der Gefahr aufmerksam gemacht wird. Auch nach den bisherigen Ansätzen - gleich welcher juristischen Theorie man folgt - kann generell eine probabilistische Beurteilung oder speziell eine Risikobeurteilung zur Ermittlung der Eintrittswahrscheinlichkeit herangezogen werden. Mit der gesetzlichen Festlegung im erwähnten Sinn wäre daher lediglich der Nachteil verbunden, daß neben dem bisher anerkannten Gefahrenbegriff ein neuer und zusätzlicher Rechtsbegriff, nämlich der der Wahrscheinlichkeit, in Rechtsnormen eingeführt wird. Der durchschnittliche Rechtsgenosse, an den sich die generellen, abstrakten Rechtsnormen ja wenden, wird mit der Eintrittswahrscheinlichkeit bzw. -unwahrscheinlichkeit - je nach Einstellung - die

unterschiedlichsten Vorstellungen verbinden. Daher erscheint auch insgesamt eine besondere gesetzliche Erwähnung der Eintrittswahrscheinlichkeit weder erforderlich noch weiterführend.

3.2.2 Detaillierte gesetzliche Regelung der Verwendung von Risikobeurteilungen

Gesetzliche Festlegungen der Einzelheiten von Risikobeurteilungen in Genehmigungstatbeständen im Kernenergierecht - z.B. die gesetzliche Festlegung, daß bei der Risikobeurteilung die Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-x} die Grenze für die Genehmigungsfähigkeit bilden soll - können wohl nicht ernsthaft in Erwägung gezogen werden. Solchen gesetzlichen Festlegungen von Einzelheiten steht entgegen, daß derartige Aussagen zu kerntechnischen Anlagen allgemein und auch zu einzelnen Komponenten nach dem gegenwärtigen Stand der Erkenntnis der hinreichenden Grundlage entbehren; die Diskussionen im Zusammenhang mit dem Rasmussen-Report haben dies deutlich gezeigt. Bei einer gesetzlichen Festlegung von Details der Risikobeurteilungen würde aber dann, wenn auf Grund z.B. längerer Erfahrung mit Ventil-ausführungen eine Änderung von Ansatzprämissen für Wahrscheinlichkeitsversagen erforderlich wird, die volle Problematik der Bestandskraft von Verwaltungsakten und der Rechtskraft von verwaltungsgerichtlichen Entscheidungen auftreten. Umstände, die gegenwärtig Anlaß zu Überwachungsmaßnahmen sein können und dem Bestandsschutz der Genehmigungen nicht vom Grundsatz her beeinträchtigen, müßten dann notwendig zur jederzeitigen Aufhebbarkeit und Änderbarkeit von Genehmigungen oder Gerichtsentscheidungen führen. Hinzu kommt, daß durch solche Detailfestlegungen der Risikobeurteilungen in Rechtsnormen der technische Fortschritt ebenso sehr beeinträchtigt und behindert würde, wie dies bei jeder gesetzlichen Festlegung im technischen Sicherheitsrecht erfolgt. Dies würde sich - ebenso wie sonst im technischen Sicherheitsrecht - negativ auf die technische Fortentwicklung, also hier auch auf die weitere Verfeinerung und Verbesserung von Risikobeurteilungen, auswirken müssen. Die Festlegungen von Details bei Risikobeurteilungen, wie beispielsweise Methoden oder Wahrscheinlichkeitsgrad in Rechtsnormen, sind daher nicht nur unzweckmäßig, sondern ungeeignet.

Anmerkungen:

- /1/ Vgl. z.B. Kamarinopoulos, J.:
Direkte und gewichtete Simulationsmethoden zur Zuverlässigkeitsuntersuchung technischer Systeme
TU Berlin (Diss.), 1972
- Balfanz, H.-P., F.W. Heuser und W. Ullrich:
Principles of reliability analysis methods applied to an emergency core cooling system
Nuclear engineering and design, Bd. 29 (= 1974), S. 384 ff.

Fortschritte bei der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken

IRS-Fachgespräch 1969, IRS-T-18 (1970)

Dressler, E.:

Eine neue Methode zur näherungsweise Berechnung der Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit von Reaktorsystemen
Kerntechnik 14 (12), 1972

- /2/ Vgl. dazu im einzelnen BVerfGE 20, S. 150 ff. (157) und die Anmerkungen zur Entscheidung von Rupp, NJW 1966, S. 2037 sowie Menger/Ericksen, Verwaltungsarchiv 67, S. 297

Speziell zum Kernenergierecht vgl. Mahlmann, W., in:
1. Deutsches Atomrechts-Symposium, Köln-Berlin-Bonn-München 1973 (Schriftenreihe Recht-Technik-Wirtschaft, Bd. 1), S. 269 ff.;

Mutschler, U.:

Die Nebenbestimmung zur Atomanlagengenehmigung und die Zulässigkeit ihrer Verwendung zur Ausräumung von Versagensgründen

Köln-Berlin-Bonn-München, 1974 (Schriftenreihe Recht-Technik-Wirtschaft, Bd. 6), S. 37 ff.;

Fischerhof, H.:

Deutsches Atomgesetz und Strahlenschutzrecht (Kommentar)
Baden-Baden/Bonn, 1962, vor § 3 Rdz. 1 und § 7 Rdz. 25

- /3/ § 7 und § 9 Gesetz über die friedliche Nutzung der Kernenergie in der Fassung der Bekanntmachung vom 6. November 1976 (BGBl. I, S. 3053)

- /4/ Vgl. dazu Klein, W.:
Zum Begriff des öffentlichen Interesses
Münster, 1969 (Diss.)

Martens, W.:

Öffentlich als Rechtsbegriff
Bad Homburg-Berlin-Zürich, 1969

von Zezschwitz, F.:

Das Gemeinwohl als Rechtsbegriff
Marburg, 1967 (Diss.)

Haeberle:

Öffentliches Interesse als juristisches Problem - Eine Analyse von Gesetzgebung und Rechtsprechung
Bad Homburg, 1970

- /5/ Vgl. beispielsweise Enneccerus-Nipperdey:
Allgemeiner Teil des BGB
15. Aufl., Tübingen, 1960, S. 1275 ff. m.z.N.

Wolff-Bachof:

Verwaltungsrecht I

9. Aufl., München, 1974, § 36 III c und Bd. III, 4. Aufl., § 127 I b je m.z.N.

- /6/ Die von der Gleichwertigkeit aller Ereignisse ausgeht, die nicht weggedacht werden können, ohne daß der Eintritt des Endereignisses entfällt.
- /7/ Die eine wertende Einschränkung der nach der Äquivalenztheorie als ursächlich angesehenen Ereignisse vornimmt, vgl. dazu Lindenmaier:
Adäquate Ursache und nächste Ursache
ZHR 113 (= 1950), S. 207 ff.;
- Schulin, B.:
Der natürliche - vorrechtliche - Kausalitätsbegriff im zivilen Schadenersatzrecht
1976
- Weitnauer:
Zur Lehre vom adäquaten Kausalzusammenhang
in: Revolution der Technik, Evolution des Rechts, 1969, S. 321 ff.
- /8/ Die als kausal ansieht, was nach dem Zweck der jeweils anzuwendenden Rechtsnorm als Ursache beachtlich sein soll, vgl. dazu Rabel:
Recht des Warenkaufs
1936, S. 495 ff., insbesondere 502 ff.;
- Lange, H.:
Herrschaft und Verfall der Lehre vom adäquaten Kausalzusammenhang
AcP 156 (= 1957), S. 114 ff.;
- Larenz, K.:
Möglichkeit einer Begrenzung der Haftung über Kausalität, Rechtswidrigkeit, Verschulden
in: Karlsruher Forum, 1959;
ders., Zum heutigen Stand der Lehre von der objektiven Zurechnung im Schadenersatzrecht
in: Festschrift für Honig, 1970, S. 79 ff.
- /9/ Vgl. dazu beispielsweise aus der Rechtsprechung RGZ 115, S. 155; 135, S. 154, 148, S. 165; 158, S. 38; 168, S. 88; BGHZ 3, S. 267; 7, S. 204; 18, S. 288; 57, S. 141; vgl. dazu auch Lindenmaier, a.a.O., S. 207 ff.;
- Lange, a.a.O., S. 114;
Wolff-Bachof, Bd. III, a.a.O., § 127 I b 2 B m.z.N.
- /10/ Z.B. PrOVGE 87, S. 301 ff.; 98, S. 86 ff.
In der neueren Literatur z.T. lediglich mit unterschiedlichen Bezeichnungen, vgl. z.B. Drews, B., und Lassarg:
Das preußische Polizeiverwaltungsgesetz, in: M. v. Brauchitsch, Verwaltungsgesetze für Preußen, Bd. II, 1. Halbbd., 22. Aufl., Berlin, 1932, S. 27;
- Klausener, E., C. Kerstiens und R. Kempner:
Das Polizeiverwaltungsgesetz vom 1. Juni 1931 - Komm., Berlin, 1932, S. 113;
- Senger, R., und H. Kurzmann:
Kommentar zum Ordnungsbehördengesetz
Köln, 1947, S. 35 u.a.m.

- /11/ Plischka, H.-P.:
Technisches Sicherheitsrecht
Schriften zum öffentlichen Recht, Bd. 109, Berlin, 1969,
S. 11
- /12/ a.a.O., S. 109
- /13/ Vgl. dazu Vieth, W.:
Rechtsgrundlagen der Polizei- und Ordnungspflicht
Schriften zum öffentlichen Recht, Bd. 255, Berlin, 1974
- /14/ Im Anschluß an die einschlägigen Entscheidungen des
PrOVG vgl. Götz, V.:
Allgemeines Polizei- und Ordnungsrecht, a.a.O., S. 101;
Friauf, H.:
Polizei- und Ordnungsrecht, a.a.O., S. 169
- /15/ Darauf weist Plischka, a.a.O., S. 107 m.w.N. hin. Dies
wird auch in der Rechtsprechungsübersicht bei Drews-
Wacke, Allgemeines Polizeirecht, a.a.O., S. 57 f. deut-
lich.
- /16/ Vgl. z.B. Vollmer, L.:
in: 1. Deutsches Atomrechts-Symposium (R. Lukes Hrsg.),
Köln-Berlin-Bonn-München, 1973, S. 52; Blickle, daselbst,
S. 63; Hakenbroch, daselbst, S. 110
- /17/ Vgl. dazu insbesondere Hurst, W.:
AÖR, Bd. 83 (= 1958), S. 43 ff., 75 ff.;
Schnur, R.:
Probleme um den Störerbegriff im Polizeirecht
DVBl. 1962, S. 1 ff.
- Die allgemeinen Gesichtspunkte, nach denen beurteilt wer-
den kann, ob eine erlaubte oder eine unerlaubte - d.h.
polizeiwidrige - Gefährdung vorliegt, sind bereits 1919
durch Scholz herausgearbeitet worden.
Scholz: VerwArch Bd. 27, S. 1-84
- Diese allgemeinen Abwägungsgesichtspunkte sind - soweit
ersichtlich - bisher nicht wesentlich erweitert worden.
Eine geringfügige Erweiterung ist allenfalls mit dem An-
satz eingetreten, daß neben der Qualität der potentiell
verletzten Rechtsgüter auch die Quantität der Rechtsgü-
ter beachtet werden müsse. Vgl. dazu Rehbinder: BB 1976,
S. 1 ff. m.N. Note 12
- /18/ Dies gilt nicht nur für die Lehre Welzels im Strafrecht,
mit der er die unerlaubte von der erlaubten Gefährdung
abgrenzt. Welzel: Deutsches Strafrecht, Allgem. Teil,
11. Aufl., S. 132
- Es gilt vielmehr auch für die Ausformung dieser Ansätze
im Zivilrecht, statt vieler vgl. Enneccerus-Nipperdey:
a.a.O., S. 1277 ff.;
- Westen, K.:
Garantie- und Risikohaftung für sog. Verkehrspflichtver-

letzungen, in: Festschrift für Fritz v. Hippel, 1967, S. 591 mit umfangreichen Nachweisen zum Streitstand, S. 597 ff. Auch die Entscheidung BGHZ 24, S. 21 ff. (26) geht in diese Richtung.

Auch für die polizeirechtliche Haftung wird neuerdings vielfach ein Rückgriff auf die Lehre von der Sozialadäquanz gemacht. Vgl. Hurst: AÖR Bd. 83, S. 43 ff., 75 ff.

/19/ Vgl. insbesondere Hurst: AÖR Bd. 83, S. 49 ff.;
Schnur: DVBl. 1962, S. 3 u.a.m.

DISKUSSION ZUM VORTRAG R. LUKES

R. Neider (BAM, Berlin):

1. Sie halten die gesetzliche Festlegung der Einzelheiten von Risikobeurteilungen im Kernenergierecht, z.B. die Festlegung bestimmter Grenzwerte, nicht für zweckmäßig. Sind nicht aber derartige Festlegungen im Kernenergierecht, z.B. 5 rem/Jahr für beruflich strahlenexponierte Personen oder die Geschwindigkeitsbegrenzungen im Straßenverkehrsrecht, getroffen worden?
2. Wenn von Risikobetrachtungen bei der Erteilung von Genehmigungen im Rahmen des Kernenergierechts gesprochen wird, sollte dann nicht auch vom Nutzen die Rede sein, also eine Abwägung von Risiko und Nutzen stattfinden?

R. L u k e s (Universität Münster):

Hier handelt es sich um zwei Fragen von großer Bedeutung.

Zur ersten ist zu sagen, es trifft zu - ich hatte es im Vortrag erwähnt -, daß die Strahlenschutzverordnung Dosisgrenzwerte festlegt. Sicher kennen auch viele Techniker die Entscheidung des Oberverwaltungsgerichts Lüneburg, in der die Frage der Verfassungsmäßigkeit von Dosisgrenzwerten in einer Rechtsverordnung - also außerhalb des Gesetzes - angeschnitten und mit verschiedenen Wendungen für zulässig erachtet worden ist. Dies zeigt bereits, daß jedenfalls dann wohl ein verfassungsrechtliches Problem entstehen könnte, wenn Grenzwertfestlegungen in einer Rechtsverordnung außerhalb des Gesetzes erfolgen und diese Grenzwerte dann als Tatbestandsmerkmale in einem Genehmigungstatbestand, wie z.B. § 7 AtG, maßgeblich sein sollen. Wenn aber Grenzwertfestlegungen im Gesetz selbst erfolgen, dann tritt gerade das ein, was immer gegen gesetzliche Fixierungen im technischen Sicherheitsrecht spricht, nämlich die schwierige Anpassung an eine fortschreitende technische Entwicklung. Wenn nämlich fortschreitende technische Entwicklungen dazu führen, daß z.B. geringere Voraussetzungen oder andere Grenzwerte usw. eingehalten werden können, ist die Änderung der gesetzlich festgelegten Werte angesichts der langwierigen Gesetzgebungsverfahren immer ein Zeitproblem. Die bekannten Beispielsfälle für Anforderungen im Kraftfahrzeugwesen, nämlich beispielsweise Blinker, Innenraum, Bremsen usw., erfolgen in Rechtsverordnungen, also nicht im Gesetz und sind in Anbetracht der im wesentlichen problemlosen Tatbestandsfestlegungen auch verhältnismäßig rasch zu ändern. Selbst dabei zeigt sich allerdings bei den EG-Richtlinien über Kraftfahrzeugsicherheit und ihre Umsetzung in deutsches Recht, daß einerseits diese wenigen Beschaffenheitsanforderungen in 6 Jahren rund 200 Seiten des Bundesgesetzblattes ausmachen und daß sie allein in den letzten 6 Jahren ca. dreimal in wichtigen Punkten geändert werden mußten. Dies zeigt - auch abgesehen von den ein-

gangs erwähnten verfassungsrechtlichen Problemen von Grenzwertfestlegungen im Atomrecht - die begrenzte Verwendbarkeit von Grenzwerten in Rechtsverordnungen.

Zur zweiten Frage, nämlich der nach der Risiko-Nutzenanalyse, müssen wir wohl feststellen, daß in dem insoweit entscheidenden § 7 Abs. 2 Ziff. 3 des Atomgesetzes, der die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schadensvorsorge als Genehmigungsvoraussetzung festlegt, eine solche Abwägung kaum angesiedelt werden kann. Ob sich einmal ein Verwaltungsgericht dazu durchringt, wenn es schon die erforderliche Schadensvorsorge vor der Gefahrenverhütung im üblichen Sinn ansiedelt, in diesem vorgelagerten Vorsorgebereich - Ansätze finden sich wohl beim Oberverwaltungsgericht Lüneburg im Stade-Beschluß vom November 1976 - eine Risiko-Nutzenabwägung vorzunehmen, ist zumindest außerordentlich zweifelhaft. Nach der gegenwärtigen Rechtslage ist jedenfalls eine solche Risiko-Nutzenabwägung im Rahmen des § 7 Abs. 2 Ziff. 3 wohl nicht zu erwarten.

K.H. Lindackers (TÜV Rheinland, Köln):

Gestatten Sie mir, Herr Prof. Lukes, eine provokative Bemerkung: Es ist für den Techniker nicht einsehbar, daß der Gesetzgeber keine Risikogrenzwerte festlegen will. Für die Technik besteht diese Möglichkeit inzwischen auf dem Gebiet der Kerntechnik. Es sind ja in der breiteren Öffentlichkeit die Festlegungen in der Strahlenschutzverordnung (§ 45; § 28 Abs. 3) nicht strittig. Lediglich für Unfälle, also jenseits des § 28 Abs. 3, ist die Diskussion offen. Hier würde eine gesetzliche Regelung dienlich sein, auch für die Verwaltungsgerichte und die Betreiber und Hersteller. Ich stelle mir vor, daß Risikogrenzwerte x für den gegenwärtigen Zeitpunkt, Risikogrenzwerte y , die restriktiver sind, für einen späteren Zeitpunkt (5 Jahre) fixiert werden. Der Gesetzgeber sollte sich selbst zur Pflicht machen, in Zeitabständen von 5 oder 10 Jahren eine Überprüfung dieser Risikogrenzwerte vorzunehmen. Letztlich sollte fixiert sein, daß bei unerwarteten neuen Erkenntnissen, die wir zur Zeit nicht sehen können, ein Eingriff durch die Behörden möglich ist. Dies würde der Kerntechnik als die Technologie mit dem derzeit geringsten Risiko im Vergleich zu allen anderen Großtechnologien die erforderliche Ruhe bringen, damit Erfahrungen real gesammelt werden können. Wenn wir wegen der Formulierung "Vorsorge nach dem Stand von Wissenschaft und Technik" täglich unsere Konstruktionen ändern, werden wir eine zweifelsfrei belegbare Erfahrung nie sammeln!

Ich bin der Meinung, daß in sehr kurzer Zeit im Konsens mit allen Beteiligten eine Formulierung für eine entsprechende Gesetzesnovelle erarbeitet werden kann. Mein Vorschlag wäre, in der Tat Risikogrenzwerte quantitativ zu fixieren. Wenn das nicht gewünscht wird, kann man diese Werte auch verbal beschreiben.

R. L u k e s (Universität Münster):

Die grundsätzlichen Überlegungen zur Grenzwertproblematik, die Sie Herr Dr. Lindackers gebracht haben, teile ich. Erlauben Sie mir jedoch vorweg eine Gegenfrage: Wäre jemand in der Lage, Grenzwerte und letztlich einen zulässigen Risikofaktor so zu qualifizieren, daß dies in einer Rechtsnorm auf zunächst unbestimmte Zeit hinaus festgeschrieben werden kann? Problematisch dürfte dabei schon sein, ob zulässige Grenzwerte qualitativ bestimmt werden können oder ob Wahrscheinlichkeitsgrenzen für eine in Kauf zu nehmende Schädigung festgelegt werden sollen. Man müßte zunächst einmal klären, welche Ansatzpunkte überhaupt für eine gesetzliche Regelung in Betracht kommen.

Auch wenn - was ich hier als Jurist nicht beurteilen kann, wovon aber offenbar ausgegangen werden kann - Risikofaktoren richtig in Größenordnungen festgelegt werden können und Grenzwerte bestimmbar sind, ist es zwar rechtstechnisch kein Problem, solche Angaben z.B. also genetische Schäden mit einer Wahrscheinlichkeit von 10^{-X} oder Krankheitsschäden mit 10^{-Y} im Tatbestand einer Rechtsnorm zu fixieren. Dies ist jedoch nicht das wahre Problem. Da mit solchen Festlegungen nämlich - wenn auch nur statistisch - im Hinblick auf die Ausführungen zur Wahrscheinlichkeitsproblematik heute morgen bestimmte Schadensquoten gesetzlich festgeschrieben werden, wird eine solche Regelung allein schon im Gesetzgebungsverfahren einer parlamentarischen Demokratie problematisch sein. Selbst wenn aber die Abgeordneten im Gesetzgebungsorgan sich zu solchen gesetzlichen Regelungen bereitfinden, würden zumindest Bedenken gegen die Verfassungsmäßigkeit solcher Rechtsnormen nicht von der Hand zu weisen sein. Der Grundrechtsschutz des Lebens wird nämlich zunehmend nicht nur individuell bezogen, sondern als Lebensschutz generell verstanden. Im Zusammenhang mit Wahrscheinlichkeitsberechnungen sind jedenfalls Grundrechtsverletzungen dann denkbar, wenn eine statistisch gesicherte Schadenswahrscheinlichkeit nicht nur möglich oder unvermeidbar, aber nicht quantifizierbar erscheint, sondern wenn sie statistisch gesichert und in einer Rechtsnorm festgelegt ist.

L.F. F r a n z e n (GRS):

Herr Prof. Lukes, wenn ich mich hier einschalte, um einige Worte zu dem zu sagen, was Herr Dr. Lindackers angesprochen hat, so deswegen, weil das eine der grundsätzlichen Fragen der Kerntechnik ist. Er hat nämlich unser Dilemma deutlich gemacht, indem wir uns alle letzten Endes befinden: Die Aussagen der Rasmussen-Studie haben das gebracht, was ein Naturwissenschaftler oder Techniker zu dieser Problematik sagen kann. Man hat sich nach bestem Wissen und Gewissen bemüht, die Risiken der gebräuchlichen Kernkraftwerke zu ermitteln. Man hat darüber hinaus noch Vergleiche gezogen und ist dann zu dem Schluß gekommen, daß auf Grund einer derartigen Beurteilung die Risiken dieser Kernkraftwerke akzeptabel erscheinen. Das ist, wie gesagt, die Ansicht des Naturwissenschaftlers oder Technikers. Und es ist im Grunde genommen immer die Hoffnung - so habe ich es je-

denfalls verstanden - der Techniker gewesen, seitens der Politiker, seitens der Juristen Hilfestellung dahingehend zu erhalten, daß man zu einer Art, wenn auch qualitativen, Festlegung kommt, welche Risiken als akzeptabel anzusehen sind. Dies wäre dann das Maß, mit dem alle Techniken zu messen wären. Denn eine ständige Fortsetzung von Einzelfestlegungen, z.B. von Grenzwerten, Sicherheitsmargen usw., die implizit auch eine Risikofestlegung darstellen, führt zu einem heillosen Wirrwarr, zu verzerrten Wettbewerbsbedingungen und zahlreichen volkswirtschaftlichen Fehlleistungen. Das aber kann in niemandes Interessen liegen.

R. L u k e s (Universität Münster):

Auch wenn sich - wie Herr Franzen sagt - die Kerntechnik heute nicht prinzipiell von anderen Techniken unterscheidet und im Bereich anderer Techniken qualitative Festlegungen anzutreffen sind, muß beachtet werden, daß diese Festlegungen z.B. bei einem Kohlekraftwerk - wenn demnächst die Werte in einer Rechtsverordnung fixiert werden - nicht eine statistisch gesicherte Schadenswahrscheinlichkeit im Gesetzestatbestand als zulässig vorgesehen wird. In allen Gesetzen im technischen Bereich wird immer nur im Rahmen der Behördenentscheidung bzw. der die Behördenentscheidung überprüfenden Gerichtsentscheidung letztlich eine Gesamtwertung der Gefahr vorgenommen, die aus dem zur Genehmigung beantragten Umgang usw. für die Allgemeinheit entsteht. Dies geschieht dadurch, daß - mit welchen Vorverlagerungen in einen Vorsorgebereich auch immer - eine Gesamtbewertung auf Grund der beiden Komponenten der Schadenshöhe und der Eintrittswahrscheinlichkeit erfolgt. Mir erscheint der Unterschied beachtlich, daß im Rahmen des sozial Adäquaten von Behörde und Gericht geprüft wird, ob in Anbetracht der zunehmenden Gefahren, mit denen wir das bequeme Leben bezahlen, eine Schadenshöhe mit einer bestimmten Eintrittswahrscheinlichkeit im gegebenen Fall in Kauf genommen werden kann, oder ob eine statistisch gesicherte Schadenswahrscheinlichkeit im Gesetz festgelegt und damit letztlich wiederum ein - wenn auch nur statistischer - Schadenseintritt gesetzlich vorgesehen wird.

K. S t ä b l e r (EVS Schwaben, Stuttgart):

Angesichts der Schwierigkeiten der Einführung des Wahrscheinlichkeitsbegriffs in das Kernenergierecht sollte die Frage der Einführung einer Typengenehmigung (Umsetzung der Probabilistik in einen deterministischen Genehmigungstatbestand) erneut überprüft werden (Standard-Kraftwerk).

R. L u k e s (Universität Münster):

Für den Hinweis bin ich sehr dankbar. Das von Ihnen angeschnittene Problem ist unter dem Schlagwort der "Typengenehmigung"

oder - als Unter- oder Nebenfall - "Referenzanlage" schon lange im Gespräch. Mich wundert, warum dieses Problem eigentlich doch offenbar von seiten der Beteiligten nicht recht vorankommt. Dies ist um so erstaunlicher, als sich einerseits ja die Betreiber - wie Sie erwähnt haben - über eine Referenzanlage verständigt haben und andererseits im Bereich der Druckwasser-Siedewasserreaktoren praktisch nur die KWU als Anbieter vorhanden ist. Dies läßt den Schluß zu, daß offenbar die Festlegung einer bestimmten Referenzanlage und der allgemeine Hinweis, daß Änderungen zulässig seien, wenn sie die Sicherheit der Referenzanlage mindestens erreichen, ihre Probleme hat. Selbst wenn indes die Lösung mit einer Referenzanlage möglich wird, darf natürlich auch die Gefahr einer mit dieser Lösung bewirkten Wettbewerbsbeschränkung nicht unterschätzt werden. Bei einer solchen Regelung wird selbstverständlich kein Betreiber eine andere Anlage als die Referenzanlage bauen, weil er bei anderen Anlagen Schwierigkeiten im Genehmigungsverfahren bekommt. Dies hat zur Folge, daß der in der Referenzanlage widergespiegelte Stand der Technik auf 10 oder 20 Jahre bleibt und nicht nur Initiative für den eigenen Fortschritt, sondern auch ausländische Konkurrenz beschränkt wird. Ich sehe nicht recht, wie man diese Nachteile vermeiden kann.

U. M u t s c h l e r (RWE, Essen):

Die Diskussion hat gezeigt, daß bei der Festlegung von Wahrscheinlichkeiten in Rechtsvorschriften das Problem der Maßstabbildung für die Festlegung solcher Wahrscheinlichkeiten auftritt, weil jede festgelegte Wahrscheinlichkeit nicht aus sich heraus ableitbar ist, sondern unter bestimmten Annahmen und Randbedingungen zustande kommt. Eine entsprechende Änderung des § 7 AtG würde, gemessen am Maßstab des Art. 2 GG, erhebliche Bedenken aufwerfen.

Weitere Schwierigkeiten dürften sich daraus ergeben, daß bei entsprechenden gesetzlichen Festlegungen die Problematik auf die Gerichtsebene verlagert wird, in dem Sinne, daß dann dort der Streit beginnt, ob die Wahrscheinlichkeiten richtig ermittelt worden sind.

Gleichwohl ist eine Konkretisierung des Atomgesetzes erforderlich. Dabei sollte die probabilistische Risikobeurteilung als Dosisüberlegung für den Gesetzgeber dienen, ohne daß sie allerdings selbst in das Gesetz Eingang finden darf.

R. L u k e s (Universität Münster):

Ich stimme Ihnen zu, Herr Dr. Mutschler, daß mit gesetzlichen Festlegungen, mit denen im Rahmen des § 7 unbestimmte Rechtsbegriffe konkretisiert werden, ein gewisser Fortschritt gegenüber dem gegenwärtigen Zustand erreicht werden kann. Allerdings, auch insoweit stimme ich mit Ihnen überein, wird dieser Fortschritt gegenwärtig immer nur recht begrenzt sein können. Mir erscheint allerdings der Weg über Festlegungen grundsätzlicher

Leitlinien zur Ausfüllung der unbestimmten Rechtsbegriffe und vielleicht auch eine Institutionalisierung der Konkretisierung unbestimmter Rechtsbegriffe im Zusammenhang mit technischen Regeln derzeit besser geeignet als die gesetzliche Festschreibung eines probabilistischen Konzepts. Letzteres ist, wie ich darzulegen versucht habe, auch nicht erforderlich, weil die darin zu berücksichtigenden Gesichtspunkte auch heute bei der Rechtsanwendung beachtlich sind.

ZUSAMMENFASSUNG DER ERGEBNISSE

Professor Dr.-Ing. A. Birkhofer (GRS)

Die Vorträge und Diskussionen bei diesem Fachgespräch haben sich immer wieder mit Störfallabläufen in Kernkraftwerken beschäftigt. Gerade in einer Risikostudie geht es aber um solche Störfallabläufe, die nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen sind, da zu ihrer Verhinderung umfangreiche technische Sicherheitsvorkehrungen vorhanden sind. Bevor man über Störfälle und Risiko spricht, müßte man daher eigentlich - gerade bei einer solchen Veranstaltung mit erheblicher Breitenwirkung - ausführlicher, als es geschehen konnte, auf die Sicherheitstechnik eingehen.

Bei der Diskussion über Risikoanalysen stößt man immer wieder auf die Schwierigkeit, sehr kleine Eintrittswahrscheinlichkeiten anschaulich zu machen. Vielleicht kann hier das folgende Beispiel nützlich sein:

Angenommen, jemand will zum Beispiel in München einen Bekannten anrufen, dessen Rufnummer er nicht kennt. Statt im Telefonbuch nachzuschlagen oder die Auskunft anzurufen, wählt er einfach irgendeine sechs- oder siebenstellige Nummer. Die Chance, den gewünschten Teilnehmer zu erreichen, liegt bei diesem Verfahren in der Gegend von 1 : 1 Million, d.h. also etwa 10^{-6} . Zweifellos würde es jeder als völlig aussichtslos betrachten, unter den rund 500 000 Münchener Telefonnummern per Zufall und auf Anhieb die richtige zu finden. Man muß sich diese Relationen vor Augen halten, wenn von Störfällen und Schadensfolgen im Bereich solcher Wahrscheinlichkeiten die Rede ist.

Nach diesen Vorbemerkungen sollen einige Punkte zu den Einzelvorträgen noch einmal herausgestellt werden.

Im Übersichtsvortrag von Herrn Heuser wurde unter anderem dargestellt, daß es zu einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters kommen kann, wenn nach einem Verlust des Primärkühlmittels die Notkühleinrichtungen versagen sollten. Da der Sicherheitsbehälter bei den bisher behandelten Störfallabläufen aber nicht kurzfristig, sondern erst nach etwa 30 Stunden versagen würde, wäre vor allem auf Grund von Ablagerungseffekten die Spaltproduktfreisetzung erheblich geringer als beim frühen Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters, wie es in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie behandelt wird. Im vergleichbaren Fall kommt es dort beim Ausfall der Sprühsysteme im Sicherheitsbehälter nach wenigen Stunden zum Überdruckversagen. In der deutschen Studie wird daher besonders sorgfältig untersucht, ob auch hier Mechanismen denkbar sind, die zu einem früheren Versagen des Sicherheitsbehälters führen. Herr Heuser hat auch darauf hingewiesen, daß wir die Methoden und die grundsätzlichen Annahmen weitgehend von der amerikanischen Studie übernehmen, vor allem, um die Vergleichsmöglichkeiten soweit wie möglich zu erhalten. Dies führt dazu, daß in einer Reihe von Punkten sehr pessimistisch vorgegangen wird. d.h.,

daß die Untersuchungen sicherlich zu einer oberen Abschätzung des Risikos führen. In einer zweiten Phase der Studie, die neuere Ergebnisse der Sicherheitsforschung berücksichtigen wird, sollen pessimistische Annahmen abgebaut werden, um damit der realistischen Risikoermittlung einen weiteren Schritt näherzukommen. Bei der Veröffentlichung der Ergebnisse wird auf die Probleme zu achten sein, die sich aus dieser Vorgehensweise für die öffentliche Diskussion ergeben.

Im Vortrag von Herrn Hörtner wurde gezeigt, welchen Einfluß Transienten, d.h. Störfälle, die nicht durch einen Kühlmittelverlust ausgelöst werden, auf das Risiko haben können. In diesem Bereich ist es zum Teil notwendig, Versagenskriterien für die Sicherheitssysteme neu festzulegen. So sind bei einem fehlerhaften Nichtschließen eines Abblaseventils am Druckhalter andere und sicherlich geringere Anforderungen an die Hochdruck-Notkühlssysteme zu stellen als bei einem Kühlmittelverlust durch eine Leckage an anderen Stellen des Reaktorkühlkreislaufs.

Aus dem Vortrag von Herrn Lindauer über die Auswertung von Betriebserfahrungen ist vor allem festzuhalten, daß trotz des bisher relativ geringen Aufwandes in dieser Richtung Verfügbarkeitszahlen über wichtige Komponenten auch auf diesem Wege überprüft werden konnten. Dies ist eine weitere Bestätigung für das Vorhaben, diese Arbeiten von den Anlagen Biblis-A und -B, auf die sie sich bisher konzentriert haben, auch auf andere Druckwasserreaktoren auszudehnen. Die Zustimmung von Obrigheim und Stade, dort Einsicht in die entsprechenden Unterlagen nehmen zu können, liegt vor.

Herr Hübschmann hat über das Unfallfolgenmodell berichtet. Hier wurden Rechnungen für einen ganz spezifischen Störfallablauf vorgestellt, und zwar für das späte Überdruckversagen, das im Vortrag von Herrn Heuser im einzelnen beschrieben wurde. Danach würden selbst bei diesem hypothetischen Störfall auf Grund der zu erwartenden Wettersituationen in 99 von 100 Fällen in der Umgebung keine akuten Todesfälle auftreten. Es sei nochmals betont, daß es sich hierbei nicht um endgültige Ergebnisse der Studie handelt. Es sollten vielmehr die Vorgehensweise des Modells exemplarisch aufgezeigt und typische Ergebnisse vorgestellt werden.

Der Vortrag von Herrn Diepold hat eine ganze Reihe von interessanten Erkenntnissen wiedergegeben. Dies gilt unter anderem für die Feststellungen,

- daß dem Bürger die Existenz von Gefahrenpotentialen und deren mögliche Wirkungen durchaus bekannt sind, auch wenn er sie nicht täglich erfährt,
- daß gerade bei der Kernenergie die notwendige Differenzierung zwischen Gefahrenpotential und tatsächlicher Gefährlichkeit, die bei anderen Technologien durchaus verstanden wird, nicht in ausreichendem Maße gelungen ist,
- und daß die Mehrheit der Bevölkerung die technologische Entwicklung, einschließlich der Kernenergie, nicht negativ sieht.

Wichtig ist vor allem auch die Warnung vor der Gefahr, den Bürger mit technischen Details zu überhäufen. Gerade in der Diskussion über die Kernenergie ist es notwendig, sich auch dem Laien verständlich zu machen. Andererseits wird es dann zwangsläufig schwieriger, die wesentlichen Aussagen technisch präzise stehen zu lassen. Hierin liegt auch eine wichtige Aufgabe bei der Darstellung der Ergebnisse aus der Risikostudie.

Im Vortrag von Herrn Lukes und der anschließenden Diskussion wurde die Problematik besonders deutlich, Ergebnisse einer Risikostudie ebenso wie die Praxis, die sich in den Genehmigungsverfahren herausgebildet hat, in geeignete Rechtsnormen umzusetzen. Durch eine klare Definition des Standes von Wissenschaft und Technik würde den Gerichten sicherlich in vielen Fällen die Entscheidungsfindung vereinfacht. Hier können Risikostudien zwar eine Hilfestellung leisten, wenn es darum geht, den Stand von Wissenschaft und Technik genauer festzulegen. Die Festschreibung von zulässigen Risikogrenzwerten per Gesetz erscheint jedoch momentan aus technischer und aus juristischer Sicht weder notwendig noch sinnvoll, obwohl die Diskussion zeigte, daß hierüber die Meinungen auseinandergehen. Herr Lukes hat hier - sicherlich zu Recht - darauf hingewiesen, daß der Gesetzgeber wohl kaum bereit und in der Lage wäre, maximal zulässige Schadensfolgen, sei es für die Kernenergie oder für andere Technologien, explizit festzulegen.

Schließlich noch einige Bemerkungen zur Reaktion der Öffentlichkeit auf Risikostudien: Die Ergebnisse der amerikanischen Studie wurden zunächst positiv aufgenommen. Sie hatten gezeigt, daß Störfälle mit schweren Auswirkungen äußerst unwahrscheinlich sind und daß die Auswirkungen von Störfällen erheblich geringer sind, als früher angenommen. Bei der intensiven Diskussion der letzten Jahre, insbesondere auch in der Bundesrepublik, wurde jedoch der Aspekt der Schadensfolgen sehr stark in den Vordergrund gerückt. Man war hier zu leicht geneigt, die sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeiten mit einem Federstrich wegzuwischen und damit die Proportionen aus den Augen zu verlieren.

Zum Abschluß sei noch allen Teilnehmern am Fachgespräch gedankt. Wenngleich - sicherlich entgegen mancher höher gespannten Erwartung - aus der deutschen Risikostudie nur Teilergebnisse vorgestellt und diskutiert werden konnten, so ergab sich jedoch aus den Diskussionen eine ganze Reihe von Anregungen für die weitere Arbeit.

